

*Г.П. ВЕРХИВКЕР, В.П. КРАВЧЕНКО*

**ОСНОВЫ РАСЧЕТА И КОНСТРУИРОВАНИЯ ЯДЕРНЫХ  
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ**

**Учебник**

Рекомендовано Министерством образования и науки Украины в качестве учебника для студентов вузов, обучающихся по специальности «Атомная энергетика»

**Одесса 2008**

**УДК 621.039.577(075.8)**

Рецензенты: – кафедра атомных электростанций и технической теплофизики Национального технического университета Украины «Киевский политехнический университет»;

- профессор кафедры теплообмена Одесской государственной академии холода, доктор технических наук В.А. Календарьян;
- профессор кафедры автоматизации судовых паросиловых установок Одесской национальной морской академии, доктор технических наук С.М. Сурин.

Верхивкер Г.П., Кравченко В.П.

Основы расчета и конструирования ядерных энергетических реакторов.  
Учебник / Под общ. ред. Дубковского В.А. — Одесса: ТЕС, 2008. — 409 с., ил.

ISBN 978-966-8145-82-7

ВБК 31.46,2-02я73

В учебнике приводятся конструкции и основные особенности ядерных энергетических реакторов различных типов, основы тепло-гидравлического расчета ядерных реакторов, расчета регулирующих органов и борного регулирования, прочностного расчета корпуса реакторов, приводятся также контрольные вопросы по курсу, способствующие его самостоятельному изучению, задачи по разделам курса, примеры тепло-гидравлического и нейтронно-физического расчетов реактора типа ВВЭР.

Учебник предназначен для студентов и аспирантов вузов, обучающихся по специальности «Атомная энергетика», может быть полезно специалистам, работающим в области атомной энергетики. Представлены материалы, написанные на основе многолетнего чтения лекций по соответствующему курсу в Одесском национальном политехническом университете.

## Список условных сокращений и обозначений

АРК	–	органы регулирования в реакторах типа ВВЭР-440, выполняющие функции аварийного останова, регулирования мощности и компенсации избыточной реактивности;
АЭС	–	атомная электростанция;
АКНП	–	аппаратура контроля нейтронного потока;
БЗТ	–	блок защитных труб;
ВК	–	водо-водяной реактор с кипящей водой;
ВВЭР	–	водо-водяной энергетический реактор;
ВКУ	–	внутрикорпусные устройства;
ДР	–	дистанционирующая решетка;
ИК	–	ионизационные камеры;
КИП	–	контрольно-измерительные приборы;
КНИ	–	канал нейтронных измерений;
МПА	–	максимальная проектная авария;
НК	–	направляющий канал;
ОР	–	орган регулирования;
ПЭЛ	–	поглощающий элемент;
СВРК	–	система внутриреакторного контроля;
СВП	–	стержни выгорающего поглотителя;
СКП	–	система контроля перегрузки;
СУЗ	–	система управления и защиты;
ТВС	–	тепловыделяющая сборка;
ТВЭЛ	–	тепловыделяющий элемент;
ТК	–	температурный канал;
ЭВ	–	энергоснабжение.

## СОДЕРЖАНИЕ

ВВЕДЕНИЕ.....	5
ЧАСТЬ I. КОНСТРУКЦИИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ.....	9
I. ОСОБЕННОСТИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА КАК ИСТОЧНИКА ЭНЕРГИИ.....	9
1.1. Основные понятия ядерной физики.....	9
1.2. Особенности ядерных реакторов как источников энергии.....	16
1.3. Основные элементы ядерных реакторов и их материалы.....	21
1.4. Классификация ядерных реакторов.....	23
2. ВОДО-ВОДЯНЫЕ РЕАКТОРЫ.....	28
2.1. Общие положения.....	28
2.2. Конструкция реакторов типа ВВЭР.....	31
2.2.1. Корпус реактора.....	33
2.2.2. Внутрикорпусные устройства.....	39
2.2.3. Активная зона.....	46
2.2.4. Конструкция ТВС, ПС СУЗ, СВП реактора ВВЭР-1000.....	54
2.3. Компоновка реактора.....	86
2.4. Реакторы типа PWR.....	91
2.5. Повышение надежности и безопасности работы реакторов ВВЭР.....	98
2.6. Водо-водяные кипящие реакторы.....	111
2.7. Реакторы атомных станций теплоснабжения.....	118
3. РЕАКТОРЫ С ГРАФИТОВЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ.....	125
3.1. Общие положения.....	125
3.2. Графитовые реакторы с водяным теплоносителем.....	125
3.2.1. Реакторы с перегружаемыми каналами.....	125
3.2.2. Реакторы с неперегружаемыми каналами.....	130
3.2.3. Авария на Чернобыльской АЭС.....	144
3.3. Реакторы с графитовым замедлителем и газовым теплоносителем.....	149
3.3.1. Низкотемпературные реакторы.....	149
3.3.2. Усовершенствованные газоохлаждаемые реакторы (УГР).....	150
3.3.3. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы.....	152
4. РЕАКТОРЫ С ТЯЖЕЛОВОДНЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ.....	164
4.1. Общие положения.....	164
4.2. Канальные реакторы с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем.....	166
4.3. Канальные реакторы с тяжеловодным замедлителем и легководным теплоносителем.....	171
5. ЖИДКОСОЛЕВЫЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ.....	175
5.1. Общие положения.....	175
5.2. Жидкосолевой уран-ториевый реактор-размножитель на тепловых нейтронах.....	177
6. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ.....	181
6.1. Общие положения.....	181
6.2. Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.....	185
6.3. Проект реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем.....	202
6.4. Использование в РБН свинцово-висмутového теплоносителя.....	205
6.5. Реакторы на быстрых нейтронах с газовым охлаждением.....	207
6.6. Проблема накопления плутония.....	211

## ВВЕДЕНИЕ

Пуск в июне 1954 г. Первой атомной электростанции в г. Обнинске Калужской области (Россия) явился настоящей научно-технической революцией в жизни человечества. Значение этого события трудно переоценить. Действительно, человечество получило новый источник энергии, сопоставимый по доступным запасам с запасами органического топлива (при использовании в качестве первичного топлива  $^{235}_{92}\text{U}$  в реакторах на тепловых нейтронах). При использовании реакторов на быстрых нейтронах для получения нового ядерного горючего  $^{233}_{92}\text{U}$  и  $^{232}_{90}\text{Th}$  человечество обеспечивается энергоресурсами на тысячелетия.

Несмотря на достаточно распространенное мнение общественности об экологической опасности атомных электростанций, особенно усилившееся после чернобыльской аварии в апреле 1986 г., можно с достаточным основанием утверждать, что АЭС оказывают на окружающую среду значительно меньшее влияние, чем тепловые электростанции. Работа ТЭС сопровождается выбросом в окружающую среду большого количества золы, серного ангидрида и окислов азота, которые в атмосфере смешиваются с парами воды и превращаются в серную и азотную кислоты, выпадающие в виде "кислотных дождей". Работа ТЭС приводит к выбросу в атмосферу углекислого газа, вызывающего парниковый эффект, который приводит к изменениям климата и вследствие этого к совершенно непредсказуемым для человечества последствиям. Работа АЭС экологически безопасна и становится опасной для окружающей среды только при крупных авариях, связанных с выбросом радиоактивности. Вывод о том, что на этом основании нежелательно строительство АЭС, представляется совершенно ошибочным. Наоборот, следует строить АЭС с реакторами, имеющими повышенную безопасность, обладающими свойством саморегулируемости. Эксплуатация таких энергоустановок более безопасна для экологии, чем использование традиционных источников энергии.

Особенно актуально строительство АЭС в Украине, обеспеченность которой собственными энергоресурсами находится на уровне ~40 %. Строительство новых блоков АЭС является практически единственной возможностью для Украины обеспечить себя необходимым количеством электроэнергии. В настоящее время на украинских АЭС вырабатывается более 50 % электроэнергии. В то же время есть страны, у которых выработка электроэнергии на АЭС доходит до 50-75 % (Япония, Бельгия, Швеция, Швейцария, Франция и др.). За 50 лет своего развития АЭС и обслуживающие их предприятия превратились в ведущую отрасль народного хозяйства, оказывающую значительное влияние на научно-технический прогресс не только в энергетике, но и привело к созданию новых производств и технологий.

По состоянию на начало 2006 г. ядерная энергетика использовалась в 32 странах мира, общее количество действующих ядерных реакторов достигло 438 шт., их суммарная мощность составила порядка 353,3 ГВт. В настоящее время еще в 14 странах строятся 27 ядерных реакторов. По принятой в настоящее

время программе строительства АЭС на Украине до 2030 г. должно быть построено 11 блоков АЭС, мощностью 11 – 12 ГВт.

В начале 80-х прошлого столетия в обществе достаточно широко обсуждались дальнейшие темпы строительства АЭС. Рассматривались три сценария развития: высокий темп строительства, средний и низкий. Сейчас можно констатировать, что действительные темпы развития ядерной энергетики оказались значительно ниже прогнозируемых. Спад в темпах развития явился результатом реакции общества на чернобыльскую аварию. Ущерб от этой аварии по некоторым оценкам составил сумму, сопоставимую со всей прибылью от АЭС за весь период их существования. К критикам АЭС следует добавить и антивоенную пропаганду против ядерного оружия. Поэтому в ряде стран одно время был объявлен мораторий на строительство АЭС (Украина, Германия и др.), впоследствии отмененный. Оказалось, что все энергетические предприятия вообще отрицательно влияют на окружающую среду, причем АЭС среди них далеко не самые худшие. Однако потребность в электроэнергии в связи с ростом населения, выработкой дешевых месторождений полезных ископаемых, снижением плодородия почв, увеличивающейся потребностью в минеральных удобрениях, повышением, наконец, уровня жизни – будет постоянно возрастать. Удовлетворить эту потребность без привлечения атомной энергетики не удастся.

В последние десятилетия получили распространение призывы использовать природные, возобновляемые источники энергии – в основном, солнечную энергию и ветровую. Не отрицая полезность использования этих видов энергии, отметим, что основной их недостаток заключается в рассеянном, рассредоточенном характере, а следовательно, в необходимости отведения под них колоссальных территорий. Поэтому их использование связано с не меньшими экологическими трудностями, чем строительство гидроэлектростанций.

В настоящее время мир встал на путь массового ядерного разоружения. В результате высвободилось огромное количество ядерного горючего в виде Pu-239 и U-235. Даже при использовании их в качестве горючего в современных типах реакторов их хватит на ближайшие 40-50 лет, а при использовании в более экономичных и перспективных реакторах будущего - на еще больший период. Кстати, это единственная возможность утилизации этих радиоактивных материалов. Дебаты о будущем ядерной энергетики, проходящие в настоящее время в ряде стран мира, достаточно остры. В ходе этих дебатов часто используются ссылки на Францию, Японию и другие развитые страны, отдающие приоритет ядерной энергетике. Однако эти ссылки не действуют на противников ядерной энергетики. Представляется, что это будет до тех пор, пока общество не будет уверено в полнейшей безопасности АЭС.

Сердцем атомной электростанции является ядерный реактор — устройство, предназначенное для организации и поддержания управляемой цепной реакции деления ядер. Конструкция и работа реактора оказывают основное влияние на безопасность АЭС, состав оборудования и схему, а также на смежные производства, обеспечивающие подготовку ядерного топлива. В развитии ядерных реакторов можно отметить несколько периодов:

- первый длился с 1954 г. по 1964 г., когда были построены реакторы 1-го поколения, продемонстрировавшие возможность использования ядерной энергии для получения электрической и тепловой энергии. В этот период во многих странах мира были построены прототипные ядерные реакторы различных конструкций и была проведена отработка их эксплуатации;
- второй период длился с 1965 г. по 1985 г. Этому периоду свойственна некоторая эйфория от использования ядерной энергетики: электрическая мощность отдельных блоков АЭС повысилась до 1000 – 1300 МВт. Совершенствование реакторов 2-го поколения было направлено, в основном, на удешевление самих реакторов и повышение КПД АЭС, следовательно, на создание предельно напряженных активных зон. Чернобыльская авария 26 апреля 1986 г. показала, что главным критерием при создании ядерных реакторов должна быть их безопасность;
- третий период развития ядерных энергетических установок характеризуется разработкой реакторов предельной безопасности. Проекты таких реакторов появились в начале XXI века. Эти реакторы менее экономичны, их активная зона менее напряжена, они дороже, но зато они безопасны.

Вообще, безопасным реактором следует называть такой реактор, который ни при каких не контролируемых ситуациях не создает радиоактивное загрязнение вне пределов реакторного зала.

Реактором с внутренней безопасностью называется такой реактор, в котором авария гасится не усилиями оператора, а автоматически, в результате заложенных в него физических свойств. Сейчас, в постчернобыльскую эпоху, разработке таких реакторов уделяется основное внимание.

Конструкция ядерного реактора должна обеспечивать его саморегулируемость. Решение этой задачи невозможно без знания конструкции и методов расчета ядерного реактора.

Целью курса «Основы расчета и конструирования ядерных реакторов» является обеспечение знаний, необходимых эксплуатационному, ремонтному и монтажному персоналу АЭС для надежной и безопасной работы этих объектов. Учебник может быть полезен также специалистам, занятым проектированием реакторных установок. Поэтому этот курс является одним из основных в системе подготовки специалистов по атомной энергетике. Предполагается, что изучающие этот курс имеют необходимую подготовку по ядерной физике и нейтронно-физическим процессам, проходящим в ядерном реакторе. Учитывая, что методике нейтронно-физического расчета уделяется достаточно много внимания в литературе, этот вопрос подробно не рассматривается в данном учебнике. Лишь в первом разделе напоминаются основные принципы работы ядерного реактора и некоторые основные определения, применяемые в ядерной технике, и в приложении приводится пример нейтронно-физического расчета реактора ВВЭР.

Предлагаемый учебник основан на курсе лекций, длительное время читаемых авторами в Одесском политехническом университете на кафедре атомных электростанций, а также на работах и учебниках профессора

Московского энергетического института Б.А. Дементьева, профессора кафедры АЭС и ТТФ НТУУ «Киевский политехнический институт» С.В. Широкова и другой учебной и научной литературе разных лет издания. В учебнике приводятся контрольные вопросы к каждому разделу курса, задачи для практических занятий и пример тепло-гидравлического и нейтронно-физического расчета реактора типа ВВЭР для курсового и дипломного проектирования, а также некоторые справочные данные, необходимые для выполнения этих расчетов.

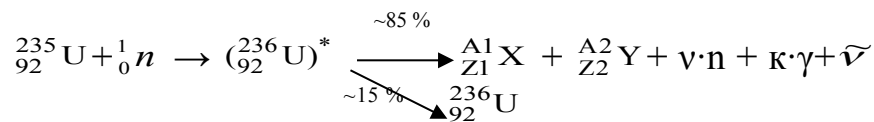


# ЧАСТЬ I. КОНСТРУКЦИИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

## I. ОСОБЕННОСТИ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА КАК ИСТОЧНИКА ЭНЕРГИИ

### 1.1. Основные понятия ядерной физики

Принцип работы ядерного реактора основан на способности ядер некоторых тяжелых элементов ( ${}_{92}^{233}\text{U}$ ,  ${}_{92}^{235}\text{U}$ ,  ${}_{94}^{239}\text{Pu}$  и др.) при захвате нейтрона переходить в неустойчивое, возбужденное состояние и затем, практически мгновенно ( $10^{-4}$  с), делиться на два одноименно заряженных осколка с одновременным испусканием 2–3 свободных нейтронов, нескольких  $\gamma$ -квантов и антинейтрино:



Звездочкой (\*) отмечено неустойчивое состояние ядра. Осколки X и Y имеют различные заряды и различное количество нейтронов, т.е. имеют различные массовые числа  $A=Z+N$  и различное количество протонов Z, определяющих заряд ядра (N – число нейтронов в ядре). Лишь в 6 % при делении ядра образуются одинаковые ядра. Стойкость ядер зависит от соотношения находящихся в ядре элементарных частиц – протонов  ${}^1_1p$  и нейтронов  ${}^1_0n$ . Если это соотношение лежит вне области устойчивости – происходит деление ядра либо переход ядра в устойчивое состояние, сопровождающееся вылетом  $\gamma$ -квантов или других элементарных частиц. Вероятность прохождения реакции деления значительно выше (85 %), чем переход ядра в устойчивое состояние без деления. Одноименно заряженные осколки отталкиваются друг от друга и разлетаются с большой скоростью. Однако пробег осколков деления в веществе очень мал. Так, например, в воздухе пробег осколков деления примерно 20 мм, в алюминии - 0,014 мм, в уране - 0,0067 мм. Кинетическая энергия осколков деления составляет ~80 % энергии, выделяющейся при делении атомного ядра. Остальная часть энергии приходится на долю выделяющихся нейтронов деления,  $\gamma$ -квантов и антинейтрино. Распределение энергии, выделяющейся при делении ядер нуклидов различных элементов, приводится в табл. 1.1.

Образующиеся осколки деления радиоактивны, соотношение количества нейтронов и протонов в них лежит вне области устойчивости и поэтому они распадаются. При распаде осколков деления один из нейтронов в новом ядре превращается в протон, заряд ядра увеличивается на единицу, а из ядра вылетают электрон и антинейтрино. Обычно образующиеся осколки испытывают 3 последовательных акта распада с различными периодами полураспада (время, за которое количество ядер данного элемента уменьшается

вдвое) и составляет от долей секунды до сотен лет. После прохождения последовательной цепочки распадов образуется устойчивое ядро.

В результате захвата нейтрона ядром тория либо ядром урана-238 образуется ядро элемента, период полураспада которого составляет  $1,3 \cdot 10^5$  лет (U-233) или  $2,4 \cdot 10^4$  лет (Pu-239) и др.

Таблица 1.1

Энергия, выделяющаяся при делении ядер тепловыми нейтронами, МэВ

Продукты деления	Делящийся элемент		
	U-233	U-235	Pu-239
Легкий осколок	99,9±1	99,8±1	101,8±1
Тяжелый осколок	67,9±0,7	68,4±0,7	73,2±0,7
Мгновенные нейтроны	5,0	4,6	5,8
Мгновенные $\gamma$ -кванты	7,0	7,5	7,0
$\beta$ -частицы, испускаемые продуктами деления	8,0	7,8	8,0
$\gamma$ -кванты, испускаемые продуктами деления	4,2	6,8	6,2
Антинейтрино	11,0	11,0	11,0
Полная энергия, выделяющаяся в результате одного акта деления	203,0	206,0	213,0

Способностью делиться при захвате теплового нейтрона обладают нечетные изотопы урана и плутония. Четные изотопы этих элементов делятся под воздействием быстрых нейтронов.

Помимо деления ядер тяжелых элементов под действием нейтронов, существует так называемое спонтанное деление ядер тяжелых элементов, происходящее крайне редко и являющееся источником нейтронов.

Нейтроны и  $\gamma$ -кванты, выделяющиеся при делении основного ядра, называются мгновенными. Нейтроны и  $\gamma$ -кванты, выделяющиеся при радиоактивном распаде осколков деления, называются запаздывающими. Несмотря на относительно малое количество запаздывающих нейтронов (при делении ядер U-235 доля запаздывающих нейтронов составляет всего 0,0065, для Pu-239 и U-233 эта доля составляет 0,0021 и 0,0026 соответственно), эти нейтроны играют очень большую роль при управлении ядерными реакциями.

Как известно, масса атомного ядра меньше, чем сумма масс протонов и нейтронов, составляющих это ядро. Разность между суммой масс покоя протонов и нейтронов и массой ядра называется **дефектом массы**. Энергия, выделяющаяся при делении ядер, эквивалентна этому дефекту массы. По закону Эйнштейна связь между массой и энергией выражается как

$$E = \Delta m \cdot c^2,$$

где  $\Delta m$  - дефект массы,  $C=3,0 \cdot 10^8$  м/с – скорость света в вакууме. Дефект массы рассчитывается следующим образом:

$$\Delta M = Z \cdot m_p + N \cdot m_n - m_{\text{я}},$$

где  $Z$  и  $N$  - количество протонов и нейтронов в ядре соответственно,  $m_p$  - масса протона;  $m_n$  - масса нейтрона;  $m_{\text{я}}$  - масса ядра.

В ядерной физике масса выражается в атомных единицах массы. 1 а.е.м. =  $1,66 \cdot 10^{-27}$  кг. Масса покоя протона составляет 1,007276 а.е.м., масса нейтрона 1,008665 а.е.м., энергия, эквивалентная 1 а.е.м:

$$E = 1,66 \cdot 10^{-27} \cdot (2,99 \cdot 10^8)^2 = 1,492 \cdot 10^{-10} \text{ Дж} = 9,315 \cdot 10^8 \text{ ЭВ} = 931,5 \text{ МэВ}.$$

Общее название протона и нейтрона – **нуклон**. Существуют вещества, имеющие одинаковое количество протонов, но различное число нейтронов. Такие вещества называются **изотопами и нуклидами**. Энергия связи, приходящаяся на 1 нуклон, называется удельной энергией связи и определяется как  $\epsilon = E_{\text{св}}/A$ , где  $E_{\text{св}}$  – энергия связи ядра;  $A$  - относительная атомная масса (сумма числа протонов и нейтронов в ядре).

При синтезе легких ядер также выделяется большое количество энергии. Так, например, ядро гелия образуется из двух ядер дейтерия. Удельная энергия связи ядра дейтерия составляет 1,11 МэВ. В каждом ядре дейтерия 2 нуклона (1 протон и 1 нейтрон). Следовательно, полная энергия связи ядра дейтерия 2,22 МэВ. Ядро гелия состоит из четырех нуклонов и удельная энергия связи этого ядра составляет 7,07 МэВ, полная энергия  $7,07 \times 4 = 28,28$  МэВ. Разность энергий связи ядра гелия и двух ядер дейтерия составит  $28,28 - 4,44 = 23,84$  МэВ, а на 1 нуклон приходится  $\epsilon = 23,84/4 = 5,96$  МэВ. Поэтому в термоядерном реакторе, где проходит реакция синтеза легких ядер, выделяется значительно большее количество энергии на 1 кг синтезируемых веществ, чем в обычном реакторе, где проходит процесс деления тяжелых ядер.

**Радиоактивность.** Радиоактивностью называется способность ядер самопроизвольно распадаться с излучением элементарных частиц, имеющих ядерное происхождение, либо спонтанно распадаться на 2 осколка с одновременным излучением элементарных частиц. Радиоактивностью, прежде всего, обладают ядра искусственного происхождения. Образующиеся при этом элементарные частицы полностью или частично тормозятся в том же веществе, где они образуются, и энергия этих ядер или частиц сообщается ядрам того элемента, вызывая нагрев этого элемента и необходимость отвода от него теплоты. Так как осколки деления ядер в реакторе радиоактивны, то тепло в реакторе продолжает выделяться и после прекращения реакции деления. Это тепло называется **остаточным тепловыделением** и вызывает необходимость отвода тепла от реактора даже после его остановки, что является особенностью ядерного реактора.

Радиоактивный распад элементов осуществляется с различной скоростью, характеризуемой **периодом полураспада**. Под последним понимается время, за которое число ядер радиоактивных элементов уменьшается вдвое. Период полураспада  $T_{1/2}$  различен у различных элементов и изменяется от долей

секунды до сотен лет. Принимается, что за время, равное  $10 \cdot T_{1/2}$ , практически распадаются все радиоактивные ядра, так как после такого промежутка времени остается всего 0,001 доля первоначального числа ядер. **Единицей измерения радиоактивности является Бк (беккерель): 1 Бк = 1 распад в секунду.** Внесистемной единицей является **Кюри: 1 Ки =  $3,7 \cdot 10^{10}$  Бк.**

**Ядерные реакции** – это реакции взаимодействия между ядром и элементарной частицей. Радиоактивность — это не ядерная реакция. Ядерные реакции могут проходить либо с выделением энергии (экзотермические реакции), либо с поглощением энергии (эндотермические реакции). Основное значение для работы ядерного реактора имеют экзотермические нейтронные реакции, т.е. реакции между ядром элемента и взаимодействующим с ним нейтроном. Однако в реакторе могут проходить и реакции взаимодействия ядра с  $\alpha$ -частицами и  $\gamma$ -квантами. Вероятность прохождения той или иной реакции определяется **эффективным сечением реакции**, под которым понимается вероятность прохождения ядерной реакции ядра, расположенного на  $1 \text{ м}^2$ , с одним нейтроном за одну секунду. Размерность эффективного сечения ядерной реакции измеряется в  $\text{см}^2$  или барнах:  $1 \text{ барн} = 10^{-24} \text{ см}^2$ . Это сечение называется **микроскопическим сечением реакции**. Вероятность взаимодействия нейтрона с ядрами вещества в единице объема называется **макроскопическим сечением реакции**. Оно равно произведению микроскопического сечения на количество ядер этого элемента, находящихся в единице объема, где эти реакции проходят. Размерность макроскопического сечения -  $\text{см}^{-1}$ .

Вероятность прохождения ядерной реакции измеряется экспериментально. Физически эту вероятность можно представить как площадь, отнесенную к ядру мишени, пересекая которую нейтрон вызывает ядерную реакцию. Величина  $\sigma_i$  зависит от типа реакции и энергии бомбардирующего нейтрона. Чем меньше энергия нейтрона, тем меньше его скорость, тем больше время нахождения нейтрона в поле действия ядерных сил и тем выше вероятность прохождения ядерной реакции. Этим и объясняется необходимость замедления нейтронов (т.е. снижение их энергии) и, соответственно, использование замедлителя в реакторах на тепловых нейтронах. В реакторах на быстрых нейтронах замедление нейтронов нежелательно, но в них меньшая вероятность взаимодействия нейтрона с ядром компенсируется большим количеством делящихся ядер в единице объема.

Для работы ядерного реактора особое значение имеют реакции между нейтронами и ядрами элементов, находящихся в активной зоне. Эти реакции приводятся в табл. 1.2.

**Реакцией деления** ядра называется деление ядра топлива на 2 осколка. **Ядерным топливом** называется вещество, ядра которого способны при захвате нейтрона делиться на 2 осколка с одновременным образованием свободных нейтронов, гамма-квантов и антинейтрино. **Первичным топливом** называется ядерное топливо, закладываемое в реактор и являющееся основным источником нейтронов деления. **Вторичным** называется ядерное топливо, образующееся в реакторе в результате захвата

нейтрона ядром  ${}^{238}_{92}\text{U}$  либо  ${}^{232}_{90}\text{Th}$ . Это, соответственно, нечетные изотопы  ${}^{239}_{94}\text{Pu}$  и  ${}^{233}_{92}\text{U}$ . Элемент, превращающийся в ядерном реакторе в ядерное топливо, называется сырьевым.

Таблица 1.2

Основные типы реакций, идущих в ядерном реакторе

Реакция	Обозн. реакц.	Обозн. сечен.	Уравнение реакции	Примечание
Упругое рассеяние	(n, n)	$\sigma_s, \Sigma_s$	${}^1_1\text{H} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^1_1\text{H} + {}^1_0\text{n}$ ${}^{12}_6\text{C} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^{12}_6\text{C} + {}^1_0\text{n}$	Замедление нейтронов в замедлителе, теплоносителе, биозащите, отражателе
Неупругое рассеяние	(n, n')	$\sigma_{in}, \Sigma_{in}$	${}^{238}_{92}\text{U} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^{238}_{92}\text{U} + {}^1_0\text{n} + \gamma$ ${}^{90}_{40}\text{Zr} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^{90}_{40}\text{Zr} + {}^1_0\text{n} + \gamma$	Замедление нейтронов в топливе, в конструкционных материалах и биозащите
Радиационный захват нейтронов (захват без деления)	(n, $\gamma$ )	$\sigma_\gamma, \Sigma_\gamma$	${}^{238}_{92}\text{U} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^{238}_{92}\text{U} + \gamma$ ${}^{91}_{40}\text{Zr} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^{92}_{40}\text{Zr} + \gamma$ ${}^{23}_{11}\text{Na} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^{24}_{11}\text{Na} + \gamma$ ${}^{113}_{48}\text{Cd} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^{114}_{48}\text{Cd} + \gamma$	Поглощение нейтронов в топливе, конструкционных материалах, теплоносителе, замедлителе, биозащите, в регулирующих стержнях, выполненных из Cd
Реакция деления	(n, f)	$\sigma_f, \Sigma_f$	${}^{235}_{92}\text{U} + {}^1_0\text{n} \rightarrow$ ${}^{A_1}_{z_1}\text{X} + {}^{A_2}_{z_2}\text{Y} +$ $\nu {}^1_0\text{n} + k \cdot \gamma + \bar{\nu}$	Основная реакция, проходящая в ядерном реакторе, в результате которой ядро делится на два осколка с различным количеством нейтронов и протонов, высвобождением нескольких свободных нейтронов, выделением $\gamma$ -квантов и антинейтрино
Реакция удвоения нейтронов	(n, 2n)	$\sigma_{2n}, \Sigma_{2n}$	${}^{12}_6\text{C} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^{12}_6\text{C} + 2{}^1_0\text{n}$	Используется для увеличения количества нейтронов (регистрация потока нейтронов с энергией выше пороговой)

Окончание табл. 1.2

Реакция	Обозн. реакц.	Обозн. сечен.	Уравнение реакции	Примечание
Реакция с испусканием $\alpha$ -	(n, $\alpha$ )	$\sigma_\alpha, \Sigma_\alpha$	${}^{10}_5\text{B} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^7_3\text{Li} + \alpha$	Поглощение нейтронов в регулирующих стержнях, выполненных

частиц				из бора
Реакция с испусканием протонов	(n, p)	$\sigma_p, \Sigma_p$	${}^{16}_8\text{O} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^{16}_7\text{N} + {}^1_1\text{p}$	Реакция, приводящая к активации воды 1-го контура
Реакция с испусканием нейтронов под действием $\alpha$ -излучения	( $\alpha$ , n)	$\sigma_{(\alpha, n)}, \Sigma_{(\alpha, n)}$	${}^9_4\text{Be} + \alpha \rightarrow {}^{12}_6\text{C} + {}^1_0\text{n}$	Используется в источниках нейтронов при физическом пуске реактора
Фотонейтронные реакции (появление нейтронов под действием $\gamma$ -излучения)	( $\gamma$ , n)	$\sigma_{(\gamma, n)}, \Sigma_{(\gamma, n)}$	${}^2_1\text{D} + \gamma \rightarrow {}^1_1\text{H} + {}^1_0\text{n}$	Реакция расщепления дейтерия, содержащегося в воде и в замедлителе тяжеловодных реакторов

**Цепной реакцией деления** называется самоподдерживающийся процесс деления ядер, в котором каждый акт деления происходит за счет нейтронов, полученных в предыдущем акте деления. Минимальное количество ядерного топлива, в котором осуществляется цепная реакция деления, называется **критической массой**. **Ядерным реактором** называется устройство, в котором осуществляется цепная реакция деления ядер.

**Коэффициентом воспроизводства (КВ)** называется отношение количества вторичного топлива, образовавшегося в ядерном реакторе, к количеству первичного топлива, разделившегося в нем за это же время, либо отношение скорости образования вторичного топлива к скорости убыли первичного топлива.

**Коэффициентом размножения** реактора называется отношение количества нейтронов данного поколения к количеству нейтронов предыдущего поколения. Различают коэффициент размножения реактора бесконечных размеров  $K_\infty$ , не учитывающий утечку нейтронов из реактора, и эффективный коэффициент размножения  $K_{эфф}$ , учитывающий эту утечку. Естественно,  $K_\infty > K_{эфф}$ . **Реактивностью** реактора называется величина  $(K_{эфф}-1)/K_{эфф}$ . В связи с малым отличием при работе реактора величины  $K_{эфф}$  от 1 реактивностью часто называют величину  $\Delta K = K_{эфф}-1$ .

Если величина  $K_{эфф} > 1$  или  $\Delta K > 0$ , то поток нейтронов будет непрерывно

возрастать, энерговыделение в реакторе будет соответственно расти. При  $K_{эфф} < 1$  или  $\Delta K < 0$  поток нейтронов в реакторе и энерговыделение будут затухать. Для нормальной работы реактора необходимо, чтобы  $K_{эфф} = 1$  или  $\Delta K = 0$ .

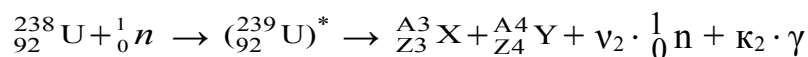
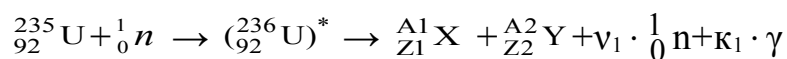
**Периодом реактора** называется время, за которое мощность реактора изменяется в  $e = 2,718$  раз. Это важная динамическая характеристика работы реактора. Продукты деления ядерного топлива делятся на шлаки и отравители. Под последними понимаются вещества, имеющие аномально большое сечение поглощения нейтронов. К таким веществам относятся  ${}_{54}^{135}\text{Xe}$  и  ${}_{62}^{149}\text{Sm}$ . В связи с поглощением нейтронов материалами, содержащимися в активной зоне ядерного реактора (зоне, в которой происходит цепная реакция деления), ядерное топливо приходится обогащать, т.е. повышать в нем содержание делящихся изотопов. **Степенью обогащения** называется отношение количества ядер делящихся изотопов к сумме ядер делящихся и сырьевых изотопов в единице объема топлива, выраженное в процентах. Основным делящимся изотопом, используемым в ядерных реакторах в настоящее время, является  ${}_{92}^{235}\text{U}$ . Однако могут использоваться и  ${}_{92}^{233}\text{U}$ ,  ${}_{94}^{239}\text{Pu}$  либо их смеси друг с другом и с  ${}_{92}^{235}\text{U}$ .

Процесс замены топлива в ядерном реакторе называется перегрузкой реактора. Продолжительность работы реактора от момента загрузки топлива до его перегрузки называется кампанией реактора.

**Удельным энерговыделением** называется количество энергии, выделяющееся в единице объема активной зоны реактора в единицу времени.

**Остаточным тепловыделением** называется теплота, выделяющаяся в реакторе или в отдельных элементах реактора после прекращения ядерной реакции. Продукты деления ядерного топлива радиоактивны. Остаточное тепловыделение является результатом радиоактивного распада продуктов деления и поглощения образующихся при этом распаде элементарных частиц.

Природный уран в основном состоит из двух изотопов:  ${}_{92}^{238}\text{U}$  (99,2 %) и  ${}_{92}^{235}\text{U}$  (0,714 %). Реакции деления их ядер под действием нейтронного облучения идут по следующим схемам:



При каждом акте деления в среднем выделяется примерно 200 МэВ, идущих на нагрев как самих тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), в которых проходит процесс деления, так и окружающей их среды. Эта энергия на 80 % состоит из кинетической энергии осколков деления. Остальные 20 % составляет энергия нейтронов, образующихся при делении ядра, мгновенного и запаздывающего гамма-излучения и энергии  $\beta$ -частиц, испускаемых продуктами деления. Энергия антинейтрино, образующихся при делении ядра, составляет 11 МэВ. Однако антинейтрино не захватываются материалами ядерного реактора, и их энергия поэтому не учитывается.



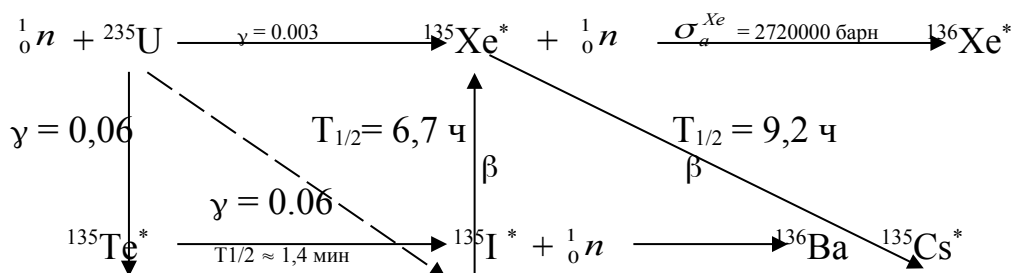


Это требует специальной охлаждаемой защиты, а также специальных мер по защите персонала станции как во время работы реактора, так и во время ремонтов оборудования. Реактор обычно помещается в бетонную шахту и окружается баком биозащиты, заполненным водой, либо используется специальная сухая защита. Оборудование станции, связанное с радиоактивным теплоносителем, находится в специальных боксах, доступ в которые запрещен либо ограничен.

8. В связи с возможным выбросом радиоактивности при аварийных ситуациях на станции основное оборудование реакторного цеха и сам реактор помещаются в специальную герметичную оболочку (гермозону), предотвращающую попадание радиоактивных продуктов в окружающую среду. Помимо гермозоны, предусматриваются специальные барьеры, препятствующие распространению радиоактивности. Имеются в виду топливная матрица, оболочка ТВЭЛа и оборудование I-го контура. Кроме этого, предусмотрены специальные мероприятия, оборудование и системы, препятствующие попаданию радиоактивных веществ при аварийных ситуациях в окружающую среду – так называемые системы локализации аварии.

9. Особенностью реактора является также его "отравление" при внезапной остановке, препятствующее его повторному пуску в течение длительного времени. Повторный запуск реактора становится возможным не ранее чем через сутки. "Отравители", прежде всего  $^{135}_{54}\text{Xe}$ , образуются в реакторе во время его работы, как в результате распада ядра  $^{235}_{92}\text{U}$ , так и в результате радиоактивного распада предшественника в цепочке радиоактивного распада осколка деления  $^{235}_{92}\text{U}$ .

Микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов у ядер  $^{135}_{54}\text{Xe}$  составляет  $\sigma_a = 3,5 \cdot 10^6$  барн, т.е. более чем в 5000 раз больше, чем у ядер  $^{235}_{92}\text{U}$ . Как следует из приведенной схемы, существуют 2 механизма увода ядер: радиоактивный распад и расстрел нейтронами. При нормальной эксплуатации реактора после пуска концентрация ядер  $^{135}_{54}\text{Xe}$  непрерывно нарастает до наступления состояния равновесия. После остановки реактора поток нейтронов падает до 0 и, следовательно, один из механизмов увода исчезает. Поэтому концентрация ядер  $^{135}_{54}\text{Xe}$  начинает возрастать из-за радиоактивного распада предшественника  $^{135}_{54}\text{Xe} - ^{135}_{53}\text{I}$ , период полураспада у которого приблизительно в 1,5 раза меньше, чем у  $^{135}_{54}\text{Xe}$ .



$\gamma = 0,003$  - удельный выход ядра Xe при делении ядра  $^{235}_{92}\text{U}$  ;  
 $\gamma = 0,061$  - удельный выход ядра Te при делении ядра  $^{235}_{92}\text{U}$  .

Примерно через сутки концентрация ядер ксенона падает до такого значения, что реактор может быть снова запущен в работу. Уменьшение реактивности из-за повышения концентрации ядер  $^{135}_{54}\text{Xe}$  в активной зоне называется "йодной ямой", по имени изотопа  $^{135}_{53}\text{I}$  — предшественника Xe. На рис. 1.1 приводится качественное изменение концентрации ядер  $^{135}_{54}\text{Xe}$  во время работы реактора на мощности и после его остановки.

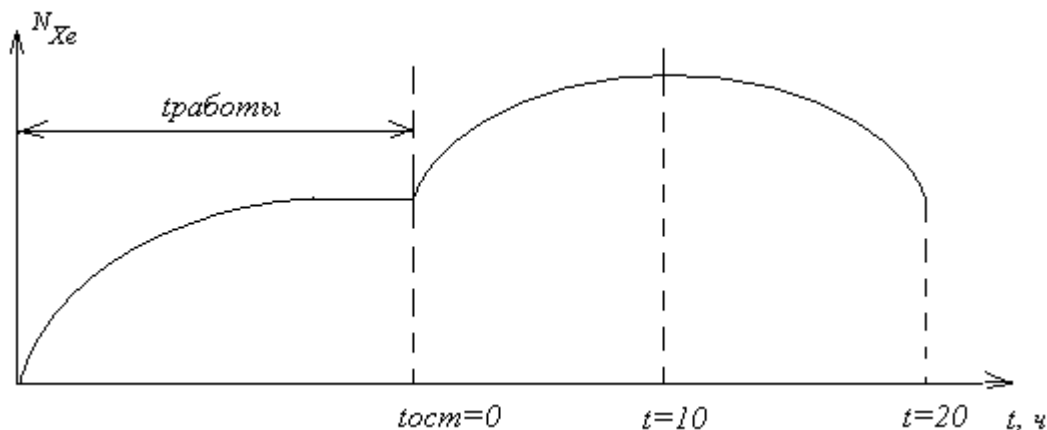


Рис. 1.1. Изменение концентрации ядер Xe-135 во время работы реактора и после его остановки

Из графика видно, что максимальная концентрация ядер Xe наступает примерно через 8...10 ч после остановки, прежняя концентрация наступает через 20...30 ч. Для выхода реактора из "йодной ямы" необходимо иметь запас реактивности либо ждать снижения концентрации Xe.

Отрицательный эффект "йодной ямы" ослабляется, если уменьшить скорость снижения мощности. Таким образом, отравление  $^{135}_{54}\text{Xe}$  существенно влияет на маневренные свойства реактора.

Рассматривая маневренность ядерных реакторов, следует остановиться еще на одном вопросе. Изменение мощности ядерных реакторов, а тем более пуск и останов, приводят к изменению температуры конструкционных материалов, что вызывает знакопеременные напряжения в толстостенных деталях. В результате возникает усталость металла и понижение прочности. Поэтому в ряде конструкций реакторов число пусков и остановок ограничивается как в течение года, так и во время всего периода работы.

10. Реактор, как правило, снабжается набором защит, прекращающих ядерную реакцию при отклонении ряда параметров от предельно допустимых значений (температуры, давления, нейтронного потока и пр.). Однако лучше и надежнее, чтобы реактор обладал свойством саморегулируемости, т.е. при повышении мощности (нейтронного потока) и разгоне реактора его свойства изменялись в направлении снижения мощности. Например, в кипящих реакторах неконтролируемое повышение мощности приводит к увеличению парообразования и количества пара в активной зоне, что уменьшает плотность замедлителя и снижает замедляющую способность, другими словами, приводит к снижению интенсивности реакции.

11. Распределение нейтронного потока и, следовательно, тепловыделения по активной зоне реактора неравномерно. В центре реактора нейтронный поток значительно больше, чем на периферии за счет утечки нейтронов за пределы активной зоны. Несколько снижает эту неравномерность наличие отражателя нейтронов на границе активной зоны.

Отражатель обычно состоит из того же материала, что и замедлитель. В реакторах на быстрых нейтронах замедлитель отсутствует, и активная зона окружается зоной воспроизводства, состоящей из природного или обедненного по делящемуся изотопу урана. В этом случае покидающие активную зону нейтроны наработывают в зоне воспроизводства новое ядерное топливо. С целью уплощения профиля нейтронного потока по радиусу активной зоны применяется неравномерное обогащение топливных кассет по радиусу зоны - большее обогащение на периферии и меньшее в центре. Такое неравномерное обогащение называется **физическим профилированием зоны**. В результате профиль энерговыделения получается более плоским.

При одинаковом обогащении по радиусу применяется также **гидравлическое профилирование** — неодинаковое распределение теплоносителя по кассетам. В центральные кассеты, где большее тепловыделение, направляется больше теплоносителя, в периферийные — меньшее. Таким образом обеспечивается одинаковая температура теплоносителя в разных точках на выходе из активной зоны.

На рис. 1.2 и 1.3 приводится распределение нейтронного потока и, следовательно, тепловыделения по радиусу  $q_R$  и по высоте  $q_z$  активной зоны в однородной цилиндрической активной зоне.

Для непрофилированной зоны распределение нейтронного потока описывается выражением

$$\Phi(r, z) = \Phi_0 \cdot I_0 \left( \frac{2.405 \cdot r}{R_0 + \delta_{эф}} \right) \cdot \cos(\beta_c \cdot z), \quad (1.1)$$

где  $\Phi_0$  - нейтронный поток в центре активной зоны;

$R_0$  - радиус активной зоны;

$\delta_{эф}$  - эффективная добавка (экстраполированный размер зоны, на котором нейтронный поток превращается в 0);

$r$  и  $z$  - текущие радиус и высота;

$$\beta_c = \frac{\pi}{H_0 + 2\delta_{эф}}, \quad (1.2)$$

где  $H_0$  - высота активной зоны;

$I_0$  - функция Бесселя нулевого порядка.

При такой записи принимается, что начало координат находится в центре активной зоны.

Для прямоугольного параллелепипеда (1.1) принимает вид

$$\Phi(x, y, z) = \Phi_0 \cos \frac{\pi x}{B + 2\delta_{эф}} \cdot \cos \frac{\pi y}{B + 2\delta_{эф}} \cdot \cos \frac{\pi z}{B + 2\delta_{эф}}.$$

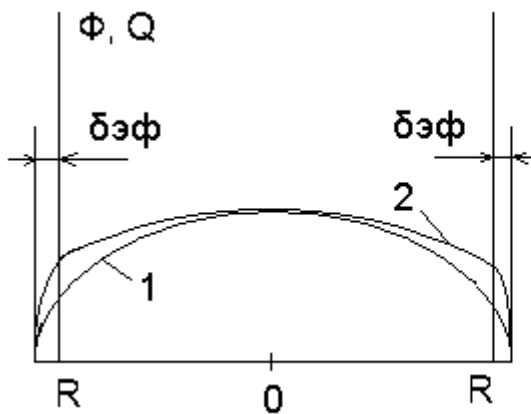


Рис. 1.2. Распределение нейтронного потока и тепловыделения по радиусу активной зоны цилиндрического реактора:

- 1 - одинаковое обогащение кассет;
- 2 - профилированное обогащение

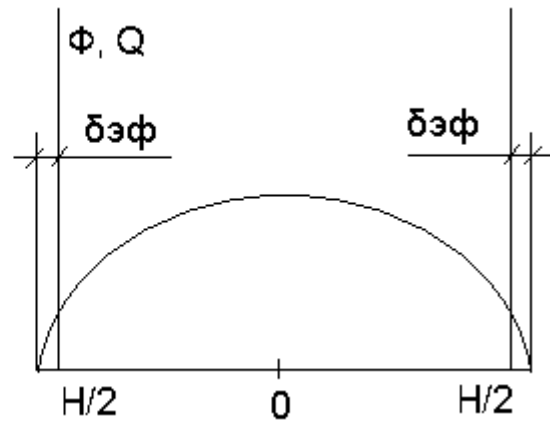


Рис. 1.3. Распределение нейтронного потока и тепловыделения по высоте однородной активной зоны цилиндрического реактора

Для сферы

$$\Phi(r) = \frac{\Phi_0}{r} \sin \frac{\pi r}{R + 2\delta_{эф}}$$

### 1.3. Основные элементы ядерных реакторов и их материалы

Основным элементом ядерного реактора является активная зона, в которой находится ядерное топливо, размещаемое в тепловыделяющих элементах (ТВЭЛх). ТВЭЛы собираются в тепловыделяющие сборки (ТВС) или кассеты. ТВС и ТВЭЛы омываются теплоносителем, который отводит выделяющуюся в ТВЭЛх в результате ядерных реакций теплоту. Чаще всего ТВС и ТВЭЛы располагаются вертикально, образуя правильную решетку.

В качестве ядерного топлива могут использоваться металлический уран, двуокись урана  $UO_2$ , карбиды и дикарбиды урана  $UC$ ,  $UC_2$ . В настоящее время в реакторах на тепловых нейтронах чаще всего используется двуокись урана. Её достоинства:

- совместимость с конструкционными материалами и теплоносителями;
- пористая структура, допускающая достаточно глубокое выгорание и удержание газообразных продуктов деления.

Недостаток - низкая теплопроводность.

Температура плавления двуокиси урана  $\sim 2800$  °С, плотность от 6640 до 10970  $кг/м^3$  в зависимости от способа изготовления. Обогащение топлива колеблется от природного урана до 4-5 % в реакторах на тепловых нейтронах и до 20-23 % в реакторах на быстрых нейтронах.

Металлический уран использовался в первых типах газоохлаждаемых реакторов, температура плавления 1135 °С, плотность ковального урана

19050 кг/м<sup>3</sup>, литого - 18600 кг/м<sup>3</sup>. Металлический уран существует в трех фазах:  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$ .  $\alpha$ -фаза существует до температуры 667 °С;  $\beta$ -фаза - до 772-774 °С, при более высоких температурах уран переходит в  $\gamma$ -фазу. При облучении нейтронами в реакторе металлический уран распухает, его плотность и теплопроводность уменьшаются, металл становится хрупким. Он активно взаимодействует с водой и воздухом. Для улучшения его свойств применяется легирование урана алюминием, хромом, бериллием, железом и др.

Карбиды и дикарбиды урана применяются в настоящее время в высокотемпературных газоохлаждаемых реакторах. Карбиды урана имеют более высокую, по сравнению с двуокисью урана, плотность и значительно более высокую теплопроводность. Недостаток - высокая химическая активность со многими реакторными материалами.

В перспективе, по мере накопления плутония, возможно использование его в качестве ядерного топлива.

В качестве конструкционных материалов в активной зоне ядерного реактора используются обычно материалы, имеющие малое сечение поглощения нейтронов. Кроме того, к этим материалам предъявляются обычные требования: высокая теплопроводность, необходимая механическая прочность, радиационная и коррозионная стойкость, совместимость с ядерным топливом и теплоносителем.

В качестве оболочек ТВЭЛов в реакторах с водным теплоносителем применяются цирконий и его сплавы (цирконий, легированный ниобием). Их практическое использование ограничивается предельной температурой 400 °С. Для алюминиевых сплавов температурный предел составляет 225...250 °С. Магний и его сплавы удовлетворительно работают в газовой среде при температурах до 500 °С, но растворяются в воде и поэтому не применяются в реакторах с водным теплоносителем. При более высокой температуре теплоносителя используются аустенитные нержавеющие стали. Эти же стали используются вне активной зоны в водоохлаждаемых реакторах. Наконец, в высокотемпературных реакторах основным конструкционным материалом является графит, а также легированные высокотемпературные стали и сплавы.

В активной зоне реактора находятся также органы регулирования. Для них применяются материалы с большим сечением поглощения нейтронов. Это изотопы бора, гафния, кадмия, тантала и некоторых редкоземельных элементов - европия, гадолиния, диспрозия и др. Широкое применение в реакторах с водным теплоносителем нашла бористая сталь с массовым содержанием бора до 3 % или карбид бора В<sub>4</sub>С в виде спрессованного порошка в оболочке из нержавеющей стали или алюминия.

Активная зона реактора помещается в прочный корпус из металла или предварительно напряженного железобетона. Металлический корпус реактора выполняется из легированной стали перлитного класса. На внутреннюю поверхность корпуса в водоохлаждаемых реакторах обычно наносится плакировка из нержавеющей стали, препятствующая коррозии. Корпуса из предварительно напряженного железобетона покрываются внутри изоляцией и обшиваются металлическим листом. Активная зона реактора окружается отражателем нейтронов, в качестве которого используется обычно то же вещество, что и для

замедлителя, и стальные конструкции. В реакторах на быстрых нейтронах в качестве отражателя используется зона воспроизводства, окружающая активную зону. В зоне воспроизводства размещаются кассеты с ТВЭЛами, в которых вместо топлива находится природный или обедненный по делящемуся изотопу уран.

В качестве замедлителя, как правило, используются обычная и тяжелая вода, графит, бериллий и окись бериллия. Основные требования, предъявляемые к замедлителю, - высокая замедляющая способность и малое поглощение нейтронов. Численными характеристиками этих требований служат замедляющая способность  $\xi\Sigma_s$  и коэффициент замедления  $K_z = \xi\Sigma_s / \Sigma_a$ . Здесь  $\xi$  - логарифмический декремент замедления, или  $\ln$  потери нейтроном энергии на одно столкновение:

$$\xi = \ln(\Delta E / E),$$

где  $\Delta E$  - потеря энергии нейтроном при одном столкновении;

$E$  - энергия нейтрона перед столкновением;

$\Sigma_s$  - макроскопическое сечение рассеяния нейтронов;

$\Sigma_a$  - макроскопическое сечение поглощения нейтронов.

Основные свойства применяемых замедлителей приводятся в табл. 1.3.

Из данных табл. 1.3 следует, что наивысшей замедляющей способностью обладает легкая вода, однако она существенно поглощает нейтроны. Значит, реакторы с водным замедлителем должны обладать минимальными габаритами, но требуют обогащенного урана. У тяжелой воды максимальный коэффициент замедления, но небольшая замедляющая способность. Поэтому реакторы с тяжеловодным замедлителем должны иметь большие размеры, могут использовать в качестве топлива природный уран и при этом допускают применение конструкционных материалов, поглощающих нейтроны. Еще большие размеры должны иметь реакторы с графитовым замедлителем, но они уже требуют обогащенного топлива. С нейтронно-физической точки зрения хорошим замедлителем являются бериллий и окись бериллия, тем более, что его использование обеспечивает дополнительную генерацию нейтронов вследствие реакций  $(\alpha, n)$  и  $(\gamma, n)$ . Однако из-за высокой стоимости, токсичности и химической активности в контакте с водой в энергетических реакторах эти вещества не используются.

Таблица 1.3

Основные характеристики некоторых замедлителей при энергии нейтронов 1 эВ (для  $\xi\Sigma_s$ ) и 0,0253 эВ (для  $K_z$ )

Вещество	Плотность, г/см <sup>3</sup>	Замедляющая способность, $\xi\Sigma_s$ , см <sup>-1</sup>	Коэффициент замедления, $K_z = \xi\Sigma_s / \Sigma_a$
Легкая вода	1,0	1,35	61
Тяжелая вода	1,1	0,188	4300
Графит	1,6	0,064	170
Бериллий	1,85	0,155	125
Окись бериллия	2,96	0,120	170

В качестве теплоносителей в реакторах используются обычная и тяжелая вода, углекислый газ и гелий, а в реакторах на быстрых нейтронах - жидкий металл.

Основные требования к теплоносителю:

- хороший теплоотвод;
- совместимость теплоносителя с конструкционными материалами и ядерным топливом;
- низкая коррозионная активность, термическая и радиационная стойкость;
- слабое поглощение нейтронов, а в реакторах на быстрых нейтронах и низкая замедляющая способность;
- доступность и умеренная стоимость;
- невысокое давление.

Ни один теплоноситель не удовлетворяет всем требованиям, выбор теплоносителя всегда является результатом компромисса.

#### **1.4. Классификация ядерных реакторов**

Реакторы классифицируются по назначению, спектру нейтронов, вызывающих деление ядер, виду замедлителя, теплоносителя, конструкционным признакам.

По назначению реакторы классифицируются на энергетические, транспортные, промышленные, экспериментальные, исследовательские, материаловедческие, импульсные, учебные, демонстрационные, многоцелевые.

Энергетические реакторы, главным назначением которых является выработка энергии, в первую очередь должны удовлетворять требованиям высокой экономичности термодинамического цикла. Транспортные реакторы предназначены для использования в качестве источника энергии для движения транспортных средств. Они должны быть компактны, маневренны. Промышленные реакторы предназначены для производства новых материалов, включая радиоактивные изотопы, или используются в качестве источника ионизирующего излучения для облучения материалов и изделий. Эти реакторы низкотемпературные, часто работают в форсированном режиме. Экспериментальные реакторы предназначены для использования в качестве объекта исследований для получения данных по физике и технологии реакторов, необходимых для проектирования и разработки реакторов подобного типа или их составных частей. Исследовательские реакторы предназначаются для проведения фундаментальных и прикладных исследований, при которых нейтроны и  $\gamma$ -кванты используются как инструмент или объект исследований. Они должны быть высокопоточными и допускать возможность выделения пучков нейтронов с определенной энергией. К материаловедческим реакторам относят исследовательские реакторы, предназначенные для изучения свойств материалов в полях нейтронного и гамма-излучения, в том числе для проведения испытаний тепловыделяющих элементов и сборок. Импульсный

реактор предназначен для получения самогасящихся или регулируемых во времени импульсов мощности. Многоцелевые реакторы сочетают в себе различные требования каждой направленности.

По спектру нейтронов, вызывающих деления ядер, реакторы делятся на реакторы, работающие на тепловых нейтронах, и реакторы, работающие на быстрых нейтронах. Наибольшее распространение получили реакторы на тепловых нейтронах. Реакторы на быстрых нейтронах рассматриваются в настоящее время как перспективный тип реакторов, обеспечивающих расширенное воспроизводство горючего. В конце 70-х - начале 80-х гг. прошлого века считалось, что после 1990-1995 гг. будут строиться в основном реакторы на быстрых нейтронах. Однако черновильская авария привела к пересмотру подходов к обеспечению безопасности АЭС, резко замедлила темпы строительства АЭС не только в государствах СНГ, но и во всем мире и, следовательно, наработку плутония, необходимого для реакторов на быстрых нейтронах. Тем не менее и в настоящее время это перспективный тип реакторов, но их массовое строительство в мире отодвинуто на более поздний срок. Реакторы на промежуточных нейтронах не нашли распространения и используются в настоящее время только в отдельных исследовательских установках.

Классификация по замедлителю сводится к реакторам с легководным замедлителем (обычная вода), тяжеловодным замедлителем и графитовым. Наибольшее распространение получили реакторы с водяным замедлителем, затем графитовым и, наконец, тяжеловодным.

По теплоносителю реакторы делятся на реакторы с легководным теплоносителем, тяжеловодным, газовым и жидкометаллическим. Первые три типа теплоносителей применяются в реакторах, работающих на тепловых нейтронах, жидкометаллический теплоноситель - чаще всего натрий - применяется в реакторах на быстрых нейтронах. Применение натрия связано с высоким удельным тепловыделением в реакторах на быстрых нейтронах и проблемами теплоотвода.

По конструктивному исполнению реакторы делятся на корпусные и канальные. В корпусных реакторах под давлением теплоносителя находится корпус реактора, в канальных - корпус разгружен от давления теплоносителя и последний протекает в отдельных каналах, размещаемых в замедлителе. Наибольшее распространение в настоящее время получили корпусные реакторы.

Реакторы с водяным теплоносителем делятся на реакторы с водой под давлением и кипящие. Наибольшее распространение получили в настоящее время реакторы с водой под давлением (вода не кипит), корпусные, с водяным замедлителем и теплоносителем. Менее распространены корпусные кипящие реакторы и канальные кипящие реакторы. Последние - реакторы с графитовым замедлителем - применяются только в СНГ.

Наконец, менее распространена классификация по структуре активной зоны. По этому признаку различают реакторы гетерогенные и



гомогенные. В гетерогенных реакторах топливо, замедлитель и теплоноситель отделены друг от друга, и ТВС располагаются в виде правильной решетки в замедлителе. Практически все работающие в настоящее время реакторы относятся к гетерогенному типу. В гомогенных реакторах топливо и теплоноситель смешаны. Обычно смесь топлива и теплоносителя используется в виде расплава, тонкой взвеси или раствора. Несмотря на определенные преимущества, гомогенные реакторы в настоящее время не применяются. В связи с возможными вариациями замедлителя и теплоносителя в табл. 1.4 приводятся применяемые в настоящее время сочетания материалов этих элементов.

Таблица 1.4

Замедлитель	Теплоноситель			
	H <sub>2</sub> O	D <sub>2</sub> O	Газ	Жидкий металл
H <sub>2</sub> O	+	-	-	-
D <sub>2</sub> O	+	+	+	-
Графит	+	-	+	-
Отсутствует	-	-	+	+

Атомная энергетика получила развитие в Северной Америке (Канада, США), Латинской Америке (Аргентина, Бразилия, Мексика), Европе (Бельгия, Финляндия, Франция, Германия, Нидерланды, Испания, Швеция, Швейцария, Англия, Болгария, Италия, Словакия, Венгрия, Югославия, Россия, Украина, Литва, Чехия), Африке (Южноафриканская республика), Южной Азии (Индия, Пакистан), на Дальнем востоке (Китай, Тайвань, Республика Корея и Япония). Еще в четырех странах в настоящее время, где нет действующих АЭС (Иран, Румыния, Куба, Северная Корея), осуществляется их строительство.

С учетом 335 блоков исследовательских реакторов в мире сейчас работает более 780 ядерных реакторов, а суммарный мировой опыт их эксплуатации достиг величины порядка 6000 реакторо-лет. По оценкам МАГАТЭ в начале 3-го тысячелетия в эксплуатации и в стадии строительства будет около 600 энергоблоков. Количество произведенной на них электроэнергии вдвое превысит выработку в 1986 г. При этом в настоящее время большая часть приходится на долю водо-водяных реакторов с водой под давлением (по количеству и мощности 60 и 64 % соответственно), на долю водо-водяных кипящих реакторов — 24 и 26 %, на долю тяжеловодных реакторов с тяжеловодным теплоносителем 11 и 4,5 %. Затем по количеству и суммарной мощности идут газоохлаждаемые реакторы, тяжеловодные реакторы с обычной водой в качестве теплоносителя и реакторы на быстрых нейтронах. Достаточно большую группу реакторов составляют легководные каналные реакторы с графитовым замедлителем - чернобыльского типа. Такие реакторы имеются только в России и Литве. В Литве сейчас стоит вопрос о закрытии водо-графитового реактора. Среди газовых теплоносителей наибольшее распространение получил углекислый газ. Однако в высокотемпературных газоохлаждаемых реакторах в качестве

теплоносителя может применяться только гелий. Предполагается применение гелия и в газоохлаждаемых реакторах на быстрых нейтронах.

### Контрольные вопросы

1. Из каких частиц состоит атомное ядро?
2. Что образуется в результате деления ядра урана?
3. Чем объясняется деление атомного ядра?
4. Приведите общее название протонов и нейтронов, составляющих ядро атома.
5. Что такое “период полураспада”?
6. Какие элементарные частицы называются “мгновенными”, а какие “запаздывающими”?
7. Что такое “дефект массы”?
8. Приведите связь между массой и энергией.
9. Чему равна масса протона и нейтрона?
10. Какие вещества называются “изотопами”?
11. Что такое “радиоактивность”?
12. Что такое “остаточное тепловыделение” и чем оно объясняется?
13. Чем характеризуется вероятность прохождения ядерной реакции?
14. В каких единицах измеряется вероятность прохождения ядерной реакции?
15. Перечислите типы ядерных реакций, проходящих в различных элементах ядерного реактора?
16. Какое вещество называется ядерным топливом?
17. Чем отличается первичное топливо от вторичного?
18. Что такое “цепная реакция”?
19. Что называется “коэффициентом воспроизводства”?
20. Что называется “коэффициентом размножения”?
21. Что такое “реактивность реактора”?
22. Что такое “период реактора”?
23. Что такое “степень обогащения топлива”?
24. Из каких изотопов состоит природный уран?
25. Когда реактор работает в конверторном, а когда в бродерном режиме?
26. Приведите особенности ядерного реактора как источника энергии.
27. Что такое “отравление” и что такое “шлакование” ядерного реактора?
28. Что называется “йодной” ямой и вследствие чего она образуется?
29. Что называется саморегулируемостью ядерного реактора?
30. Что называется “эффективной добавкой”?
31. Как распределяется нейтронный поток по объему активной зоны цилиндрического реактора?
32. Что такое “профилирование” активной зоны и какие виды профилирования вы знаете?
33. Приведите классификацию ядерных реакторов.
34. В чем отличие гомогенных реакторов от гетерогенных?

35. Почему в реакторах на быстрых нейтронах в качестве теплоносителя применяется натрий?

## 2. ВОДО-ВОДЯНЫЕ РЕАКТОРЫ

### 2.1. Общие положения

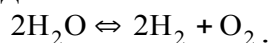
Преимущественное распространение водо-водяных реакторов (ВВР) объясняется свойствами воды как теплоносителя и замедлителя нейтронов.

Прежде всего, вода является наиболее дешевым и достаточно энергоемким теплоносителем. За долгие годы использования в энергетике ее свойства достаточно хорошо изучены, вода широко распространена, химически малоактивна, технология работы с ней привычна для энергетиков. Удовлетворительны и нейтронно-физические свойства воды. Наивысшая среди других замедлителей замедляющая способность позволяет выполнять водо-водяные реакторы компактными, с высоким удельным энерговыделением. Достоинством воды является и то обстоятельство, что она является хорошим теплоносителем, обеспечивающим при относительно невысоких расходах на прокачку высокие значения коэффициента теплоотдачи. Вода обладает малой наведенной активностью. Получающиеся при нейтронном облучении радиоактивные изотопы кислорода и азота имеют малые периоды полураспада (это в основном  ${}^16_7N$ , образующийся по реакции  ${}^{16}_8O + {}^1_0n \rightarrow {}^{16}_7N + {}^1_1p$  и имеющий  $T_{1/2} = 7,35$  с, и  ${}^{19}_8O$ , образующийся по реакции  $(n, \gamma)$  из  ${}^{18}_8O$  с  $T_{1/2} = 29,4$  с).

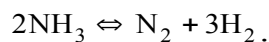
Очень важным является свойство саморегулируемости (внутренней устойчивости) водо-водяных реакторов в связи с отрицательным плотностным коэффициентом реактивности, модуль которого возрастает по мере роста температуры. Иными словами, чем выше температура замедлителя, тем ниже его плотность и тем меньше замедляющая способность.

Однако у воды есть и отрицательные свойства. Это, прежде всего, существенный захват нейтронов водородом, что приводит к необходимости использования в таких реакторах только обогащенного, а следовательно, и более дорогого топлива. Затем следует коррозионная активность и сильное взаимодействие с металлическим топливом, что заставляет применять двуокись урана и нержавеющую сталь в качестве конструкционного материала. Кроме того, при низких температурах и при кипении образуется большое количество газообразных продуктов радиолиза воды, образующих так называемую гремучую смесь. Для реакторов с водой под давлением без кипения серьезным недостатком является высокое давление в корпусе при энергетически приемлемых температурах. Относительно невысокие температуры теплоносителя в реакторах с водой под давлением определяют отсутствие перегрева пара, идущего на турбины при его среднем давлении, а значит, и невысокий КПД термодинамического цикла, необходимость осушки пара в процессе расширения, ограничение мощности турбины и числа оборотов. Тепловые потоки в ВВР существенно ограничиваются кризисом теплосъема. Наконец, в этих реакторах требуется большое количество органов регулирования для компенсации избыточной реактивности при переходе от горячего состояния работавшего на полной мощности отравленного реактора к холодному состоянию.

Особенностью водо-водяных реакторов является периодическая (1 раз в 1... 1,5 года) полная или частичная перегрузка топлива, требующая разуплотнения реактора, предварительного расхолаживания и снятия крышки. Это приводит к завышенному обогащению топлива, увеличенному количеству компенсирующих органов, остановке реактора на перегрузку на срок до одного месяца. Перегрузка топлива в ВВР обычно проходит под слоем воды, что обеспечивает достаточную защиту персонала. Ряд важных проблем ВВР связан с химико-коррозионными свойствами воды и поведением примесей, находящихся в теплоносителе и на поверхностях контура. От этого зависят выбираемые материалы, допустимые тепловые потоки, доступность для обслуживания и ремонта, требуемые системы очистки. Чтобы не допустить сильного загрязнения 1-го контура, необходимо снижать концентрацию сильно активирующихся примесей, исключить застойные участки, в которых они могут скапливаться. Отложение взвешенных примесей в зазорах движущихся деталей может затруднить их подвижность, а отложение малотеплопроводных примесей на поверхностях нагрева приводит к опасному повышению их температуры. Опыт работы ВВР показал, что их надежность может быть обеспечена соответствующим водно-химическим режимом, роль которого при эксплуатации реакторов трудно переоценить. Основной реакцией, оказывающей влияние на коррозионную активность воды, является реакция радиолиза воды



Эта реакция обратима, однако для ее подавления обычно в воду дозируют аммиак, также подвергающийся радиолизу:



Концентрация свободного кислорода снижается также добавлением в теплоноситель гидразина  $\text{N}_2\text{H}_4 \cdot \text{H}_2\text{O}$ . Введение гидразина в теплоноситель особенно целесообразно при попадании в воду больших количеств кислорода, например, при работе на открытом реакторе. Скорость коррозии снижается поддержанием щелочного режима в воде, характеризуемого значением pH на уровне 7-9,5. Однако значения pH более 10 ускоряют коррозию циркониевых сплавов. Для повышения pH в воду добавляют щелочи, тем более, что для снижения количества компенсирующих органов применяется жидкий поглотитель нейтронов - борная кислота  $\text{H}_3\text{BO}_3$ . При выборе подходящей щелочи остановились на KOH, так как применение NaOH приводит к сильной активации теплоносителя за счет распада сравнительно короткоживущего изотопа  $^{24}_{11}\text{Na}$ . При применении LiOH из изотопа  $^6_3\text{Li}$ , содержащегося в естественном Li в количестве 7,5%, образуется тритий по реакции  $^6_3\text{Li} + {}^1_0\text{n} \rightarrow {}^4_2\text{He} + {}^3_1\text{H}$ .

Калий также активируется нейтронами, образуя радиоактивный  $^{42}_{19}\text{K}$  с периодом полураспада 12,6 ч. Однако сечение поглощения нейтронов калием равно всего 1,19 барн, и содержание изотопа  $^{41}_{19}\text{K}$  в естественном калии всего 6,41 %. Кроме того, Li все равно появляется в воде, образуясь при поглощении нейтрона ядром бора. Так, например, в воде 1-го контура реактора ВВЭР-440 за кампанию накапливается до 800 г лития. Средние показатели 1-го контура в ВВР с водой под давлением следующие: pH = 7...9,5; концентрация калия 2-12 мг/кг;

концентрация аммиака 3...20 мг/кг; концентрация кислорода до 10 мкг/кг; концентрация водорода до 10 мл/кг (при нормальных условиях); концентрация хлоридов не более 100 мкг/кг; концентрация борной кислоты до 8 г/кг; концентрация продуктов коррозии в пересчете на окислы железа не более 200 мкг/кг в стационарном режиме и не более 1000 мкг/кг при переходных режимах.

В кипящих растворах концентрация газообразных примесей примерно на порядок выше, чем в реакторах с водой под давлением.

В настоящее время завершается третий период развития водо-водяных реакторов. Первый период связан с пуском и наработкой в СНГ опыта эксплуатации первых блоков Нововоронежской АЭС с реакторами ВВРД (1964 - 1970 гг.), получившими в нашей стране аббревиатуру ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) и пуском в 1965 г. в Димитровграде опытно-промышленной АЭС с реактором кипящего типа ВК-50. Второй период - строительство и пуск в серийную эксплуатацию блоков с ВВЭР-440: 1971-1980 гг. С пуском в 1980 г. V блока Нововоронежской электростанции - типового блока с реактором ВВЭР-1000, установленного сейчас на ряде АЭС Украины и России, начался третий период развития реакторов ВВЭР. В настоящее время ожидается пуск нового типа реактора ВВЭР - реактора повышенной безопасности ВПБЭР-600, а также усовершенствованных ВВЭР-1200 и ВВЭР-1500. Ниже рассматриваются конструкции конкретных реакторов.

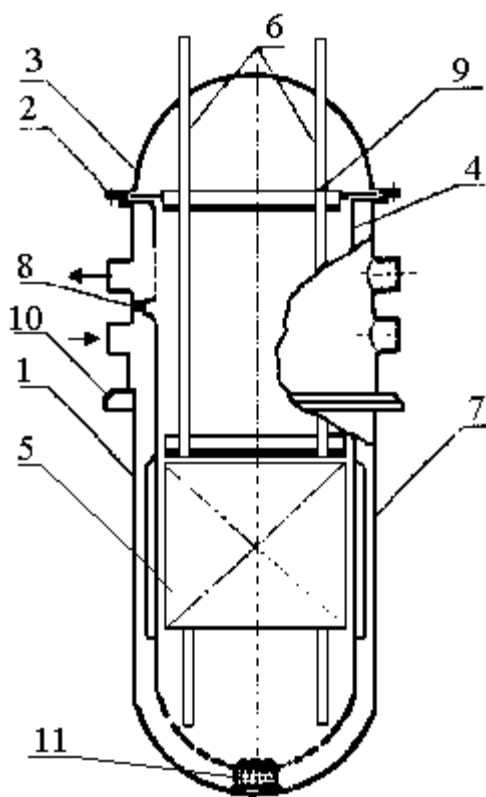


Рис. 2.1. Принципиальная схема реактора ВВЭР:

- 1 – корпус;
- 2 - фланцевое соединение;
- 3 – крышка;
- 4 - внутрикорпусная шахта;
- 5 - активная зона;
- 6 - блок защитных труб;
- 7 – экран;
- 8 - разделительный борт;
- 9 - верхняя плита блока защитных труб;
- 10 - опорный борт;
- 11 - направляющая конструкция для шахты

## 2.2. Конструкция реакторов типа ВВЭР

Это реакторы корпусного типа, активная зона которых с внутрикорпусными устройствами размещается в толстостенном металлическом корпусе, закрываемом съемной сферической крышкой (рис. 2.1). Отметим, что в той или иной конструкции отдельные элементы могут отсутствовать. На рис. 2.2 и 2.3 представлены общие виды реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

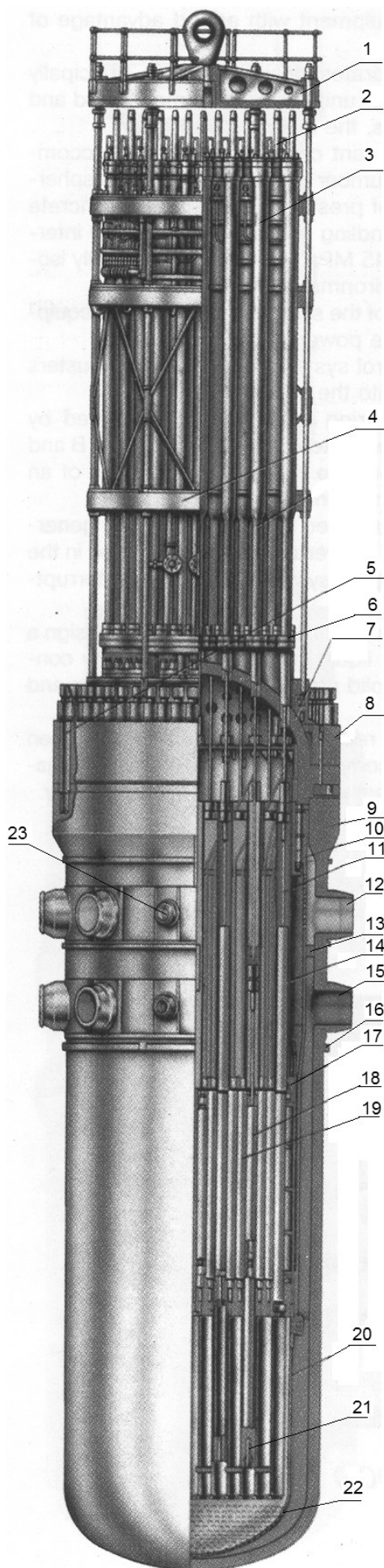


Рис. 2.2. Общий вид реактора ВВЭР-440:

- 1 – траверса верхнего блока реактора;
- 2 – датчик указания положения органа регулирования СУЗ;
- 3 – чехол привода СУЗ;
- 4 – верхний блок;
- 5 – шпилька главного разъема;
- 6 – фланец крепления чехла привода СУЗ
- 7 – крышка реактора;
- 8 – нажимное кольцо;
- 9 – фланец корпуса;
- 10 – шахта;
- 11 – промштанга органа регулирования СУЗ;
- 12 – патрубок для выхода теплоносителя;
- 13 – разделительное кольцо;
- 14 – защитная труба блока защитных труб;
- 15 - патрубок входа теплоносителя;
- 16 – опорный бурт реактора;
- 17 – корзина;
- 18 - кассета АРК;
- 19 – рабочая кассета;
- 20 - днище шахты (нижний блок защитных труб);
- 21 – демпферное устройство;
- 22 – эллиптическое доньшко днища шахты;
- 23 – патрубок системы аварийного охлаждения зоны

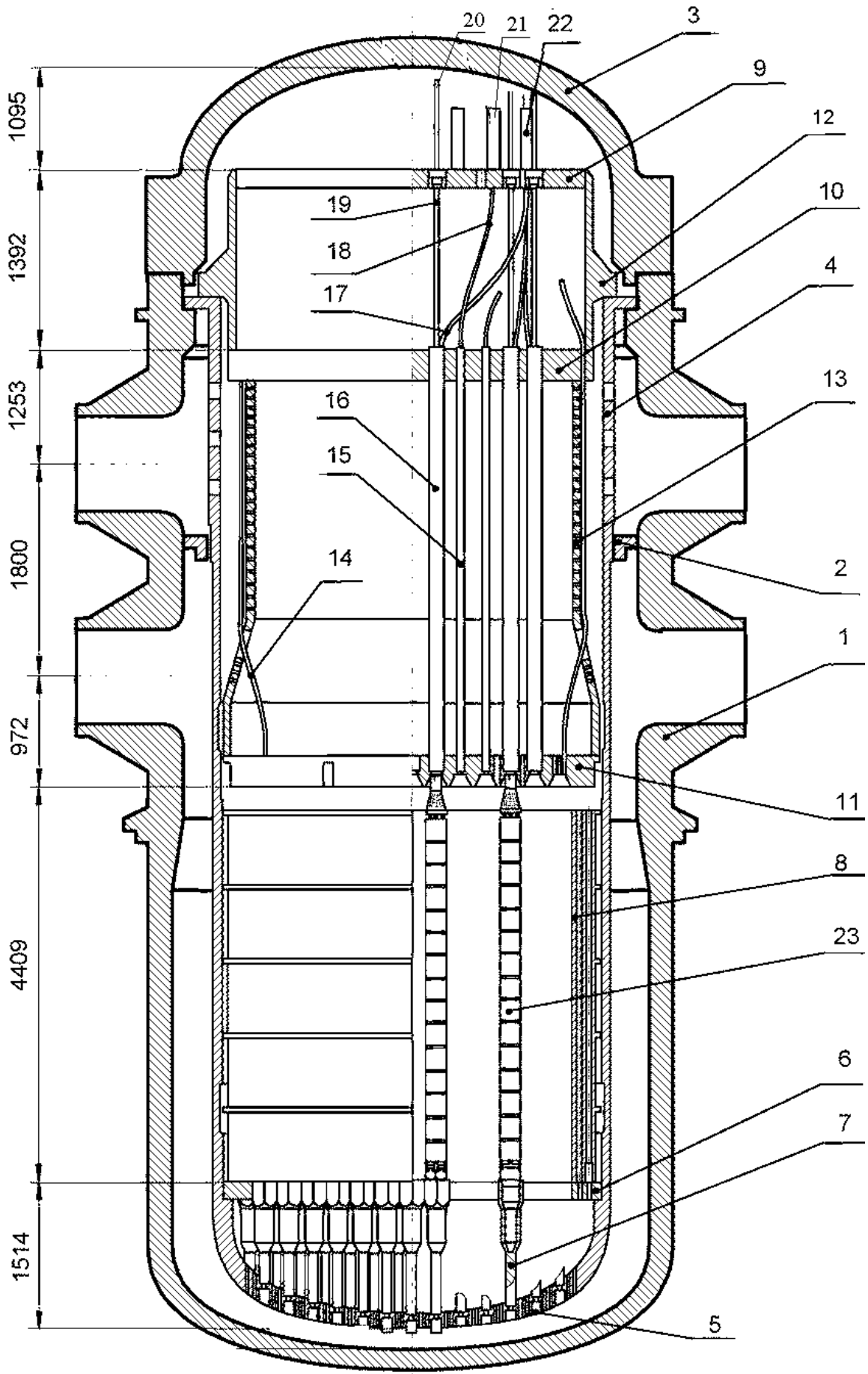


Рис. 2.3. Общий вид реактора ВВЭР-1000:



- |  |  |
|--|--|
| 1 - корпус реактора;                               | 12 - упорный бурт БЗТ;                               |
| 2 - разделительное кольцо;                         | 13 - цилиндрическая перфорированная обечайка БЗТ;    |
| 3 - крышка реактора;                               | 14 - чехол ТК или КНИ для измерений в активной зоне; |
| 4 - цилиндрическая перфорированная обечайка шахты; | 15 - защитная труба системы ВРК;                     |
| 5 - эллиптическое перфорированное днище шахты;     | 16 - защитная труба СУЗ;                             |
| 6 - граненый пояс шахты;                           | 17- чехол ТК;  |
| 7 - опорный стакан (опорная труба);                | 18-чехол КНИ;  |
| 8 - выгородка активной зоны;                       | 19 - защитная труба СУЗ;                             |
| 9 - верхняя (дистанционирующая) плита БЗТ;         | 20 - штанга привода СУЗ;                             |
| 10 - средняя плита БЗТ;                            | 21 -стойка ЭВ;                                       |
| 11 - нижняя (опорная) плита БЗТ;                   | 22 - стойка ТК;                                      |
|  | 23 - ТВС (топливная кассета)                         |

Вертикальный цилиндрический корпус реактора имеет два ряда патрубков для подвода и отвода теплоносителя. Теплоноситель поступает в реактор через нижний ряд патрубков, по кольцевому пространству между корпусом реактора и шахтой, подвешенной к корпусу, опускается вниз и после поворота на 180° через перфорацию в днище шахты поступает в активную зону. В активной зоне теплоноситель омывает тепловыделяющие сборки ТВЭЛов, нагревается и через перфорацию в цилиндрической поверхности подвесной шахты отводится через верхний ряд патрубков. Корпус реактора охлаждается относительно холодной водой, восходящее движение теплоносителя обеспечивает естественную циркуляцию при отключении главных циркуляционных насосов (ГЦН) и облегчает контроль основных параметров на выходе из активной зоны. Чтобы ТВС не всплывали под действием перепада давления, их головки упираются в нижнюю плиту блока защитных труб (БЗТ), исполняющую роль нажимного устройства.

### 2.2.1. Корпус реактора

Корпус реактора ВВЭР-1000 (рис. 2.4) представляет собой сварной цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем и состоит из фланца, зоны патрубков, опорной обечайки, цилиндрической части и эллиптического днища. Фланец и все обечайки выполнены цельноковаными, днище - штампованное. Патрубки условным диаметром 850 мм вытянуты из основного металла обечайки зоны патрубков методом горячей штамповки.

На внутренней поверхности фланца имеется бурт, на который опирается шахта реактора. На верхнем торце корпуса имеются резьбовые гнезда под шпильки главного разъема и кольцевые канавки для размещения прутковых уплотнительных прокладок. Контроль протечек уплотнения главного разъема предусматривается через специальное сверление. Зона патрубков состоит из двух

обечаек, в каждой из которых имеется по 4 главных циркуляционных патрубка  $D_y$  850.

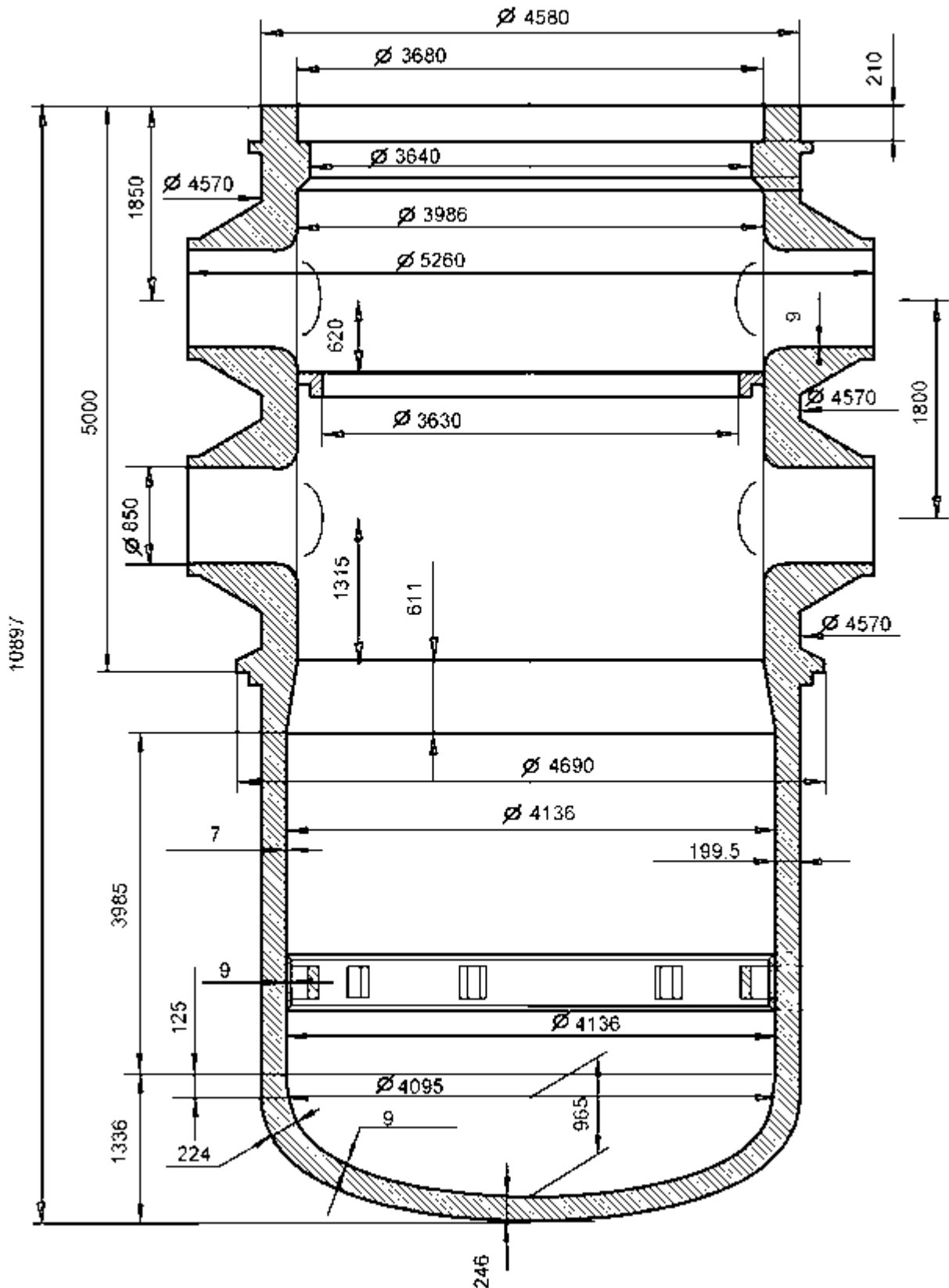


Рис. 2.4. Корпус реактора ВВЭР-1000

Теплоноситель входит в нижний ряд патрубков, выходит из верхнего ряда. В этих обечайках имеется также по 2 отверстия с патрубками  $D_y$  300 для аварийного охлаждения активной зоны реактора. На уровне осей верхнего ряда патрубков  $D_y$  850 расположено также отверстие с патрубком  $D_y$  250 для вывода импульсных трубок КИП с отключающими устройствами.

На внутренней поверхности верхней обечайки зоны патрубков ниже уровня патрубков  $D_y$  850 приварено разделительное кольцо. К внутренней поверхности цилиндрической части корпуса приварены кронштейны для фиксации нижней части шахты. На наружной поверхности опорной обечайки расположен опорный бурт со шпоночными пазами для закрепления реактора на опорном кольце бетонной шахты. Вся внутренняя поверхность корпуса покрыта антикоррозийной наплавкой толщиной 7-9 мм. В местах соприкосновения с крышкой, шахтой, прокладкой, приварки кронштейнов, деталей крепления патрубков КИП, на внутренней поверхности всех патрубков антикоррозионная наплавка имеет толщину не менее 15 мм. Вес корпуса 323 т, а в комплекте со вспомогательными узлами - 468 т. Материал корпуса - сталь 15Х2НМФА, наплавки - 018Х19Н10Т2Б. Корпус рассчитан на рабочее давление 15,7 МПа; расчетное 17,7 МПа, пробное - 24,5 МПа, температуру стенок 350 °С; температуру стенок при первом гидроиспытании 50 °С, разность температур теплоносителя 31 °С. Аналогичную конструкцию имеет корпус реактора ВВЭР-440. Отличие конструктивное в узле уплотнений. Сравнительные данные корпусов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 приводятся в табл. 2.1.

Материал корпуса реактора ВВЭР-440 - сталь 48ТС-3-40. Этот корпус изготовлен без нержавеющей наплавки. Вопрос о применении наплавки неоднозначен. С одной стороны, нержавеющая наплавка защищает перлитную сталь корпуса от коррозии и наводороживания, в результате чего сталь охрупчивается и теряет прочность и пластичность. Однако плакировка удорожает изготовление корпуса и в связи с тем, что теплофизические свойства углеродистой и нержавеющей стали различны (разные коэффициенты теплопроводности и термического удлинения) в местах контакта возникают дополнительные термические напряжения.

Одно из возможных решений этой проблемы - поддержание необходимого водного режима, создающего прочную оксидную пленку, предотвращающую как коррозию, так и наводороживание перлитных сталей. Изготовление же корпуса полностью из аустенитной стали представляется малопримемлемым как в связи с резким удорожанием, так и в связи с тем, что аустенитная сталь имеет низкую теплопроводность и высокий коэффициент термического расширения. Это может вызвать значительные термические напряжения в толстостенных деталях при переменных режимах работы.

Корпус реактора закрывается крышкой (рис. 2.5), изготовленной из того же материала, что и корпус. Внутренняя и торцевая поверхности крышки покрыты нержавеющей наплавкой. На крышке размещаются приводы органов регулирования (ОР) системы управления и защиты (СУЗ), выводы коммуникаций системы внутриреакторного контроля (СВРК). Крышка удерживает от всплытия кассеты, блок защитных труб (БЗТ), шахту реактора.

Таблица 2.1

## Сравнительные данные корпусов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000

Параметры	Единицы измерения	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Рабочее давление	МПа	12,5	15,7
Внутренний диаметр	мм	3560	4136
Высота	-	11800	10897
Максимальный диаметр	-	4270	4585
Толщина:			
цилиндрической части	-	140	192,5
зоны патрубков	-	200	300
фланца	-	500	453
Количество отверстий под входные и выходные патрубки	шт.	2x6	2x4
Диаметр основных патрубков	мм	500	850
Масса	т	200,8	323
Шпильки и гайки:			
количество	шт.	60	54
диаметр резьбы	мм	M140x6	M170x6

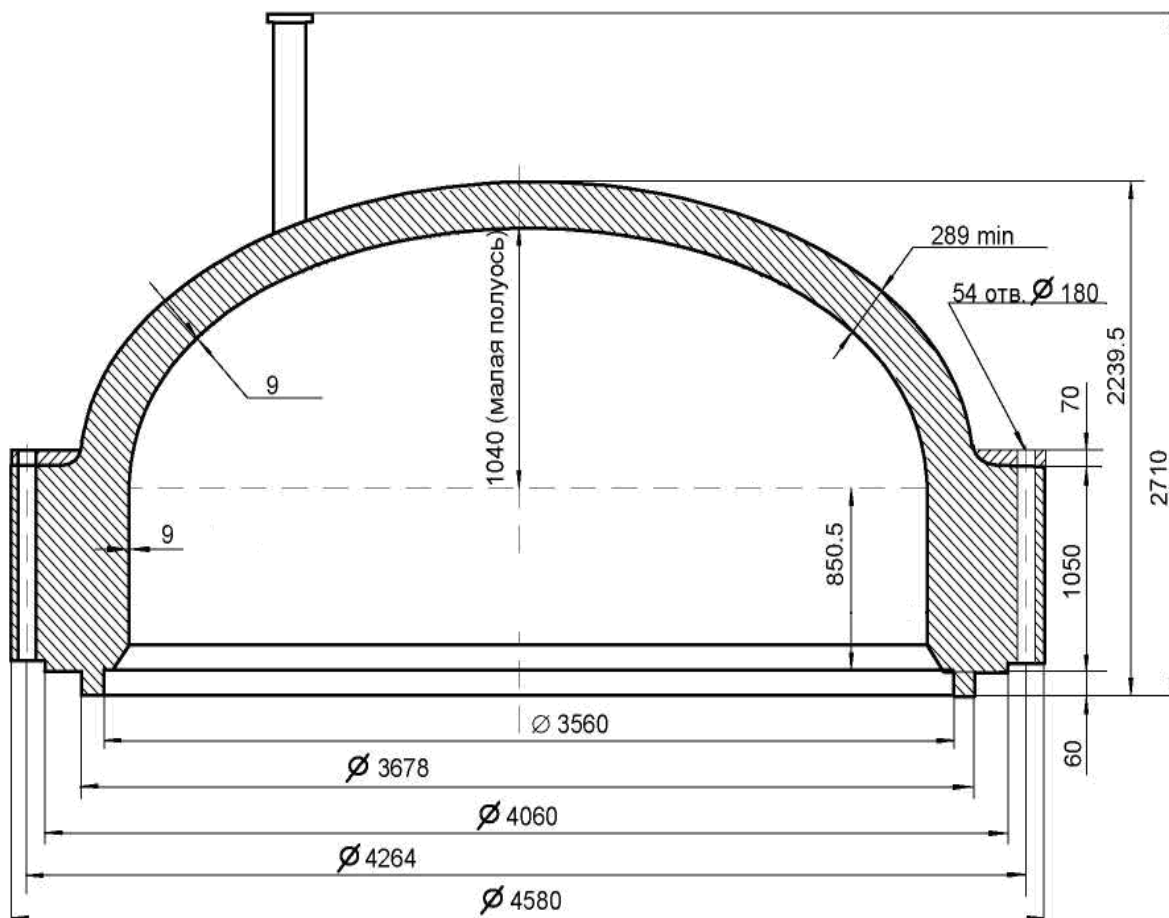


Рис. 2.5. Крышка реактора ВВЭР-1000

На торцевой поверхности крышки имеется контактная поверхность для прутковых прокладок уплотнения главного разъема. Во фланце крышки выполнены сквозные отверстия для прохода шпилек главного разъема и резьбовые гнезда для закрепления системы центровки верхнего блока. На крышке расположены патрубки для приводов ОР СУЗ (выполнены из углеродистой стали с рубашкой из нержавеющей стали), патрубки температурного контроля и контроля энерговыделения (выполнены из углеродистой стали), патрубков воздушника (из стали 08X18H10T) и бобышки с резьбовыми гнездами для установки металлоконструкции верхнего блока. Вес крышки реактора ВВЭР-1000 91 т.

Крышка реактора ВВЭР-440 выполнена аналогично. Ее вес - 44,5 т. Для качественной сварки крышки реактора ВВЭР-440 с патрубками (73 шт. для прохода штанг ОР СУЗ, 18 шт. вывода детекторов контроля энерговыделения и 12 шт. для контроля температуры), изготовленными из стали 08X18H10T, по внешней поверхности сферической части крышки делается наплавка толщиной 13 мм из той же стали.

Максимальный диаметр корпуса равен 4,5 м. Ограничение по диаметру объясняется возможностями перевозки по железной дороге.

Существенно различны по конструкции уплотнения главного разъема корпусов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Уплотнение главного разъема реактора ВВЭР-440 (рис. 2.6) осуществляется шпильками (сталь 25X1МФ с максимальной рабочей температурой до 500 °С).

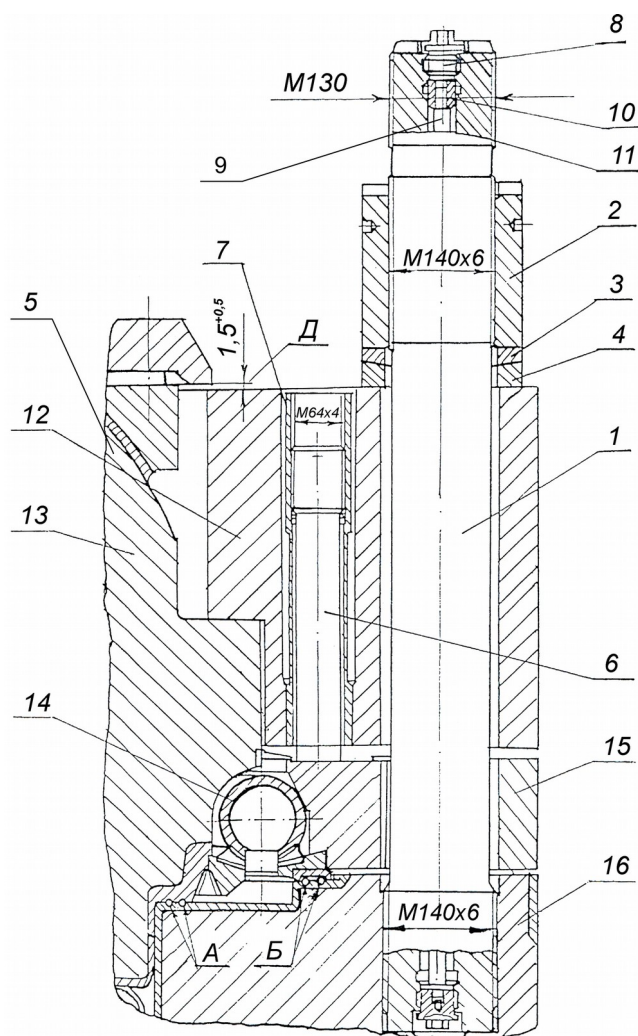


Рис. 2.6. Уплотнение главного разъема реактора ВВЭР-440:

- 1- шпилька в сборе;
- 2 - гайка;
- 3 - шайба верхняя;
- 4 - шайба нижняя;
- 5 - крышка реактора;
- 6 - винт нажимной;
- 7 - втулка; 8 - пробка (заглушка);
- 9 - измерительный стержень;
- 10 - направляющая втулка стержня;
- 11 - резьбовая часть шпильки;
- 12 - кольцо нажимное в сборе;
- 13 - опорный бурт фланца крышки;
- 14 - торовый компенсатор;
- 15 - кольцо прижимное;
- 16 - корпус реактора;
- А, Б - прокладки в сборе.

Под гайки шпилек устанавливаются две сферические шайбы, предохраняющие шпильки от действия изгибающего момента из-за возможных неточностей изготовления сопрягаемых элементов. Для завинчивания гаек используются гидравлические гайковерты. Усилие затяжки на 25-50 % больше усилия внутреннего давления на крышку реактора. Основным элементом уплотнения является торовый компенсатор 14 с двумя парами никелевых кольцевых прокладок А и Б. Особенность данного уплотнения - наличие отдельного прижимного кольца, позволяющего регулировать усилие на уплотняемый разъем с помощью винта 6 без изменения усилия затяжки силовых шпилек.

На реакторе ВВЭР-1000 конструкция уплотнения существенно упрощена (рис. 2.7). Шпильки М170×6 из стали 38ХНЗМФА имеют три резьбовые части: нижняя - для крепления в корпусе реактора, средняя - для гайки и верхняя - для соединения с гайковертом.

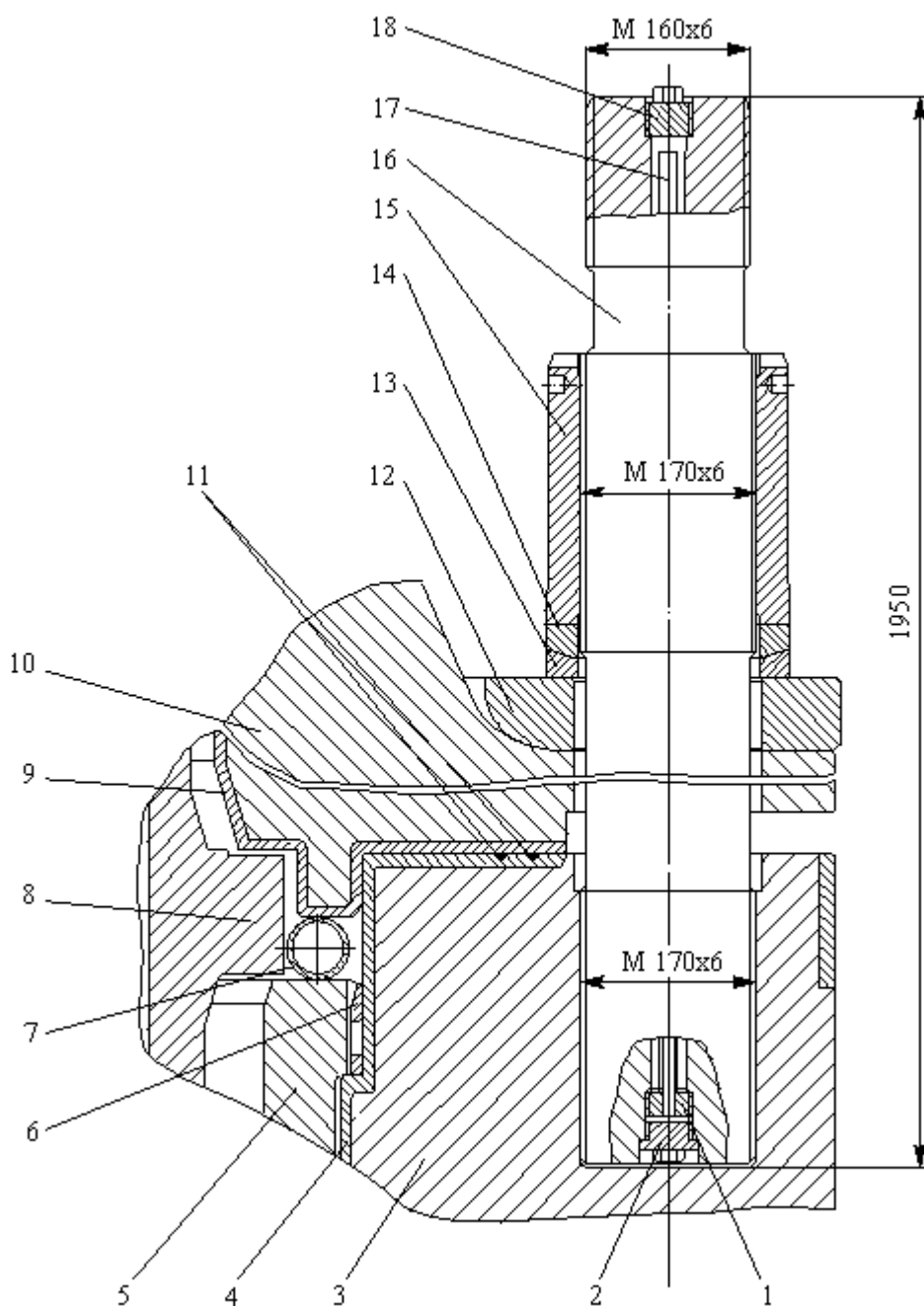
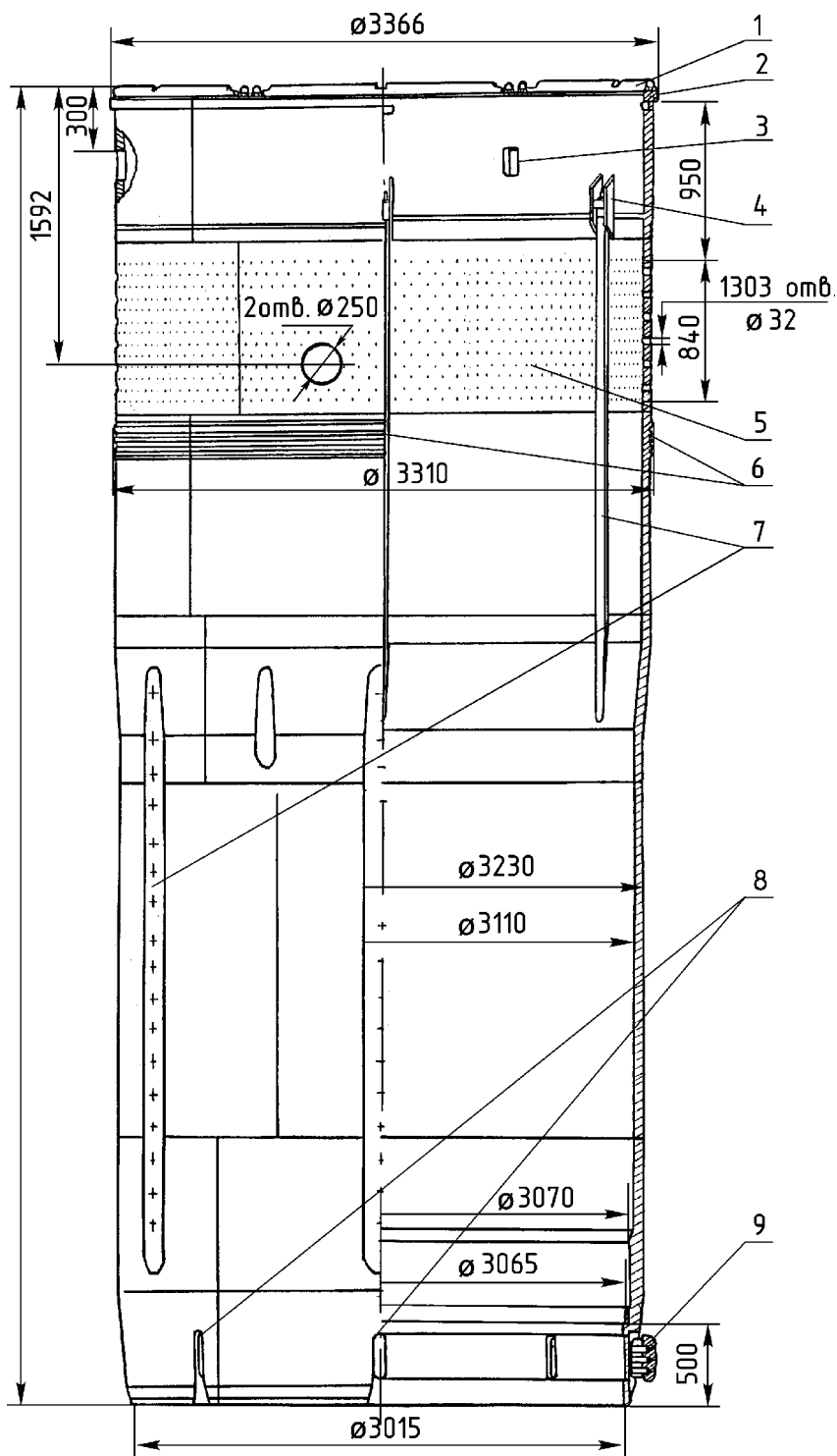


Рис. 2.7. Узел уплотнения главного разъема ВВЭР-1000:

- 1 - втулка;
- 2 - пробка;
- 3 - корпус реактора;
- 4, 9 - наплавка антикоррозионная;
- 5 - шахта;
- 6 - шпонка;
- 7 - труба;
- 8 - БЗТ;
- 10 - крышка;
- 11 - прокладка прутковая;
- 12 - кольцо промежуточное;
- 13 - шайба вогнутая;
- 14 - шайба выпуклая;
- 15 - гайка;
- 16 - шпилька;
- 17 - стержень;
- 18 - пробка.

Нижние и верхние шайбы выполнены с одного торца сферическими. Плотность разъема обеспечивается обжатием двух никелевых прокладок, устанавливаемых в месте контакта фланца крышки и фланца корпуса. Материал гаек и шайб - сталь 38ХНЗМФА, промежуточного кольца - 48ТС.

### 2.2.2. Внутрикорпусные устройства



Хотя внутрикорпусные устройства различных реакторов ВВЭР несколько различаются по конструкции, принципиально они весьма схожи. К внутрикорпусным устройствам относятся: шахта реактора (рис.2.8), корзина, экран, блок защитных труб.

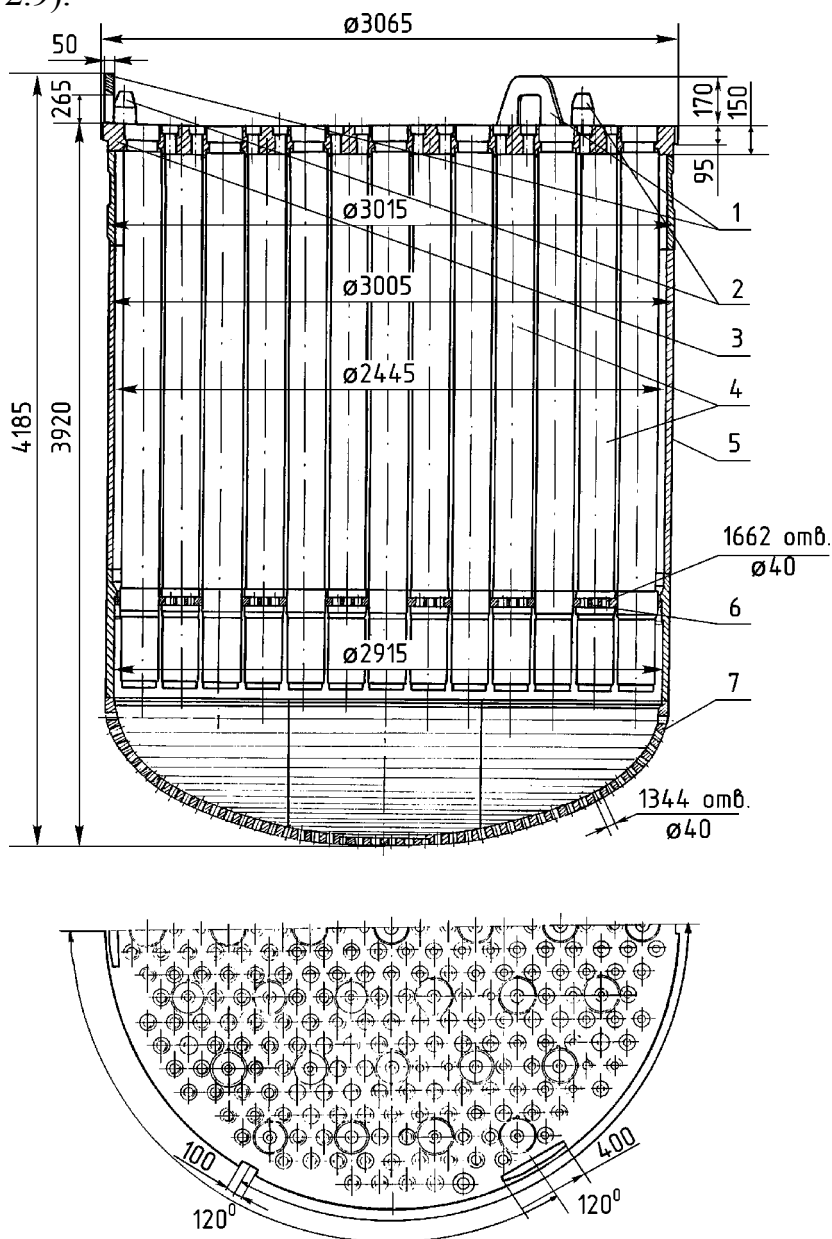
Рис. 2.8. Шахта реактора ВВЭР-440:

- 1 - торовые трубы;
- 2 - фланец шахты;
- 3 - окна для транспортировки;
- 4 - кронштейны каналов под образцы-свидетели корпусной стали;
- 5 - перфорация шахты;
- 6 - лабиринтный пояс шахты;
- 7 - каналы под образцы-свидетели корпусной стали;
- 8-шпоночные пазы;
- 9-кронштейны с фиксирующими шпонками

Назначение шахты - несущая конструкция внутрикорпусных устройств и активной зоны, а также разделение входного и выходного потоков теплоносителя. Конструкция шахты разработана таким образом, чтобы максимально упростить разборку, извлечение из корпуса и ревизию всех внутрикорпусных устройств и внутренней поверхности корпуса. Шахта устанавливается на бурт корпуса и удерживается от всплытия крышкой посредством изогнутых трубных элементов. Конструкция шахты в разных проектах реактора ВВЭР-440 может отличаться. Так, например, она может быть цельной. В этом случае фиксация шахты в корпусе осуществляется с помощью трубчатого штыря, входящего во втулку, приваренную к днищу корпуса. В нижней части имеются дросселирующие перфорированные щиты для прохода теплоносителя в активную зону. В другом случае (1-й и 2-й блоки Ровенской АЭС, рис. 2.8) в нижнюю часть шахты устанавливается днище (рис. 2.9).

Рис. 2.9. Днище шахты реактора ВВЭР-440:

- 1 - кронштейн для транспортировки днища шахты;
- 2 - фиксирующие штыри;
- 3 - верхняя решетка днища;
- 4 - обсадные трубы;
- 5 - цилиндрическая обечайка днища;
- 6 - нижняя решетка днища;
- 7 - эллиптическое доньшко днища



В ВВЭР-1000 шахта имеет свое эллиптическое днище (рис. 2.10), в перфорацию которого установлены опорные стаканы для ТВС.



В реакторе ВВЭР-440 в средней части шахты в районе активной зоны расположен тепловой экран, снижающий поток нейтронов и  $\gamma$ -квантов на корпус реактора. Экран крепится сваркой к обечайке шахты и опирается на ребра крепления. В реакторе ВВЭР-1000 экран отсутствует, и роль защиты корпуса выполняет специальная выгородка (рис. 2.11), устанавливаемая внутри шахты.

Выгородка представляет собой обечайку, состоящую из нескольких колец, скрепленных между собой с помощью шпилек и фиксируемых в плане относительно друг друга штифтами.

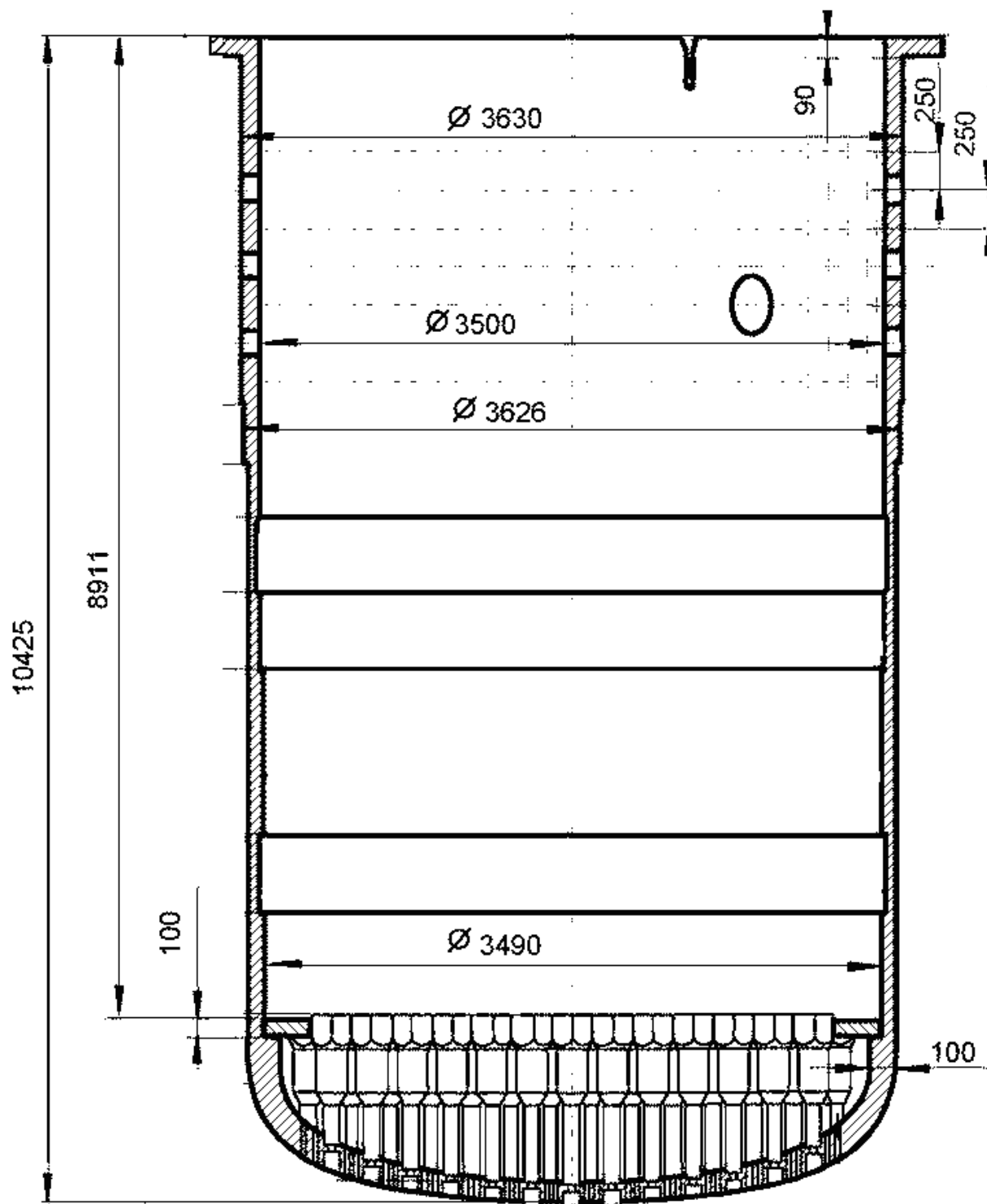


Рис. 2.10. Шахта реактора ВВЭР-1000

Для установки выгородки внутри шахты имеется специальный борт. Дополнительные назначения выгородки: дистанционирование периферийных тепловыделяющих сборок и уменьшение протечек воды мимо активной зоны. В обечайках выгородки имеются специальные отверстия для установки образцов-свидетелей корпусной стали и датчиков для замера нейтронного потока. Выгородка допускает флюенс быстрых нейтронов с энергией более 0,4 МэВ за 30 лет не более  $4,5 \cdot 10^{22}$  нейтрон/см<sup>2</sup>. Флюенс быстрых нейтронов F - полное число быстрых нейтронов с энергией больше определенной выбранной энергии, которое проходит через единицу площади в течение времени облучения. Материал выгородки - нержавеющая сталь 08X18H10T. Этот же материал используется и для шахт обоих типов реакторов, а также для других внутрикорпусных устройств реактора ВВЭР-440. Верхняя часть обечайки шахты в обоих типах реакторов перфорирована большим количеством отверстий (свыше 2000 шт. с диаметром 30 мм) для прохода воды в отводящие патрубки.

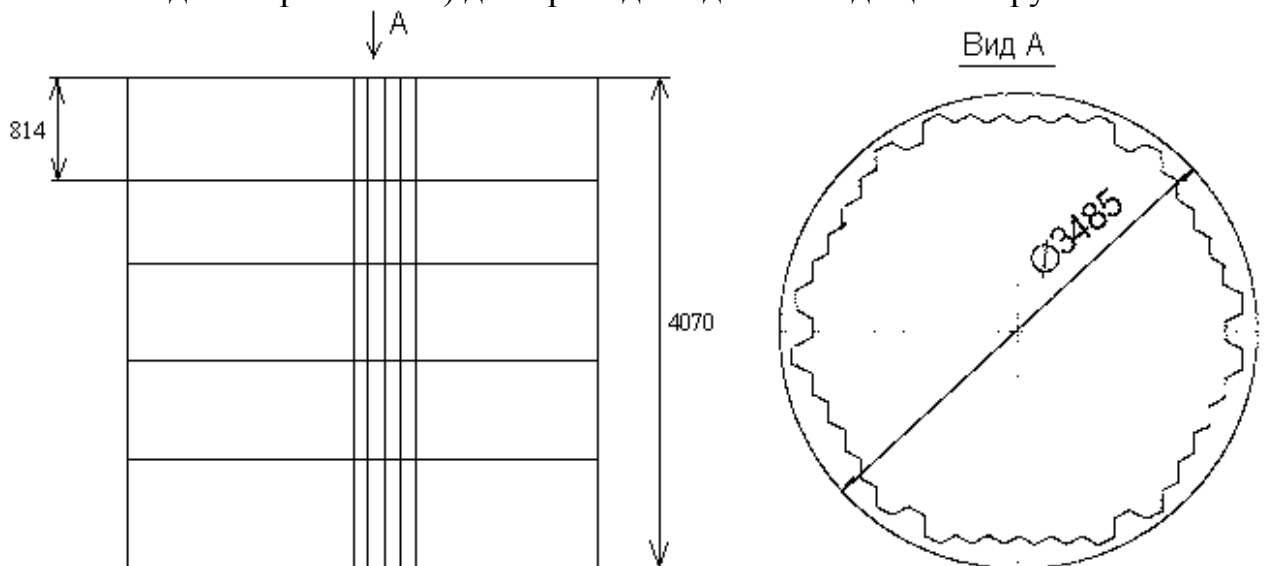


Рис. 2.11. Выгородка реактора ВВЭР-1000

В реакторе ВВЭР-440 применяется двухэтажная конструкция кассет СУЗ, имеющая верхнюю (поглощающую) и нижнюю (топливную) части. Обычные (рабочие) топливные кассеты в активной зоне не перемещаются. Во время остановки реактора топливная часть кассет СУЗ находится в специальных защитных трубах. Для размещения этих труб используется днище шахты (рис. 2.8), которое фиксируется в шахте с помощью специальных вставок и шпонок. Верхняя и нижняя плиты днища соединены системой защитных труб, в которые опускается топливная часть кассет СУЗ.

В нижней части каждой защитной трубы имеется демпфирующее гидравлическое устройство, снижающее ударную нагрузку на кассеты СУЗ при падении (рис. 2.12). Верхняя плита днища имеет круглые отверстия, через которые вода попадает в хвостовики топливных кассет активной зоны. В эти же отверстия вставляются дроссельные шайбы для осуществления гидравлического профилирования активной зоны. На верхней плите днища имеются 3

дистанционирующих штыря, которые фиксируют выемную корзину активной зоны (рис. 2.13). Днище шахты с защитными трубами, естественно, не требуется в реакторах, в которых кассеты СУЗ не имеют двухэтажной конструкции. Вместо выемного днища шахты в таких реакторах имеется опорная плита или специальные стаканы для установки хвостовиков кассет.

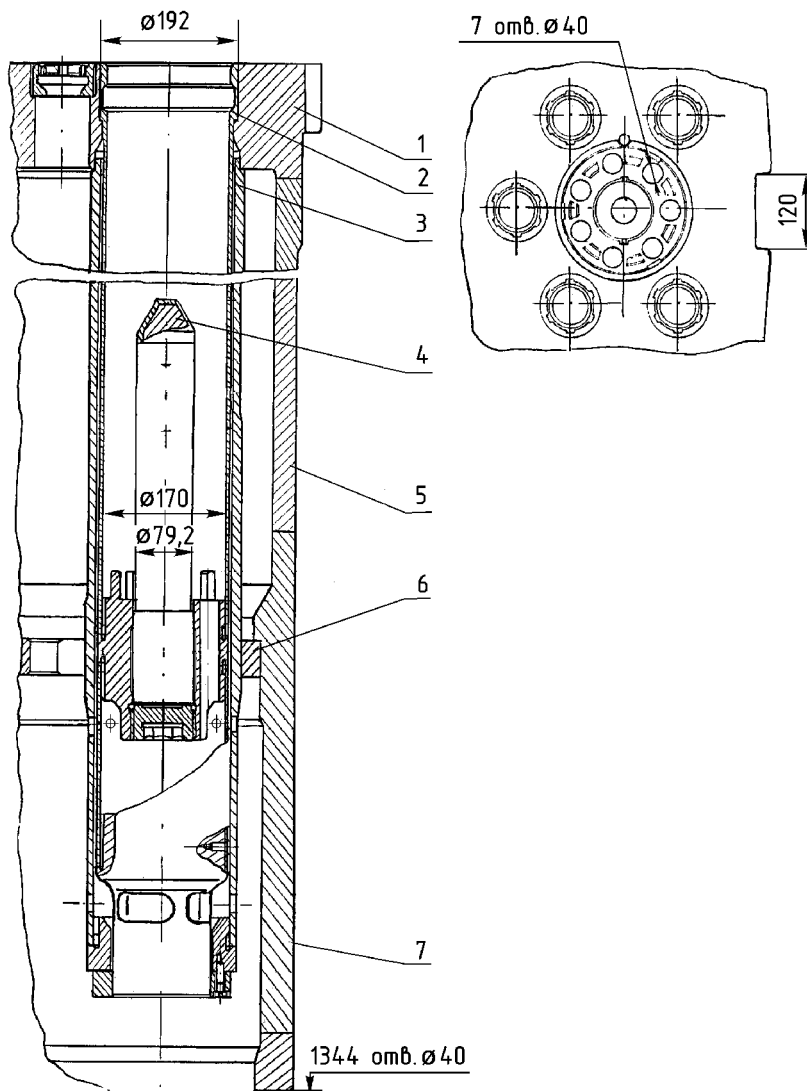


Рис. 2.12. Демпфирующее устройство в днище шахты реактора ВВЭР -440:

- |                            |                                   |
|----------------------------|-----------------------------------|
| 1 - верхняя решетка днища; | 5 - обечайка днища;               |
| 2 - демпферная труба;      | 6 - нижняя решетка;               |
| 3 - обсадная труба;        | 7 - эллиптическая обечайка днища. |
| 4 - демпфер;               |                                   |

На верхнюю плиту днища в реакторе ВВЭР-440 ставится корзина активной зоны, куда вставляются кассеты. Корзина цилиндрической формы имеет нижнюю плиту толщиной 300 мм, в которой имеется 312 цилиндрических отверстий под установку хвостовиков рабочих кассет и 37 шестигранных отверстий для прохода так называемых кассет АРК, выполняющих функции аварийной остановки, регулирования мощности и компенсации избыточной реактивности.

Внутри корзины на уровне головок кассет приварен граненый пояс, конфигурация внутреннего контура которого соответствует конфигурации активной зоны. Между граненым поясом и днищем корзины устанавливаются вытеснители воды, повторяющие конфигурацию граненого пояса и служащие для снижения неравномерности энерговыделения на границе активной зоны и отражателя. Под граненым поясом корзины к ее внутренней поверхности прикреплены трубы для установки датчиков нейтронного излучения, предназначенных для измерения энерговыделения в активной зоне и контроля подкритичности реактора в процессе перегрузки.

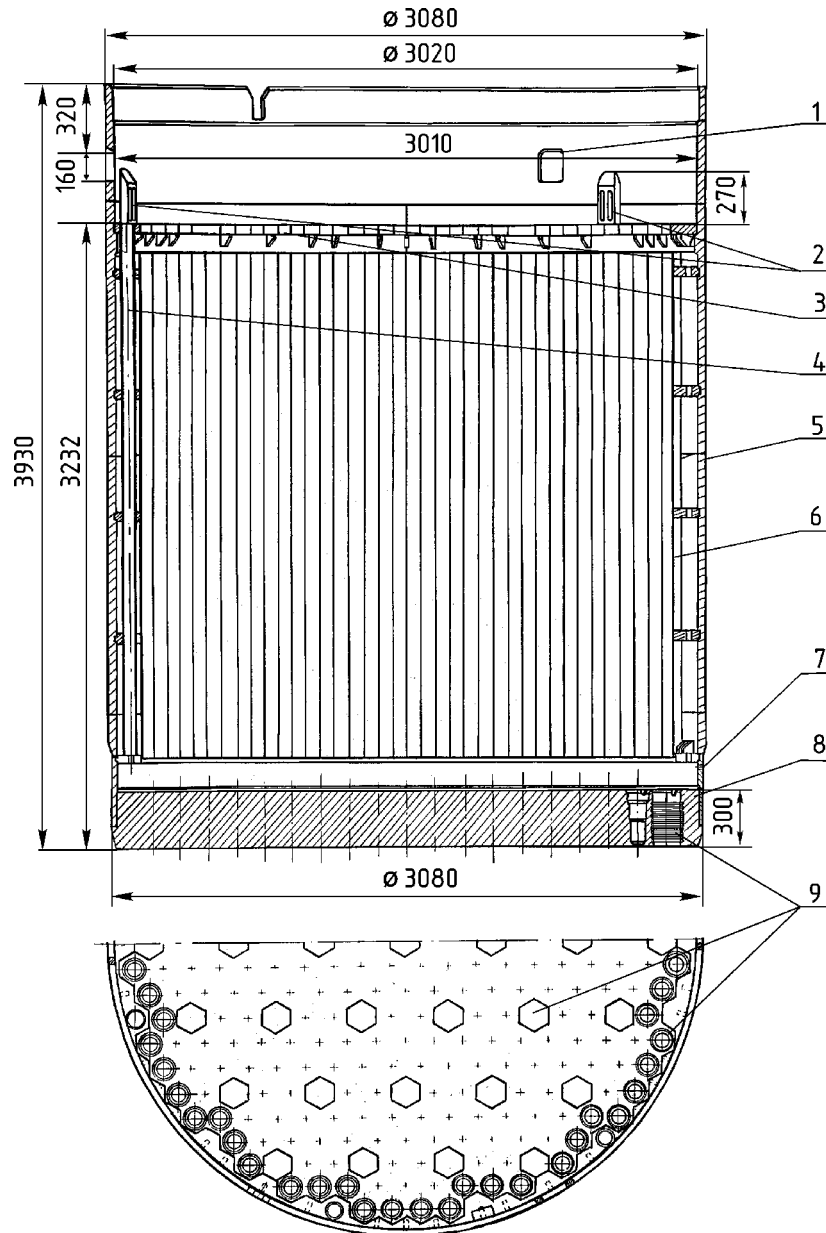


Рис. 2.13. Корзина активной зоны реактора ВВЭР-440:

- 1 - окна для транспортировки корзины;
- 2 - шпонки для фиксации БЗТ;
- 3 - граненый пояс;

- 6 - выгородка;
- 7 - перфорация цилиндрической обечайки корзины;
- 8 - опорная плита корзины;

- 4 - трубы СКП;
- 5 - обечайка корзины;

- 9 - перфорация опорной плиты

Над активной зоной в корпусе реактора размещается блок защитных труб (БЗТ). Назначение БЗТ: дистанционирование и удержание от всплытия рабочих кассет, а также защита кассет АРК или тяг кластеров с поглощающими элементами от гидродинамического воздействия потока теплоносителя при его повороте на 90° к выходным патрубкам реактора. БЗТ обеспечивает также разводку направляющих каналов системы внутрореакторного контроля. При перегрузке реактора блок защитных труб извлекается из реактора. БЗТ представляет собой сварную конструкцию, состоящую из двух решеток, связанных между собой защитными трубами. БЗТ реактора ВВЭР-1000 имеет ещё перфорированную обечайку. На рис. 2.14 представлен БЗТ реактора ВВЭР-440.

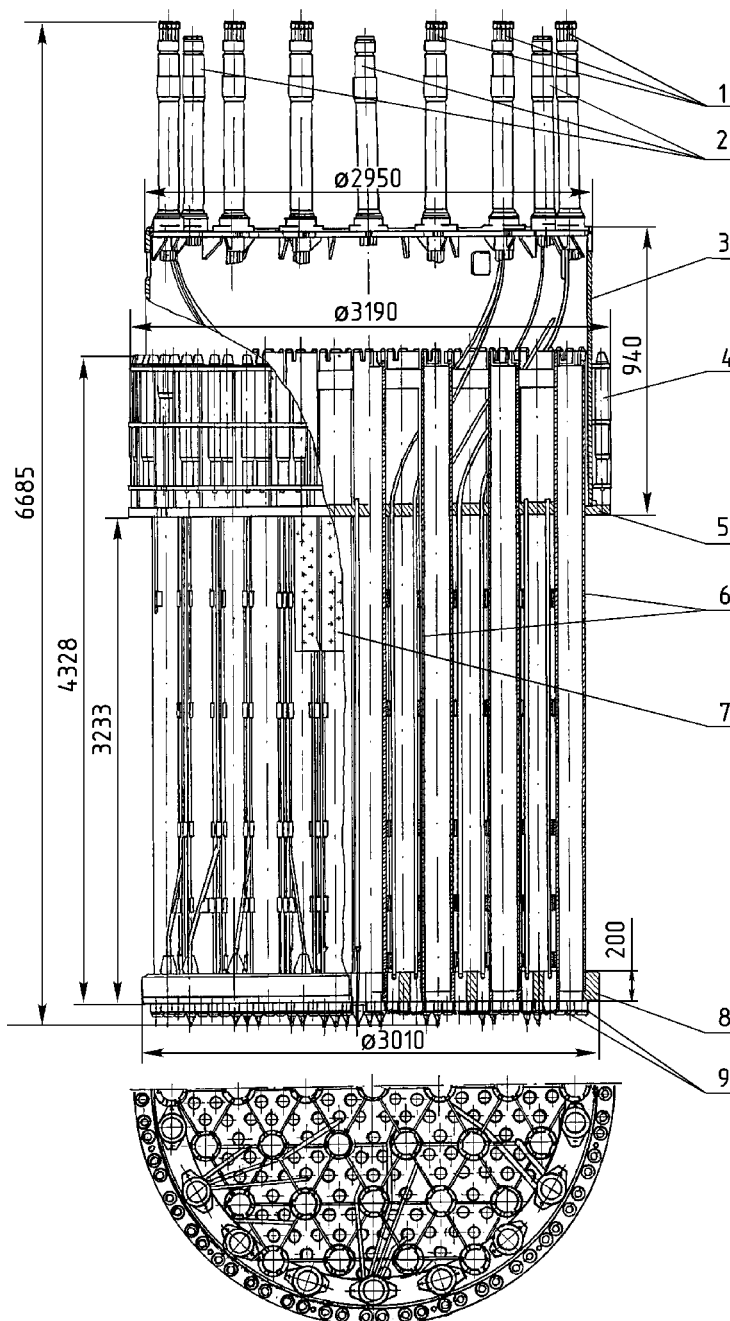


Рис. 2.14. БЗТ реактора ВВЭР-440:

- 1 - пучки ТК;
- 2 - пучки ЭВ;
- 3 - верхняя обечайка БЗТ;
- 4 - пружинный пояс;
- 5 - верхняя решетка БЗТ;
- 6 - защитные трубы;
- 7 - отбойный щит;
- 8 - опорная плита;
- 9 - ловители

Конструктивное отличие БЗТ реактора ВВЭР-440 от БЗТ реактора ВВЭР-1000, кроме наличия ограждающей обечайки, заключается также в том, что на верхней плите имеются специальные пружинные прижимы, которыми БЗТ упирается в крышку реактора. Сам БЗТ в ВВЭР-440 ставится на граненый пояс корзины активной зоны. В нижней плите имеются специальные ловители кассет, а подпружиненные

штыри кассет упираются в эту плиту. БЗТ реактора ВВЭР-1000 ставится на головки кассет и упирается в крышку реактора. Для упора в крышку на обечайке, приваренной к верхней плите БЗТ, имеется специальный выступ. Термическое расширение БЗТ реактора ВВЭР-440 направлено вверх, а БЗТ реактора ВВЭР-1000 - вниз.

### 2.2.3. Активная зона

Активная зона реакторов ВВЭР состоит из шестигранных (отечественная конструкция) или квадратных (зарубежная конструкция) в плане кассет, устанавливаемых с зазором 1,5-3 мм друг к другу. В кассете реактора по треугольной или квадратной решетке (зарубежная конструкция) устанавливаются гладкие цилиндрические ТВЭЛы.

В качестве ядерного горючего используется двуокись урана с обогащением по делящемуся изотопу ( ${}_{92}^{235}\text{U}$ ) ~ 2,5-5 %. Прессованные или спеченные таблетки двуокиси урана помещаются в трубку из легированного ниобием (1-2 %) циркония (в отечественных реакторах) или из циркалоя (зарубежные конструкции). Зазор между таблетками и трубкой заполняется гелием. Таблетки высотой 15-30 мм спрессованы до плотности 10,4-10,8 г/см<sup>3</sup>. Торцевые части ТВЭЛа заглушены концевыми деталями и в месте стыков обварены электронно-лучевой сваркой. Перед заваркой ТВЭЛ вакуумируется до остаточного давления не более 6,6 кПа (50 мм рт. ст.) с выдержкой в течение 10 с, после чего заполняется гелием высокой чистоты при давлении 2-2,5 МПа. Столб таблеток фиксируется одной-тремя разжимными скобами или пружиной. В высоконапряженных ТВЭЛах в центре таблеток имеется сверление диаметром 1-2 мм, служащее для сбора газообразных продуктов деления. Размеры отечественных ТВЭЛов реакторов типа ВВЭР:

- диаметр наружный 9,1 мм;
- толщина оболочки 0,65 мм;
- высота столба таблеток соответствует высоте активной зоны.

Такого же порядка размеры ТВЭЛов в зарубежных реакторах. Таблетки топлива вставляются в трубку с зазором 0,05-0,1 мм. ТВЭЛы в кассете устанавливаются и жестко фиксируются шплинтом в нижней концевой решетке. Верхняя концевая решетка позволяет им продольно перемещаться для компенсации термических расширений. Верхняя и нижняя концевые решетки связаны центральной трубкой либо пучком трубок для перемещения в них поглощающих элементов. На этих трубках с шагом 200-250 мм закреплены дистанционирующие решетки, выполняемые, как и концевые решетки, из нержавеющей стали (в реакторе ВВЭР-1000 из стали 12Х18Н10Т). Нижняя концевая решетка сваривается с хвостовиком кассеты, устанавливаемым в днище шахты реактора или в специальные стаканы, закрепленные в этом днище. Ориентация кассеты выполняется специальным штырем на хвостовике кассеты, входящем в специальный паз в днище или в стакане. Хвостовик в плане круглый, а опорная поверхность кассеты имеет сферическую форму.

Центральная трубка кассеты, кроме крепления на ней дистанционирующих

решеток, служит и для размещения измерительного канала датчика нейтронного потока, представляющего собой трубку с заглушенным нижним концом.

В практике реакторостроения применяются чехловые (реактор ВВЭР-440) и бесчехловые (реактор ВВЭР-1000) кассеты. Первые применяются при гидравлическом профилировании активной зоны, вторые - при физическом профилировании. В чехловых кассетах чехол приваривается к хвостовику и к головке кассеты и выполняется из легированного циркониевого сплава (рис. 2.15).

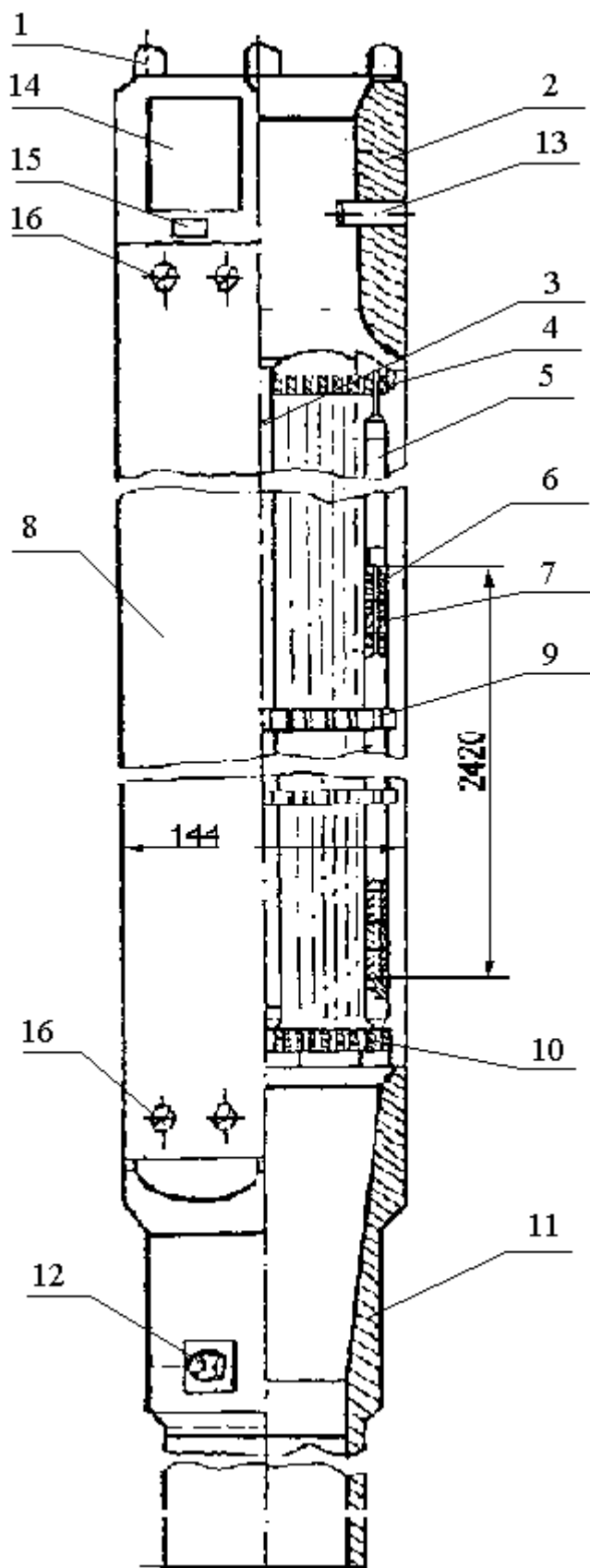


Рис. 2.15. Топливная кассета реактора ВВЭР-440:

- 1 - подпружиненный штырь;
- 2 - головка;
- 3 - центральная трубка;
- 4 - верхняя дистанционирующая решетка;
- 5 - ТВЭЛ;
- 6 - топливные таблетки;
- 7 - оболочка ТВЭЛа;
- 8 - оболочка кассеты;
- 9 - дистанционирующие решетки;
- 10 - нижняя концевая решетка;
- 11 - хвостовик;
- 12 - установочный палец;
- 13 - палец для транспортировки кассеты;
- 14 - место маркировки;
- 15 - место клеймения;
- 16 - разгрузочные отверстия

В бесчехловых кассетах пучок труб для кластеров или поглощающих элементов (ПЭЛ) соединяется с головкой кассеты, выполняемой из нержавеющей стали, и с нижней концевой решеткой (рис. 2.16). В головке кассеты установлены подпружиненные штыри, упирающиеся в нижнюю плиту блока защитных труб. В ТВС

ВВЭР-1000 сама головка имеет подпружиненную часть, также упирающуюся в нижнюю плиту БЗТ. Иногда в нижней плите БЗТ установлены специальные ловители, входящие в головку кассет. Таким образом проводится фиксация кассет и организуется их термическое расширение. В головке кассеты имеется специальное устройство для ее захвата и транспортировки. Сравнительные характеристики кассет реакторов ВВЭР приводятся в табл. 2.2.

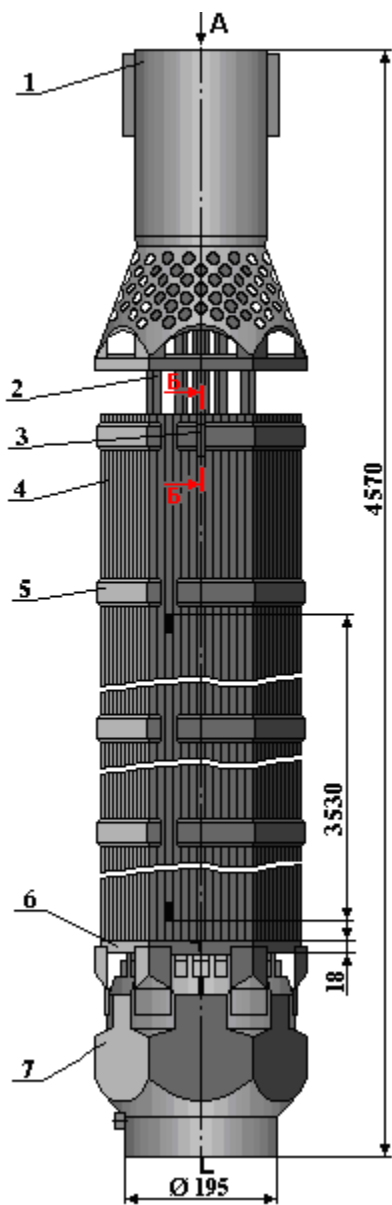


Рис. 2.16. Топливная кассета серийного реактора ВВЭР-1000:

- 1 - головка;
- 2 - направляющая труба ПЭЛа;
- 3 - труба центральная;
- 4 - ТВЭЛ;
- 5 – дистанционирующая решетка;
- 6 – нижняя решетка;
- 7 - хвостовик

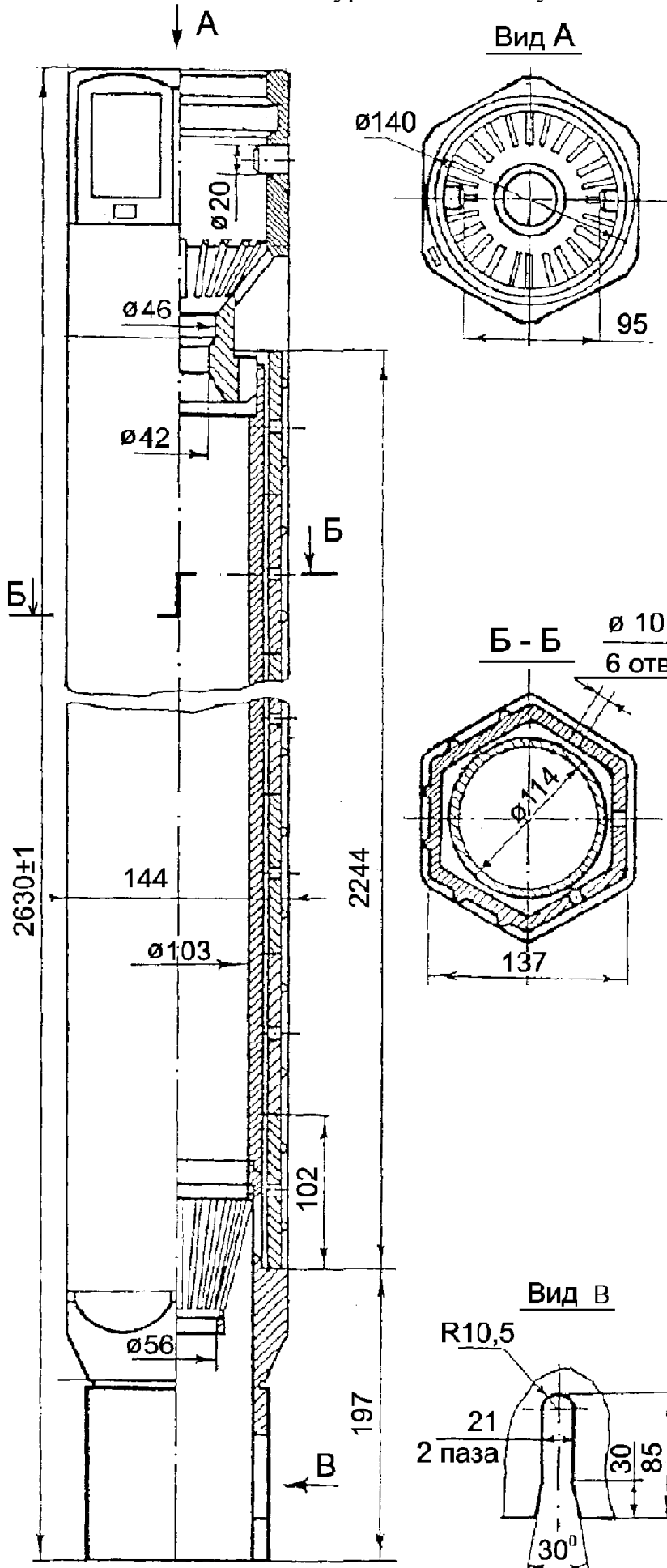
Регулирование и компенсация избыточной реактивности в реакторах осуществляются с помощью механической системы управления и защиты (СУЗ), состоящей из подвижных стержней, снабженных соответствующими приводами. Дополнительным средством компенсации избыточной реактивности является введение борной кислоты в теплоноситель и использование выгорающих поглотителей. При

работе реактора концентрация борной кислоты меняется от 0 до 16 г/кг  $H_2O$ . В качестве выгорающего поглотителя широко используется бор. В некоторых ВВЭР-440 в пучке из 126 стержней в 6 стержнях вместо топливных таблеток находится борированный цирконий с массовым содержанием бора до 1 %. Стержни с выгорающим поглотителем (СВП) имеются и в ряде кассет ВВЭР-1000.

Регулирующая сборка, компенсирующая изменение реактивности во времени в ВВЭР-440, состоит из двух частей, соединенных друг с другом специальным замком. Верхняя, поглощающая часть (рис. 2.17), состоит из шестигранной трубы (нержавеющая сталь), внутри которой размещаются два



круглых вкладыша из борированной (2 %) стали, играющей роль нейтронной ловушки: быстрые нейтроны, попадающие снаружи, замедляются в воде внутри вкладышей до теплового уровня и затем уже поглощаются бором во вкладышах.



Замедленные ранее тепловые нейтроны сразу поглощаются чехловой трубой и вкладышами.

Рис. 2.17. Поглощающая часть кассеты АРК

Нижняя часть (рис. 2.18) представляет собой тепловыделяющую сборку, аналогичную по конструкции рабочим кассетам с тем отличием, что в головке имеется приспособление для захвата промштанги, а в хвостовике смонтировано демпфирующее устройство. Последнее представляет собой цилиндрическую трубу с заглушенной верхней частью, в которой имеются радиальные отверстия. Эта труба при падении садится на штырь, установленный в нижней части обсадной трубы дна шахты, вода вытесняется через отверстия в цилиндрической трубе, и падение кассеты замедляется. Так как кассеты СУЗ в ВВЭР-440 выполняют функции аварийной защиты, регулировки мощности и

компенсации избыточной реактивности, они называются кассетами АРК. В ВВЭР-440 находятся 37 кассет АРК, которые равномерно распределены по активной зоне.

Таблица 2.2

Сравнительные характеристики кассет реакторов ВВЭР

Тип реактора	ВВЭР-440	ВВЭР-1000 (V блок НВАЭС)	ВВЭР-1000 (унифицированный)	Фирма Siemens	Фирма Westinghouse
Тепловая мощность, МВт	1375	3000	3200	3765	3425
Диаметр ТВЭЛа, мм	9,1	9,1	9,1	9,5	10,7
Толщина оболочки, мм	0,65	0,65	0,65	0,64	0,61
Выс. столба таблеток, м	2,42	3,55	3,63	3,9	3,66
Форма кассеты	шестигранная			квадратная	
	чехловая		без чехла		
Оболочка кассеты	плотная	с перфорацией			
Размер под ключ, мм	144	238	234	229	215
Число стержней в ТВС	127	331	331	324	212
Число ТВЭЛов	120	317	312	300	204
Шаг решетки ТВЭЛов, мм	12,2	12,6	12,75	12,7	14,3
Шаг ТВС, мм	146	241	236	231	217
Обогащение топлива, %	3,3	2/3/4,4	2,2/3,3/4,4	1,9/2,5/3	3,2

Головка топливной части кассеты АРК отличается от головки топливной ТВС также отсутствием подпружиненных штырей и наличием устройства для соединения с поглощающей частью.

В неработающем реакторе в активной зоне находится компенсирующая часть кассеты АРК; топливная часть - в обсадной трубе днища реактора. В процессе работы происходит подъем кассеты АРК, высвобождающий реактивность реактора как за счет уменьшения поглощения нейтронов, так и за счет увеличения количества топлива, находящегося в активной зоне. Кассета АРК поднимается электродвигателем, число оборотов которого регулируется частотой переменного тока электропитания. В качестве приводной пары используется шестерня-рейка. Последняя получает поступательное движение через систему шестерней. Привод СУЗ вынесен из корпуса реактора и размещается в защитном чехле, находящемся под давлением теплоносителя на крышке реактора. При необходимости аварийного прекращения цепной реакции привод расцепляется, и все сборки под действием собственного веса погружаются поглощающей надставкой в активную зону.

В реакторах ВВЭР-1000 и в ряде зарубежных реакторов большой мощности поглощающие стержни (поглощающие элементы – ПЭЛ) имеют принципиально другую конструкцию. В этих реакторах в каждой ТВС предусмотрено наличие пучка подвижных стержней, так называемого кластера, - поглотителей, которые движутся в специальных направляющих трубках, установленных вместо некоторых ТВЭЛов.

Кроме того, эти трубки образуют жесткую конструкцию, соединяющую головку и хвостовик ТВС. Так, например, в серийном реакторе ВВЭР-1000 имеется 18 направляющих трубок из нержавеющей стали  $\phi 12,6 \times 0,65$  мм для ПЭЛ. Кластер включает 18 поглощающих стержней  $\phi 8,2 \times 0,6$  мм, заполненных карбидом бора ( $B_4C$ ).

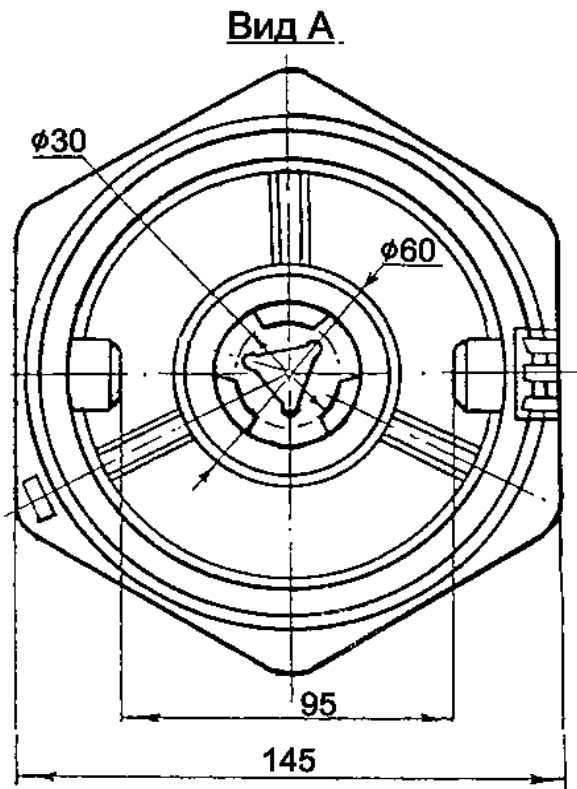
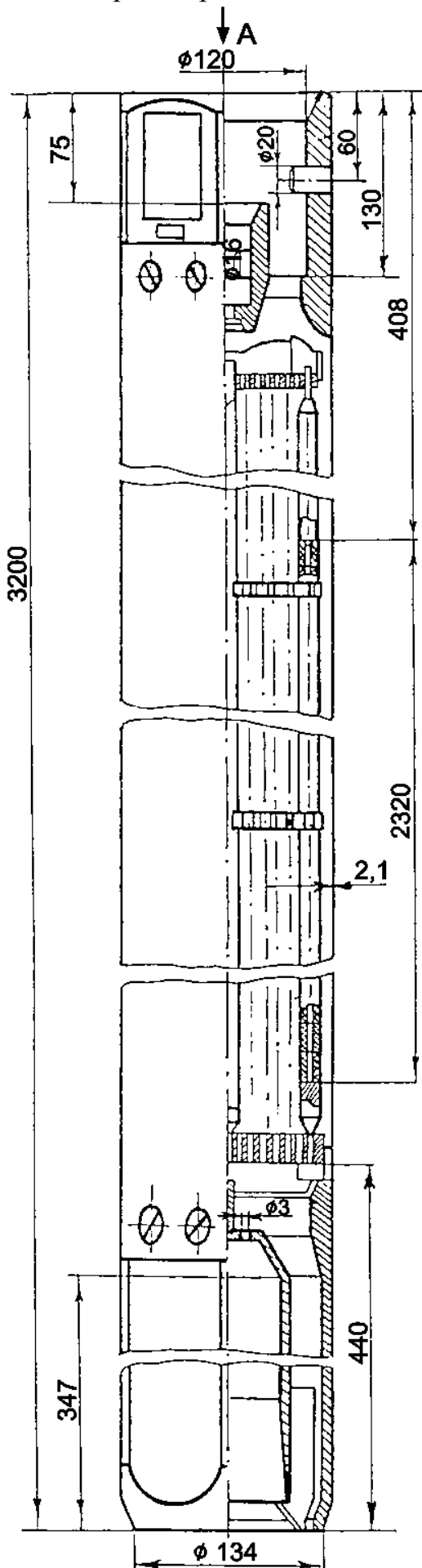


Рис. 2.18. Топливная часть кассеты АРК

В нижней части трубка заглушена концевыми деталями также из нержавеющей стали. Поглощающие элементы крепятся на

пружинных подвесках общей траверсы, которая тягой соединяется с приводным механизмом. Подвижные ПЭЛы установлены в 61 кассете из 163. В остальных кассетах вместо ПЭЛ устанавливаются пучки неподвижных стержней выгорающего поглотителя (СВП), по конструкции аналогичной ПЭЛам, но оболочка СВП выполняется из циркониевого сплава с диаметром, примерно равным диаметру ТВЭЛа. Оболочка заполняется выгорающим поглотителем с концентрацией бора до 0,8 % массы основного материала, обычно циркония. Для охлаждения СВП и ПЭЛ внутри направляющих каналов организован поток теплоносителя, поступающего через отверстия, просверленные в нижней части трубок. В головном реакторе ВВЭР-1000, установленном на V блоке НВАЭС, вместо 18 предусматривается 12 направляющих трубок, материал сердечника выполнен из алюминиевого сплава с присадкой  $\text{Eu}_2\text{O}_3$ . Диаметр сердечника 7 мм.

Кассеты ВВЭР-1000 V блока НВАЭС выполнены с перфорированным чехлом, толщина стенки которого 1,5 мм. В 109 кассетах находятся подвижные ПЭЛы, а в периферийных 42 кассетах - СВП. Увеличение числа ПЭЛ с 12 до 18 позволило повысить прочность силового каркаса ТВС, а переход к бесчехловой кассете в унифицированном варианте ВВЭР-1000 - увеличить количество кассет от 151 до 163, т.е. уменьшить нагрузку на ТВЭЛ либо увеличить мощность реактора.

В унифицированном ВВЭР-1000 головка ТВС состоит из неподвижной части, привариваемой к каркасу из направляющих труб, и подвижной. Между этими частями устанавливаются пружины, компенсирующие термическое удлинение ТВС. Головка кассеты упирается в нижнюю плиту БЗТ, который прижимается крышкой реактора к головкам. Опорой для пучка ТВЭЛов и направляющих каналов служит нижняя решетка, представляющая собой перфорированную плиту с круглыми отверстиями для хвостовиков ТВЭЛов и отверстиями произвольной формы для прохода теплоносителя. Нижняя решетка через систему ребер соединяется с хвостовиком ТВС, имеющим форму цилиндра. Ребра обеспечивают также жесткость нижней решетки. Цилиндрическая часть хвостовика входит в опорный стакан в днище шахты. Переходная поверхность между цилиндром и шестигранной трубой хвостовика является опорной поверхностью кассеты. На хвостовике ТВС для ориентировки ее в плане имеет фиксирующий палец. Дистанционирующие решетки устанавливаются по высоте активной зоны через 225-250 мм, препятствуя вибрации ТВЭЛов и их соприкосновению.

Сопоставление характеристик ВВЭР и PWR (табл. 2.3) показывает, что при примерно одинаковом диаметре корпуса мощность реакторов за 16 лет возросла в 5 раз, а КПД - на 20 %. Столь значительный рост объясняется, прежде всего, возросшей поверхностью ТВЭЛов, повышением параметров теплоносителя и пара, идущего на турбины, а также увеличением температурного напора между поверхностью ТВЭЛа и теплоносителем, т.е. уменьшением коэффициентов запаса. Увеличение теплообменной поверхности ТВЭЛов объясняется переходом на кластерное регулирование, отказом от оболочки кассеты, отказом от теплового экрана внутри корпуса реактора. Дальнейшее повышение мощности возможно

двумя путями: повышением диаметра корпуса и уменьшением диаметра ТВЭЛа. Первый путь лимитируется возможностями транспортировки корпуса от места изготовления до места установки. Как известно, габаритный размер провоза грузов по железным и автомобильным дорогам в СНГ составляет примерно для большинства автодорог 6,0 м, а по железным дорогам не должен превышать 4,5 м. Выход может быть найден в изготовлении корпусов реактора на месте установки. Для этого корпус должен быть тонкостенным.

Таблица 2.3

Основные характеристики некоторых отечественных и зарубежных ВВЭР

Параметры	ВВЭР-210	ВВЭР-440	ВВЭР-1000 (V блок НВАЭС)	ВВЭР-1000 (уни-фиц.)	PWR фирмы Siemens	PWR фирмы Westinghouse
Год пуска	1964	1971	1980	1985	1991	1980
Электрич. мощность, МВт	210	440	1000	1000	1371	1150
Тепловая мощность, МВт	760	1375	3000	3000	3765	3425
КПД (брутто),%	27,6	32	33,3	33,3	36,4	33,6
Диаметр активной зоны, м	2,88	2,88	3,12	3,16	3,605	3,4
Высота активной зоны, м	2,5	2,5	3,55	3,53	3,9	3,66
Расход теплоносителя, м <sup>3</sup> /ч	36500	39000	76000	80000	67680	64400
Число петель	6	6	4	4	4	4
Темп. воды на входе, °С	250	269	289	289	291,3	291,8
Средний подогрев воды, °С	19	31	33	33	34,8	33,2
Количество ТВС, шт.	343	349	151	163	193	193
Общая поверхн. ТВЭЛов, м <sup>2</sup>	2500	3143	4270	4594	6739	4844
Сред. уд. тепловыделение в активной зоне, МВт/м <sup>3</sup>	46,7	84,5	110,6	107,5	94,6	103,1
Наружный диаметр корпуса, м	3,8	3,84	4,535	4,535	5	4,39
Параметры пара перед турбиной: давление, МПа	2,9	4,4	6,0	6,0	6,23	6,76
температура, °С	231	256	274	274	280	283,4

В настоящее время имеются проекты изготовления корпуса на месте установки методом рулонирования, при котором корпус собирается из слоистой ленты, наматываемой на барабан. Толщина барабана 20-25 мм, бандажные полосы из углеродистой стали толщиной 5-15 мм. Полосы натягивают вокруг сегмента барабана специальным зажимающим приспособлением, и затем оба конца полосы приваривают к лежащему ниже слою. Имеются и другие проекты изготовления многослойных корпусов и даже несколько практически выполненных. Например, корпус судового реактора выполнен на давление - 17,5 МПа, 340 °С. Его стенка представляет собой несущий корпус из

углеродистой стали толщиной 12,7 мм, покрытый изнутри нержавеющей сталью и окруженный 18 слоями из углеродистой стали толщиной 6,4 мм каждый. Проведение таких монтажных работ требует наличия на монтажной площадке весьма дорогого и громоздкого оборудования и, вероятно, может быть оправдано при установке на АЭС нескольких подобных реакторов. Применение многослойных корпусов даже несколько повышает надежность реактора, так как появление трещин ограничивается одним слоем, а не распространяется на всю толщину корпуса. Следует отметить, что днище, крышка и обечайка фланца выполняются из одного листа. Наконец, изготовление на месте корпусов возможно не только из стали, но и из предварительно напряженного железобетона. Такой вариант полностью снимает вопрос об ограничении габаритов корпуса. В настоящее время корпуса из предварительно напряженного железобетона применяются для газоохлаждаемых реакторов на давление до 5 МПа, но принципиальных ограничений по давлению нет.

Повышение единичной мощности блока снижает удельные затраты на установку, но повышает удельные затраты на резерв. В результате функция суммарных затрат в зависимости от мощности имеет минимум, определяющий оптимальное значение мощности установки. Очевидно, этот оптимум зависит от наличия в конкретной энергосистеме быстро пускаемых резервных мощностей.

Второй путь увеличения мощности связан с увеличением поверхности теплообмена, что достигается уменьшением диаметра ТВЭЛов. Однако уменьшение диаметра приводит к повышению стоимости ТВЭЛов. Имеется оптимальная величина диаметра, так как по мере его уменьшения рост стоимости ТВЭЛа обгоняет рост поверхности теплообмена. Проведенные проектные проработки показали, что при переходе к диаметру ТВЭЛов порядка 6 мм в корпусе ВВЭР-1000 мощность может быть повышена до 2000 МВт (э).

Для увеличения кампании реактора применяется повышенное обогащение ураном-235 и ввод в топливо гадолиния в виде  $Gd_2O_3$ . В результате большого сечения поглощения нейтронов у гадолиния он обеспечивает компенсацию избыточной реактивности в начале кампании без увеличения числа поглощающих элементов. Обычно число ядер гадолиния не превышает 8 % от числа ядер  ${}_{92}^{235}U$  (в 8 % ТВЭЛ вводится Gd в количестве не более 8 %). Кроме того, ввод Gd в периферийные кассеты снижает нейтронный поток, падающий на корпус реактора, что позволяет продлить его ресурс.

#### **2.2.4. Конструкция ТВС, ПС СУЗ, СВП реактора ВВЭР-1000**

В предыдущем подразделе были рассмотрены общие положения конструкции ТВС реакторов ВВЭР. Остановимся более подробно на конструкции ТВС ВВЭР-1000, а также ее модификациях.

В первую очередь несколько слов о ядерном топливе. Как уже указывалось, на сегодняшний день в реакторах типа ВВЭР применяется диоксид урана. Среди его преимуществ по сравнению с металлическим ураном следует назвать также его жаропрочность, позволяющую работать при высоких

температурах топлива (точка плавления  $T_{пл.} = 2750$  °С по сравнению с 1130 °С у чистого металлического урана), отсутствие фазовых переходов, большую стойкость к облучению нейтронами, позволяющую достигнуть большей глубины выгорания, и химическую совместимость с обычными теплоносителями, в частности с водой, в случае разгерметизации ТВЭЛа. К недостаткам диоксида урана следует отнести более низкую плотность ( $10,5$  г/см<sup>3</sup> по сравнению с  $19,0$  г/см<sup>3</sup> для металлического урана) и более низкую теплопроводность, что накладывает ограничения на толщину ТВЭЛов для исключения расплавления топлива в их центральной области.

Диоксид урана обычно получают в виде порошка осаждением урана из раствора уранилнитрата алюминием или перекисью водорода. Такая процедура приводит к осаждению диураната или перекиси урана, которые затем разлагаются нагреванием до  $UO_3$ . Последующий нагрев в атмосфере водорода восстанавливает  $UO_3$  до  $UO_2$  в порошкообразном виде.

В ядерных реакторах топливо обычно используется в виде таблеток, которые изготавливаются методом холодного прессования и спекания. Таким способом можно получить плотность диоксида урана, достигающую 95 % теоретического значения, равного  $10,97$  г/см<sup>3</sup>. Максимальная плотность желательна здесь как для увеличения содержания урана в ТВЭЛе, так и для лучшего удержания продуктов деления.

Таблетки укладывают столбцом внутри тонкостенных чехлов из подходящих материалов, таких как цирконий или нержавеющая сталь. Топливные стержни (ТВЭЛы) затем собираются в кассеты или тепловыделяющие сборки (ТВС). В головном блоке с ВВЭР-1000 – на V блоке НВАЭС использовались чехловые ТВС с подпружиненными штырями, как у ТВС ВВЭР-440. ТВС серийных реакторов были уже бесчехловые (рис. 2.16).

ТВЭЛы заполняются гелием, чтобы увеличить теплопередачу между таблетками и оболочкой. ТВЭЛы в кассете удерживаются решетками, расположенными с некоторыми интервалами по длине ТВС. Такая конструкция обеспечивает компенсацию изменения размеров и позволяет теплоносителю свободно циркулировать вдоль ТВЭЛов.

Теплопроводность окисного топлива заметно меняется при изменении его пористости и значительно уменьшается при увеличении температуры. Из-за низкой теплопроводности температурные градиенты в топливной таблетке очень велики, в результате таблетки могут растрескиваться вследствие высоких термических напряжений. Возникновение трещин облегчает радиальные перемещения топлива и продуктов деления. Растрескивание и образование полостей в топливе из-за радиационных дефектов кристаллической решетки и накопления газообразных продуктов деления приводит к постепенному уменьшению теплопроводности, которая в конечном счете может снизиться более чем на порядок.

При рассмотрении поперечного сечения топливной таблетки после длительного облучения в реакторе большой мощности достаточно четко видны три отличные друг от друга зоны. В периферийной зоне микроструктура топлива практически не изменилась по сравнению с микроструктурой

необлученного топлива, поскольку температура в этой области в рабочих условиях слишком низка, чтобы вызвать перестройку кристаллической структуры. Для промежуточной зоны характерно увеличение размеров зерен, а центральная зона содержит столбчатые зерна, возникающие в результате миграции пор вдоль температурного градиента. Если плотность порошка достаточно высока, то миграция пор к центру может привести к образованию в центре полости. Поэтому в ТВЭЛах с высокой глубиной выгорания над топливным стержнем внутри ТВЭЛа предусмотрен дополнительный объем, чтобы выделение газов не привело к недопустимо высокому давлению.

Распухание топлива при накоплении продуктов деления может привести к недопустимо высоким напряжениям в оболочках ТВЭЛов. Возникновение таких напряжений наиболее сильно проявляется в высоконапряженных реакторах на быстрых нейтронах, имеющих высокую глубину выгорания. Однако локальные напряжения в оболочках ТВЭЛов могут возникать и в легководных реакторах при малых глубинах выгорания, например, из-за смещения отдельных кусков растрескавшегося топлива и давления их на оболочку ТВЭЛа. Как уже упоминалось выше, между топливом и оболочкой обычно предусматриваются зазоры, заполненные гелием. Эти зазоры позволяют топливу свободно расширяться, и тем самым предотвращается его прямое воздействие на оболочку. Для того чтобы обеспечить свободный выход продуктов деления из топлива, можно делать топливные таблетки с кольцевыми зазорами или изготавливать их с более высокой пористостью. Обычно таблетки на концах делают "тарельчатой" формы, чтобы неоднородность распухания, вызванная большим температурным градиентом, не приводила к деформации ТВЭЛа. Для большей надежности в ТВЭЛах современных реакторов типа PWR создают предварительно высокое давление, чтобы снизить разность давлений между теплоносителем и внутренней полостью ТВЭЛов. Эта мера противодействует деформации циркониевых оболочек, которая может привести к их контакту с топливом.

Если большая глубина выгорания приведет к прямому контакту топлива с оболочкой ТВЭЛа, то при быстром увеличении мощности реактора в оболочке могут возникнуть высокие напряжения и возможно ее разрушение. Чтобы его избежать, установлены ограничения на скорость увеличения мощности реактора после его остановки. Такое ограничение скорости разгона практически исключает возможность разрушения оболочек ТВЭЛов, связанной с воздействием топлива на оболочку при их прямом контакте.

Хотя распухание топливных таблеток можно снизить, увеличивая пористость топлива, чрезмерно большая пористость может вызвать явление, называемое уплотнением топлива, которое наблюдалось в некоторых реакторах на первой стадии их развития. В топливе с относительно небольшой первоначальной плотностью в некотором диапазоне температур распухание, вызванное газообразными продуктами деления, может оказаться большим, чем его усадка при спекании таблеток.

Если возникнет контакт между топливом и оболочкой, то таблетки, расположенные ниже этой точки, могут сползти вниз, что в свою очередь



приведет к образованию зазора между таблетками. Под действием теплоносителя с высоким давлением оболочка может вдавиться в этот зазор, в результате чего произойдет разрушение ТВЭЛа в этом месте. Сейчас это явление больше не представляет серьезной проблемы для PWR, поскольку опыт показал, что его можно полностью исключить, если предусмотреть в ТВЭЛе более высокое давление гелия или изготавливать топливные таблетки с более высокой плотностью (более полное спекание при изготовлении).

Наиболее близким прототипом серийного топлива ВВЭР-1000 явилась кассета V блока НВАЭС, повторяющая в какой-то мере конструкцию кассет ВВЭР-440. Отличием было введение в активной зоне принципа более "мягкого" регулирования энерговыделения по высоте и сечению активной зоны. В конструкцию пучка ТВЭЛ были введены направляющие каналы для размещения органов регулирования. Несущим элементом оставалась шестигранная труба. При разработке ТВС для ВВЭР-1000 (чехловой вариант) были приняты те же материалы, что и в конструкции ТВС для ВВЭР-440. В дальнейшем по аналогии с мировыми стандартами кассеты ВВЭР-1000 были выполнены бесчехловыми с целью лучшего межканального перемешивания теплоносителя в нормальных и аварийных режимах. В проекте активной зоны ВВЭР-1000 были разработаны топливные циклы с двух и трехгодичной кампанией топлива.

Эксплуатация этого топлива началась в 1980 г., переход на трехгодичную кампанию топлива - в 1989...1992 гг. К настоящему времени уже накоплен положительный опыт эксплуатации кассет ВВЭР-1000 трехгодичной кампании до глубины выгорания в кассете в пределах  $\sim 49 \text{ МВт} \cdot \text{сут./кг U}$ .

Начиная со второй половины 1992 г., отмечались случаи нарушения в работе поглощающих стержней (ПС) СУЗ, которые заключались в превышении проектного времени падения (более 4 с) или зависания ПС СУЗ. В результате работы межведомственной комиссии по выявлению причин заклинивания ПС СУЗ на блоках ВВЭР-1000 было определено, что одной из причин является появление дополнительных сил трения между ПС СУЗ и направляющими каналами из-за искривления ТВС. Это вызывает появление повышенных межкассетных зазоров и, соответственно, тепловых нагрузок. Замечания по надежности срабатывания аварийной защиты потребовали разработки и внедрения новых типов ТВС и усовершенствованных топливных циклов с этими кассетами.

В последние годы в России выполнен большой объем расчетных и экспериментальных исследований для обоснования реализации модернизированных топливных циклов ВВЭР-1000. Улучшены технологические и эксплуатационные характеристики ТВЭЛов и ТВС (повышено качество изготовления топливных таблеток, оболочечных труб и ТВЭЛов, оптимизирована конструкция ТВС, разработана технология изготовления ТВС с циркониевыми дистанционирующими решетками и направляющими каналами, отработана и освоена технология производства уран-гадолиниевого топлива). Предусматривается увеличение экономической эффективности топливного цикла за счет повышения глубины выгорания.

Рассматривается возможность применения смешанного уран-плутониевого цикла с использованием как энергетического, так и оружейного плутония. Разработка и внедрение разборных ТВС позволит производить замену дефектных ТВЭЛов. Нейтронно-физическими расчетами показана возможность реализации пятигодичных топливных циклов.

Комплекс кассет реактора ВВЭР-1000 предназначен для генерирования тепловой энергии, обеспечения теплосъема и управления процессом энерговыделения в активной зоне реактора. Комплекс кассет, в общем случае, представляет собой совокупность различных кассет, ПС СУЗ и пучков СВП, предназначенных для выполнения в активной зоне реактора взаимосвязанных эксплуатационных функций. Рассмотрим конструкцию базовой кассеты, имеющей обозначение 0401.01.00.000.

**Кассета**, или ТВС предназначена для генерирования тепловой энергии и передачи ее потоку теплоносителя в активной зоне реактора. ТВС осуществляет дистанционирование тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), формирует поток теплоносителя, обеспечивая необходимое охлаждение ТВЭЛов. ТВС обеспечивает механическую целостность сборки ТВЭЛов, препятствует возникновению и распространению локальной аварии, связанной с уменьшением потока теплоносителя в отдельные ячейки и разрушением части ТВЭЛов. Общий вид базовой кассеты представлен на рис. 2.16. В состав кассеты входят: головка; 18 направляющих каналов; труба центральная; 312 ТВЭЛов; 15 дистанционирующих решеток; решетка нижняя; 21 шплинт; хвостовик.

**Головка** (рис. 2.19) обеспечивает взаимодействие кассеты с плитой БЗТ реактора и представляет собой конструкцию, в состав которой входят: обечайка верхняя; обечайка нижняя; шток; 3 болта; 16 пружин; шайба.

Верхняя обечайка представляет собой трубу, на наружной поверхности которой имеются два ребра, а внутренний объем разделен плитой на две полости. Одна полость предназначена для размещения головки ПС СУЗ или пучка СВП. В другой полости расположены пружины.

Труба обеспечивает взаимодействие головки кассеты с гнездом в плите БЗТ, а с помощью ребер осуществляется взаимодействие кассеты с транспортно-технологическим оборудованием и ориентация ее в реакторе. Плита имеет отверстия для прохода втулки штока, труб нижней обечайки, болтов и служит упором для пружин и втулки штока.

Нижняя обечайка представляет собой полый усеченный конус с плитами в обоих основаниях, через которые проходят трубы. Конус и плита в нижнем основании имеют отверстия для протока теплоносителя и служат для защиты ТВЭЛов от механических повреждений при перегрузках кассет в активной зоне, а также для стабилизации потока теплоносителя на выходе из кассеты. Плита в верхнем основании конуса имеет резьбовые отверстия для болтов и служит опорой для пружин. Трубы закреплены с помощью сварки в нижнем основании конуса и используются в качестве направляющих для пружин, а также в качестве связующих элементов головки с каналами.

Шток представляет собой сварную конструкцию из втулки и трубы. Втулка служит упором для пружины и воспринимает нагрузки от удара ПС СУЗ со штангой привода при срабатывании аварийной защиты реактора. Труба является направляющей для пружины и для датчика замера энерговыделения при его установке в центральную трубу кассеты.

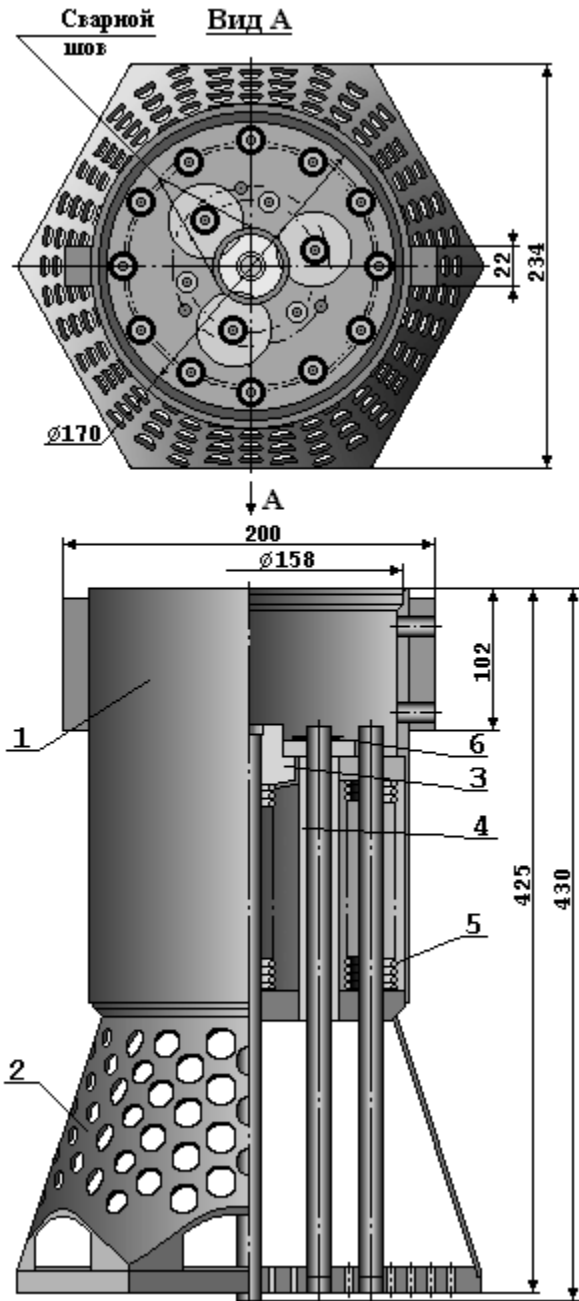


Рис. 2.19. Головка базовой ТВС реактора ВВЭР-1000:

- 1 - обечайка верхняя, сталь 12X18Н10Т;
- 2 - обечайка нижняя, сталь 08X18Н10Т;
- 3 - шток, сталь 12X18Н10Т;
- 4 - болт, 3 шт., сталь 12X18Н10Т;
- 5 - пружина, 16 шт., сталь 12X18Н10Т;
- 6 - шайба

Болты связывают части головки в единую конструкцию.

Пружины выполняют следующие функции:

- обеспечивают необходимое усилие для удержания кассет от всплытия в активной зоне;
- компенсируют допуски и разность температурных расширений элементов кассеты и ВКУ реактора;
- компенсируют динамические нагрузки на кассету при аварийных ситуациях разуплотнения первого контура реактора;
- компенсируют динамические нагрузки на поглощающие элементы ПС СУЗ при срабатывании аварийной защиты реактора.

Шайба предназначена для стопорения болтов. Головка крепится к каналам с помощью сварки.

**Канал** (направляющий) (рис. 2.20) является несущим элементом конструкции кассеты и состоит из трубы и наконечника.

Труба обеспечивает условия для прохождения ПС СУЗ и пучка СВП внутри пучка ТВЭЛов.

Наконечник имеет выступ, которым канал крепится с помощью сварки в нижней решетке и калиброванные отверстия для прохода теплоносителя,

которые позволяют:

- организовать надежное охлаждение ПС СУЗ и пучка СВП;

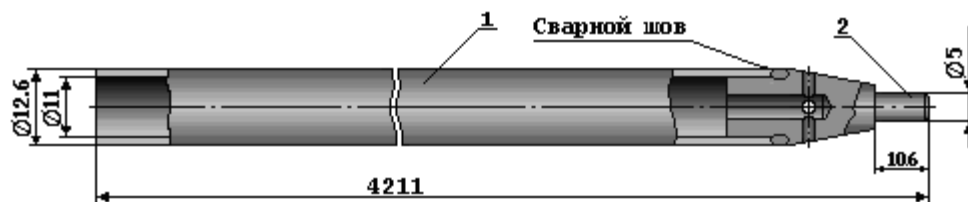


Рис. 2.20. Направляющий канал для ПЭЛ:  
1 – труба; 2 – наконечник.

- обеспечить приемлемую скорость и время падения ПС СУЗ при срабатывании аварийной защиты реактора;
- исключить попадание в канал вместе с теплоносителем посторонних частиц, способных воспрепятствовать падению ПС СУЗ.

**Центральная труба** (рис. 2.21) используется в качестве канала для размещения в активной зоне реактора датчиков замера энерговыделения.

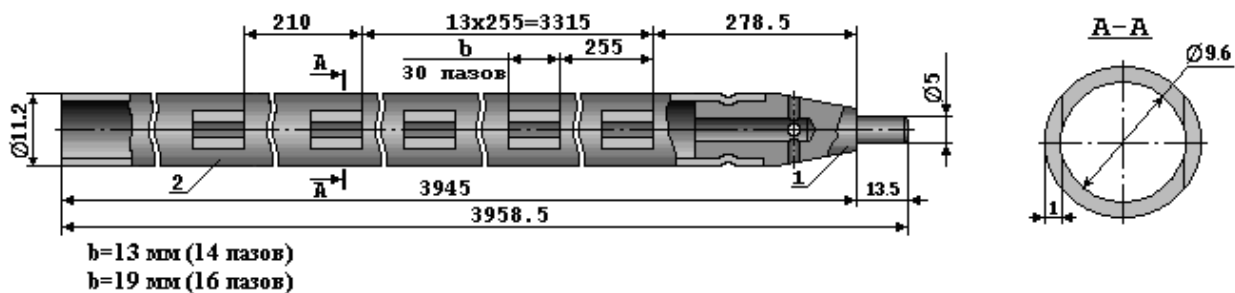


Рис. 2.21. Центральная труба ТВС ВВЭР-1000:  
1 – наконечник; 2 – труба

Центральная труба состоит из **наконечника** и собственно **трубы**, соединенных между собой вальцовкой. **Наконечник** предназначен для крепления центральной трубы к нижней решетке и имеет калиброванные отверстия для прохода теплоносителя. **Труба** имеет пазы для фиксации положения дистанционирующих решеток.

**ТВЭЛ** (рис. 2.22) предназначен для генерирования тепловой энергии и передачи ее теплоносителю.

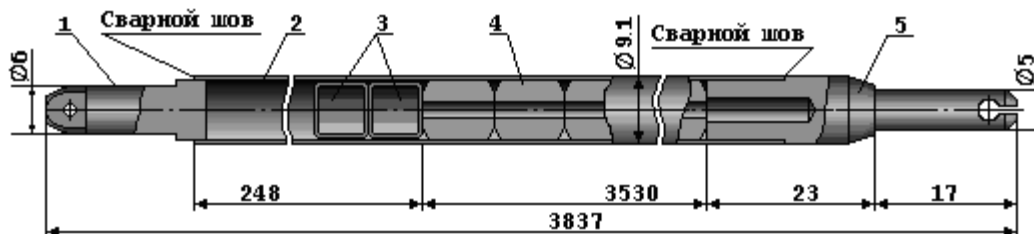


Рис. 2.22. Тепловыделяющий элемент реактора ВВЭР-1000:

- |  |  |
|--|--|
| 1 – заглушка верхняя,<br>сплав Zr +1 % Nb; | 4 – таблетка, двуокись урана;            |
| 2 – оболочка, сплав Zr +1 % Nb;            | 5 – заглушка нижняя, сплав Zr +1<br>% Nb |
| 3 – фиксатор, нержавеющая сталь;           |  |

ТВЭЛ представляет собой герметизированную с обоих концов с помощью заглушек и сварки оболочку. Внутренний объем оболочки 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

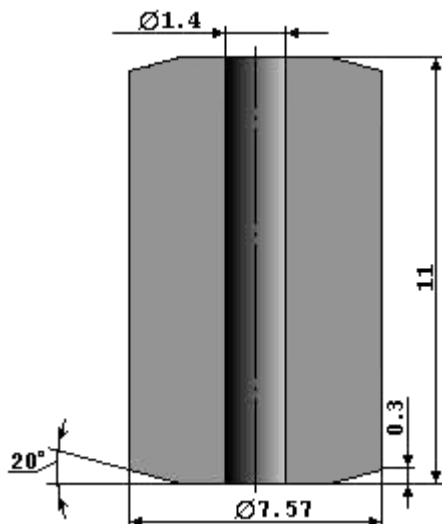


Рис. 2.23. Топливная таблетка

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 Вт/см) и значительными температурными перепадами по поперечному сечению топлива, которые могут составлять несколько сотен градусов.

Топливные таблетки (рис. 2.23) имеют центральное осевое отверстие для снижения средней объемной температуры топлива и увеличения объема газосборника.

Несмотря на то, что при делении урана образуется много радиоактивных продуктов, диоксид урана при нормальных рабочих температурах удерживает более 98 % этих продуктов. Около 1-2 % продуктов, в основном газообразные и летучие - криптон (Kr), ксенон (Xe) и йод (I), диффундируют в газовый объем между топливной композицией и оболочкой, при этом герметичная оболочка препятствует их выходу в теплоноситель.

Поведение топлива как "барьера", удерживающего продукты деления, зависит от температуры и степени выгорания. При температурах ниже 1000 °С диоксид урана удерживает всё, даже газовые продукты деления. С ростом температуры и выгорания картина существенно меняется. Продукты деления становятся подвижными. Этот процесс имеет диффузионную природу.

При температуре выше 1600 °С большая доза газов выходит из топлива под оболочку, заметно возрастает также выход йода и других летучих нуклидов. Чтобы топливо выполняло свои "барьерные" функции, важно, чтобы взаимодействие топлива с теплоносителем было минимальным. Один из важнейших критериев, характеризующих условия работы топливной композиции, - это достижение температуры плавления. Этот параметр особенно важен при быстром повышении мощности, когда температура оболочки повышается еще незначительно. Плавление топлива должно рассматриваться как потеря барьерных функций не только топливом, но и ТВЭЛом в целом.

Оболочка обеспечивает передачу теплоты от топливных таблеток к теплоносителю и сохранность формы ТВЭЛа в процессе эксплуатации, а также исключает контакт топливных таблеток и продуктов деления с окружающей средой. Наличие гелия под оболочкой способствует сохранению формы ТВЭЛа при эксплуатации и обеспечивает надежную передачу теплоты от топливных

таблеток к оболочке. Основное требование к оболочке состоит в обеспечении прочности и герметичности во всем спектре нормальных и аварийных воздействий в течение многолетнего "жизненного цикла" и радиационную стойкость при длительном облучении. Герметичность оболочек должна сохраняться в течение всего срока работы ТВЭЛа и последующего хранения отработавшего топлива. В процессе "жизненного цикла" оболочка ТВЭЛа подвергается воздействию совокупности факторов, создающих сложные условия работы. Это коррозионное и силовое воздействие как со стороны теплоносителя, так и со стороны топлива, термоциклирование при изменениях режимов работы (пуск, остановка, маневрирование), радиационное охрупчивание при облучении потоком быстрых нейтронов, наконец, перегревы в аварийных ситуациях. При "распухании" топлива, а также под действием выходящих под оболочку газовых и летучих продуктов деления увеличиваются нагрузки, действующие изнутри на оболочку ТВЭЛов.

Для материалов оболочек первостепенное значение имеют следующие свойства: радиационное упрочнение, охрупчивание, распухание, радиационная ползучесть, коррозионная стойкость. При медленном увеличении мощности или уменьшении расхода теплоносителя через реактор основным параметром, характеризующим целостность ТВЭЛа, будет температура оболочки. Разрушение оболочки начинается, когда напряжения превышают предел прочности, определяемый температурой. При определении максимально допустимых значений параметров, характеризующих состояние активной зоны, в первую очередь должна рассматриваться оболочка ТВЭЛов, от состояния которой во многом зависит развитие аварийного процесса. Предельно допустимые значения параметров устанавливаются на основе экспериментальных данных по поведению оболочки и ТВЭЛов в целом в стационарных и переходных режимах.

Допустимые пределы повреждения ТВЭЛов при нормальной эксплуатации для ВВЭР таковы:

- число ТВЭЛов с микродефектами не должно превышать 0,2 – 1 %;
- число ТВЭЛов с прямым контактом топлива и теплоносителя не должно превышать 0,02 – 0,1 % общего количества ТВЭЛов в активной зоне.

В сложных аварийных условиях допускается превышение проектного предела повреждения ТВЭЛов для нормальной эксплуатации. Максимальный проектный предел повреждения ТВЭЛов для ВВЭР обусловлен ограничением развития пароциркониевой реакции:

- температура оболочек ТВЭЛов не более 1200 °С;
- локальная глубина окисления оболочек ТВЭЛов не более 18 % от первоначальной толщины стенки;
- доля прореагировавшего циркония не более 1 % его массы в оболочках ТВЭЛов.

В процессе эксплуатации осуществляется непрерывный контроль за состоянием оболочек ТВЭЛов, целостность которых является важнейшим условием обеспечения безопасности. Состояние оболочек оценивается системой контроля герметичности оболочек (системой КГО). Для обеспечения

целостности второго основного барьера безопасности необходимо поддержание заданного температурного режима работы ТВЭЛов и предотвращение механического и коррозионного воздействий на оболочку, выходящих за допустимые по условиям прочности пределы.

Нижняя заглушка позволяет закреплять ТВЭЛ в нижней решетке.

**Дистанционирующая решетка** (рис. 2.24) служит для обеспечения заданного расположения ТВЭЛов в кассете и представляет собой сварную конструкцию из обода, ячеек и центральной втулки.

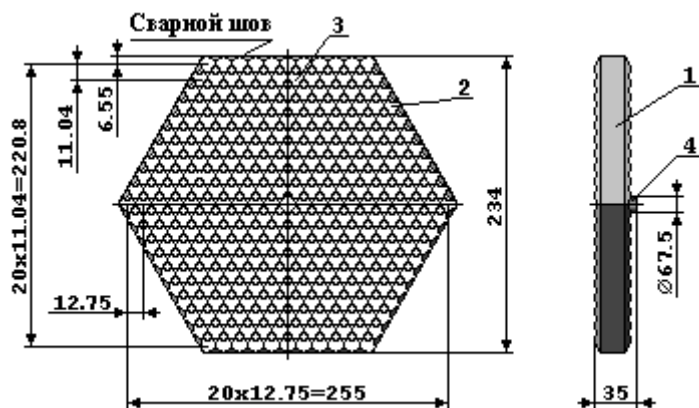


Рис. 2.24. Решетка дистанционирующая (нержавеющая сталь):

- 1 – обод;
- 2 – ячейка типа 1, 33 шт.;
- 3 – ячейка типа 2, 279 шт.;
- 4 – втулка

Обод снабжен зубчатыми краями, загнутыми в межТВЭЛЬНОЕ пространство, и выполняет следующие функции:

- придает дистанционирующей решетке дополнительную жест-кость и сохраняет ее форму;
- защищает ТВЭЛы от механических повреждений во время транспортно-технологических операций с кассетой;
- обеспечивает дистанционирование соседних кассет в активной зоне реактора.

Конструкция ячеек и их

размещение в решетке обеспечивает надежное дистанционирование ТВЭЛов и направляющих каналов в течение всего срока эксплуатации кассеты.

Втулка используется для закрепления дистанционирующей решетки на центральной трубе.

**Нижняя решетка** (рис. 2.25) служит опорой для ТВЭЛов, а также выполняет функции фильтра и стабилизатора потока теплоносителя на входе в кассету.

Нижняя решетка состоит из собственно решетки и 6 уголков, присоединенных в углах к ее боковым граням с помощью сварки.

Решетка представляет собой перфорированную плиту с пазами для прохода теплоносителя и отверстиями для крепления каналов, центральной трубы и ТВЭЛов. Уголки служат для соединения нижней решетки с хвостовиком.

**Хвостовик** (рис. 2.26) обеспечивает взаимодействие кассеты с опорным стаканом в днище шахты реактора и состоит из корпуса, системы ребер, соединенных с помощью сварки между собой и корпусом, а также фиксатора.

Корпус состоит из шестигранной трубы, переходящей посредством сферической поверхности в цилиндр. Через внутреннюю полость хвостовика подводится теплоноситель. Сферической поверхностью хвостовик опирается на

коническую часть опорного стакана, а цилиндрическая часть хвостовика входит в цилиндрическую часть стакана, удерживая кассету в вертикальном положении.

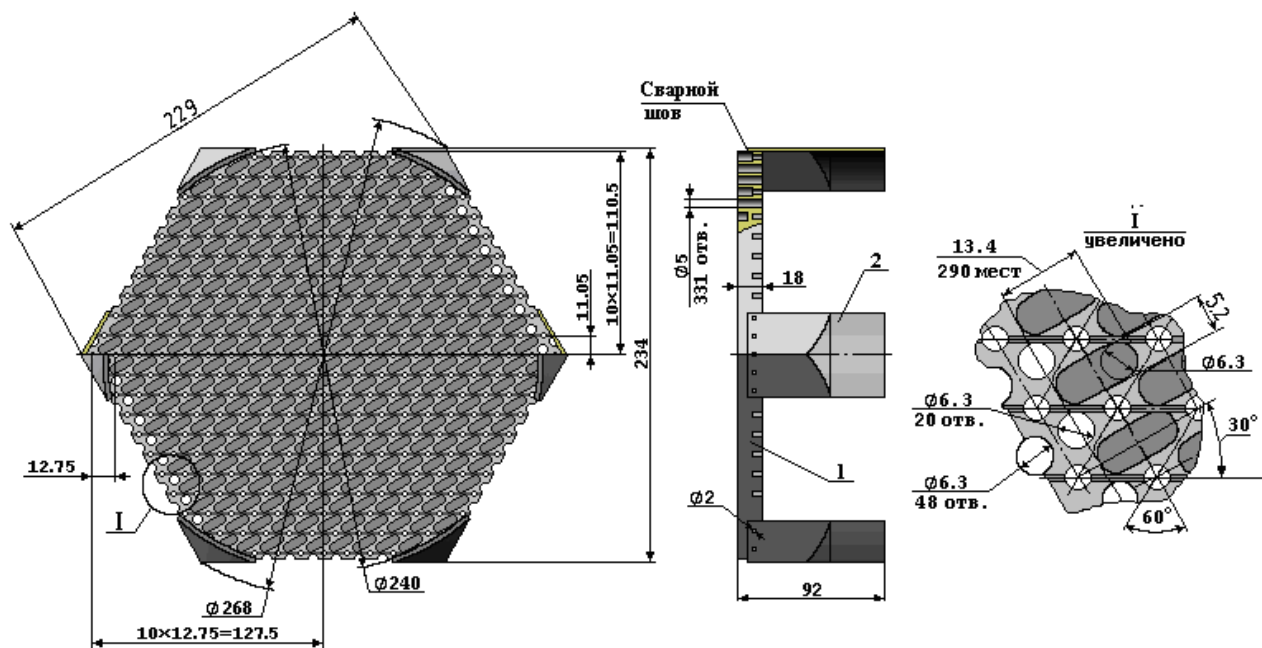


Рис. 2.25. Нижняя решетка:

- 1 – решетка;
- 2 – уголок, 6 шт.

Ребра служат опорой для нижней решетки и направляющими для потока теплоносителя. Фиксатор хвостовика предназначен для ориентации кассеты в реакторе.

Шплинт представляет собой отрезок проволоки, служащей для крепления ТВЭЛов в кассете.

Базовая кассета имеет несколько вариантов исполнения, различающихся между собой схемой размещения ТВЭЛов в поперечном сечении кассеты и степенью обогащения топлива по  $^{235}\text{U}$ .

Развитием базового варианта кассеты явилась кассета с базовым обозначением 0401.03.00.000, изготавливаемая в двух вариантах: базовом (вариант 1) и модернизированном (вариант 2), которые отличаются друг от друга отдельными составными частями и технологией сборки.

Оба варианта кассеты 0401.03.00.000 имеют несколько различных исполнений, отличающихся между собой схемой размещения ТВЭЛов в поперечном сечении кассеты и степенью обогащения топлива по  $^{235}\text{U}$ . Они взаимозаменяемы и совместимы в активной зоне реактора с кассетой 0401.01.00.000.

Базовый вариант кассеты 0401.03.00.000 по своей конструкции аналогичен кассете 0401.01.00.000. Конструкции головки, канала (направляющего), центральной трубы, дистанционирующей и нижней решеток, ТВЭЛа, а также хвостовика и шплинта аналогичны кассете 0401.01.00.000.



Исключение составляет топливная таблетка (рис. 2.27), имеющая больший диаметр центрального отверстия.

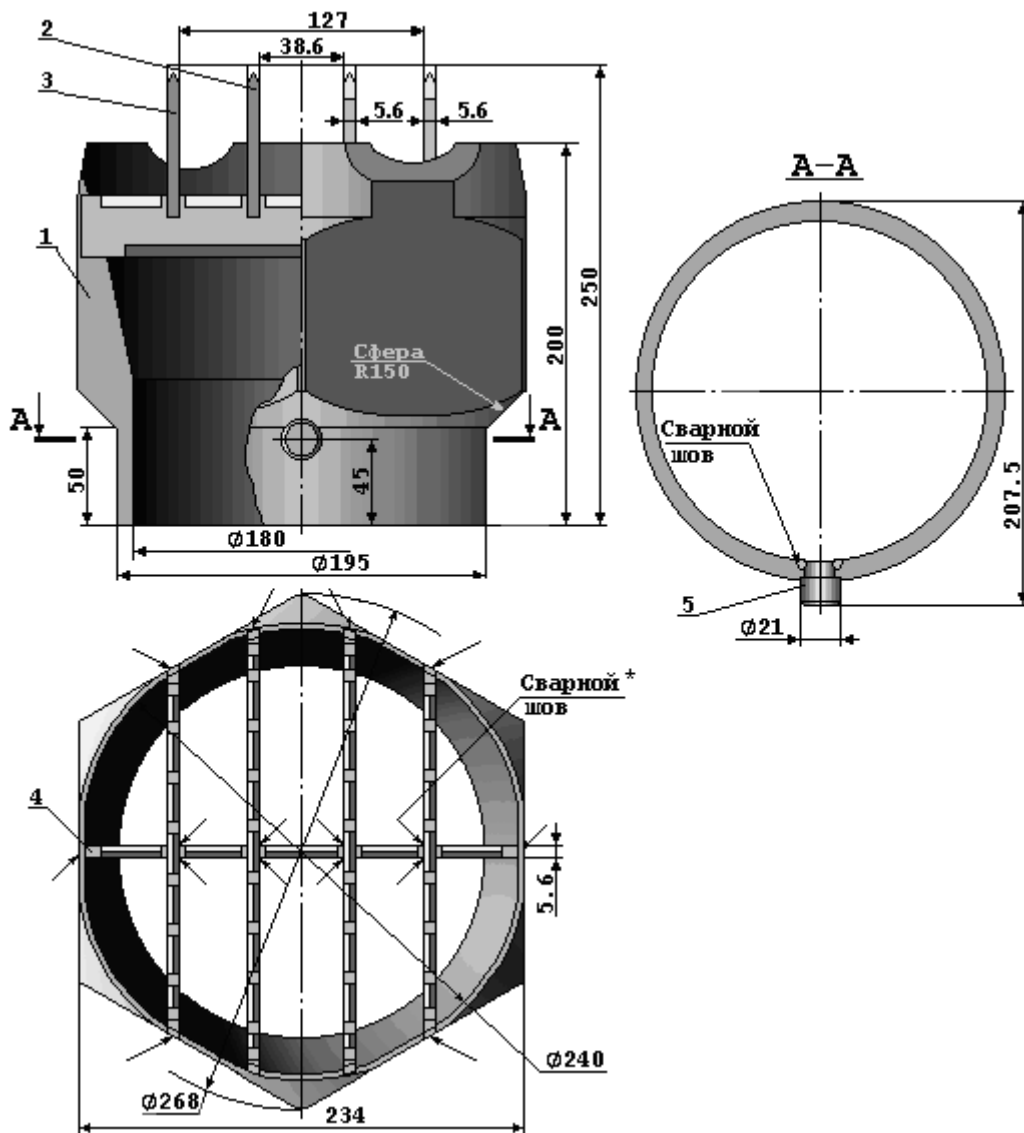


Рис. 2.26. Хвостовик кассеты ВВЭР-1000:

- 1 – корпус;
- 2 – ребро, 2 шт.;
- 3 – ребро, 2 шт.;
- 4 – ребро, 1 шт.;
- 5 – фиксатор, 1 шт.

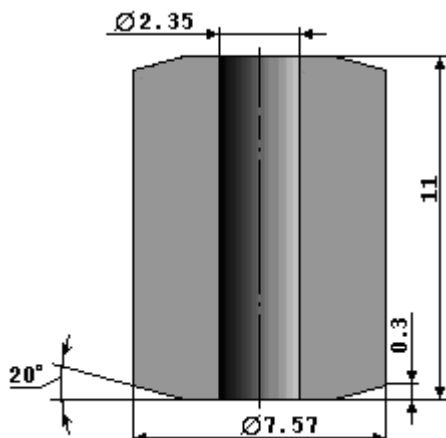


Рис. 2.27. Топливная таблетка кассеты 0401.03.00.000

Модернизированная кассета 0401.03.00.000 (рис. 2.28) имеет конструкцию головки, которая исключает пережатие кассеты в

условиях непроектных отклонений допусков на ВКУ и их сборку в реакторе. Реализация этих положений осуществляется за счет конструктивного изменения схемы взаимодействия головки и направляющих каналов (НК) и размещения в головке пружин с меньшей жесткостью и большим, по сравнению с пружинами серийной кассеты, ходом до соприкосновения витков.

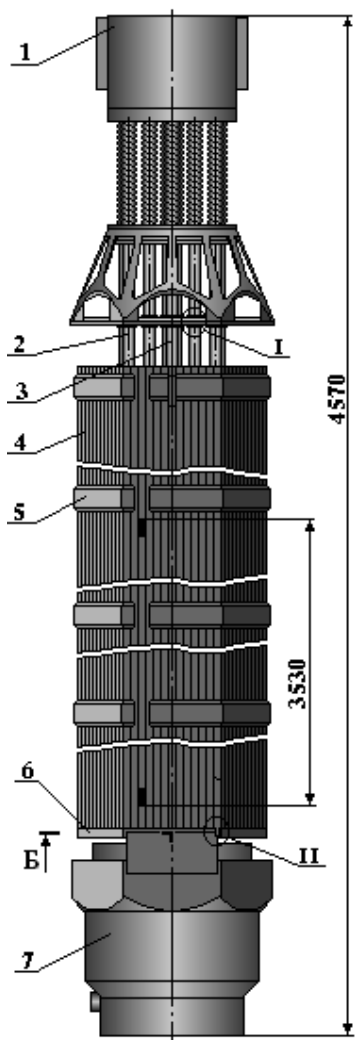


Рис. 2.28. Конструкция кассеты с модернизированной головкой:

- 1 - головка;
- 2 - 18 каналов (направляющих);
- 3 - труба центральная;
- 4 - 312 ТВЭЛов;
- 5 - 15 решеток дистанционирующих;
- 6 - решетка нижняя;
- 7 - хвостовик

Головка (рис. 2.29) присоединена к каналам с помощью разъемного (цангового) соединения, что позволяет демонтировать ее с кассеты и монтировать обратно.

Между подвижной плитой и втулками, вставленными в опорную плиту, на трубах с цанговыми захватами установлены 15 пружин. Три пружины периферийного ряда установлены на трубах между верхней плитой и втулками, вставленными в опорную плиту, и проходят сквозь отверстия в подвижной плите. Центральная пружина установлена между подвижной плитой и опорной плитой конической обечайки.

Между цилиндрической и конической обечайками установлены три шпильки, используемые для предварительного поджатия пружин. Для ограничения перемещения конической обечайки вниз на трубах с цанговыми захватами предусмотрены бурты. Для компенсации неравномерного температурного роста направляющих каналов за счет индивидуального поджатия в головке, установленной на пучок ТВЭЛов между шайбой и опорной плитой, предусмотрен зазор, равный 6 мм. Такая конструкция головки кассеты обеспечивает:

- удержание кассеты от всплытия 19-ю пружинами;
- демпфирование падения ПС СУЗ 16-ю пружинами;
- постоянное прижатие цилиндрической обечайки к гнезду блока защитных труб, в том числе и в процессе демпфирования ПС СУЗ при падении;

- компенсацию неравномерности температурных и других удлинений направляющих каналов за счет их индивидуального поджатия;
- запас хода пружинного блока до жесткого нагружения не менее 10 мм при поджатии кассеты БЗТ;
- уменьшение жесткости и рабочего усилия пружинного блока и, как следствие, уменьшение осевой нагрузки на направляющие каналы;
- исключение возможности искривления каркаса кассеты под действием неравномерности температурных и других удлинений направляющих каналов путем их индивидуального поджатия пружинами.

Усилие поджатия пружин выбрано из условия удержания кассетами блока защитных труб и самих кассет от всплытия. Ход пружин при установке БЗТ и зажатии кассет крышкой реактора равен  $12 \pm 4$  мм.

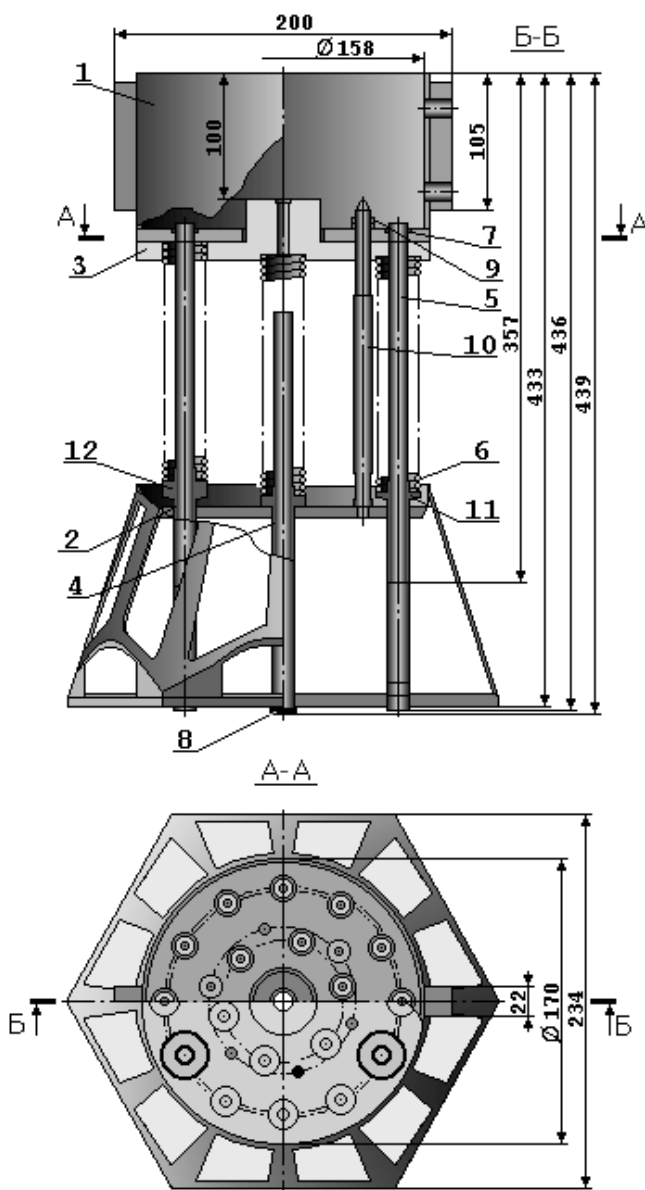


Рис. 2.29. Конструкция модернизированной головки:

- 1 - обечайка верхняя (сталь 12X18Н10Т);
- 2 - обечайка нижняя (сталь 12X18Н10Т);
- 3 - плита опорная (сталь 12X18Н10Т);
- 4 - труба (сталь 12X18Н10Т);
- 5 - 18 цанг (сталь 12X18Н10Т);
- 6 - 19 пружин (сталь ХН77Т10Р);
- 7,8,11,12- втулки четырех типов (сталь 12X18Н10Т);
- 9 - гайки, 3 шт. (сталь 08X18Н10Т);
- 10 - шпильки, 3 шт. (сталь 12X18Н10Т).

Верхняя обечайка модернизированной головки представляет собой трубу, на наружной поверхности которой имеются два ребра, а один из ее торцов заглушен плитой с отверстиями для прохода втулки

опорной плиты, цанг и шпилек.

Плита служит упором для опорной плиты и трех пружин, проходящих через отверстия в опорной плите.

Назначение верхней обечайки и ее остальных элементов конструкции было описано выше.

Нижняя обечайка модернизированной головки представляет собой полый усеченный конус с плитами в обоих основаниях, снабженными отверстиями для прохода цанг и трубы. Конус и плита в нижнем основании снабжены отверстиями для прохода теплоносителя, а плита в верхнем основании - резьбовыми отверстиями для установки шпилек. Основные функции нижней обечайки приведены выше.

Опорная плита через имеющийся выступ воспринимает нагрузки от удара ПС СУЗ со штангой привода при срабатывании аварийной защиты.

Труба служит направляющей для центральной пружины и для датчика замера энерговыделения при его установке в центральную трубу.

Цанги обеспечивают разъемное соединение головки с каналами кассеты.

Пружины модернизированной головки в отличие от пружин головки кассеты 0401.01.00.000 имеют увеличенный рабочий ход и обеспечивают постоянное сопряжение кассеты с гнездом в плите БЗТ и направляющими для ПС СУЗ.

Демонтаж модернизированной головки с кассеты осуществляется после предварительного поджатия нижней обечайки вверх, пока цанги не выйдут из положения фиксации в плите нижнего основания. Монтаж головки производится в обратном порядке.

Канал (направляющий) (рис. 2.30) модернизированной кассеты 0401.03.00.000 состоит из втулки, наконечника и трубы, соединенных между собой с помощью сварки.

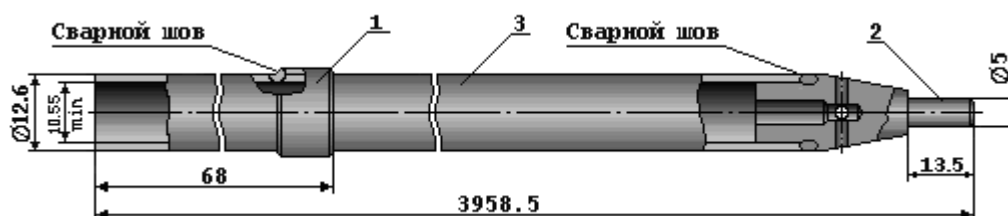


Рис. 2.30. Направляющий канал модернизированной кассеты (сталь 08X18H10T):

- 1 – втулка;
- 2 – наконечник,
- 3 – труба

Втулка предназначена для разъемного соединения канала с цангой головки кассеты.

Конструкция центральной трубы отличается от конструкции центральной трубы базовой ТВС только длиной (4198,6 мм вместо 3958,5 мм).

ТВЭЛ модернизированной кассеты 0401.03.00.000 (рис. 2.31) по конструкции аналогичен ТВЭЛу базовой кассеты. Исключение составляют топливная таблетка и заглушки.

Топливная таблетка была рассмотрена выше. Конструкция нижней заглушки позволяет закреплять ТВЭЛ в нижней решетке и осуществлять, при

необходимости, его удаление из кассеты. Верхняя заглушка имеет захватную часть для извлечения ТВЭЛа из кассеты.

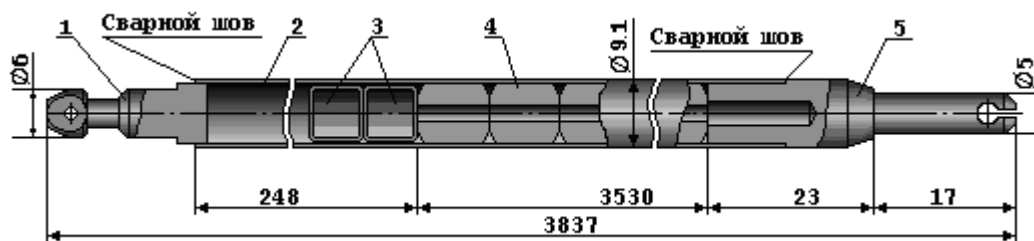


Рис. 2.31. ТВЭЛ модернизированной кассеты:

- 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

Внешний вид нижней решетки представлен на рис. 2.32.

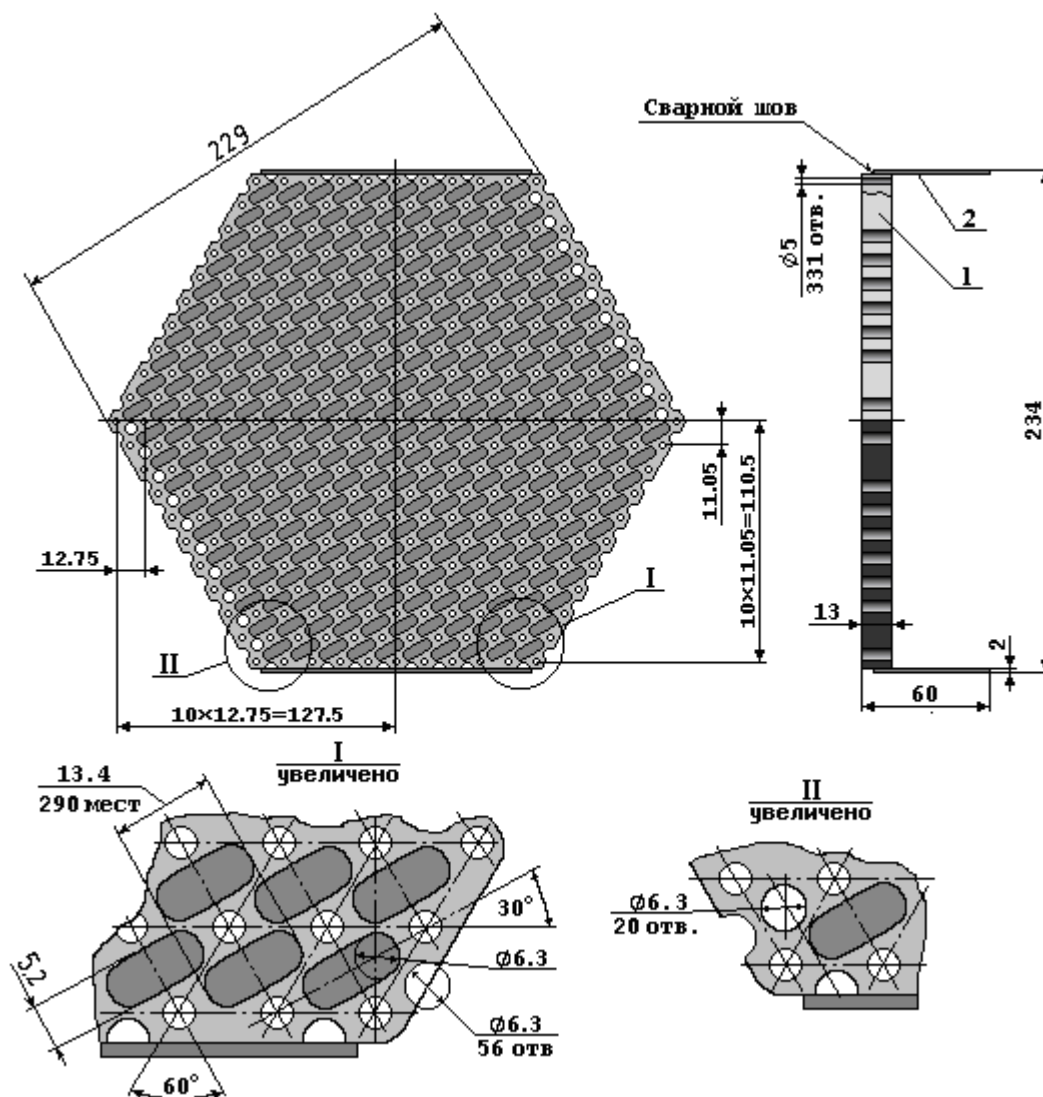


Рис. 2.32. Нижняя решетка модернизированной кассеты:

- 1 – решетка, сталь 08X18H10T;

2 – пластина, сталь 12X18H10T

В отличие от нижней решетки, используемой в кассетах, описанных ранее, нижняя решетка модернизированной кассеты 0401.03.00.000 имеет вместо уголков две пластины, посредством которых к ней присоединяют хвостовик. Крепление ТВЭЛ к нижней решетке осуществляется посредством раскрытия усиков наконечников (типа "ласточкин хвост"). Для обеспечения проектного времени падения ПС СУЗ в наконечниках направляющих каналов организованы 4 боковых отверстия диаметром 1,5 мм и одно центральное отверстие диаметром 2 мм.

Хвостовик модернизированной кассеты (рис. 2.33) отличается от хвостовика кассеты 0401.01.00.000 конструкцией элементов крепления к нижней решетке и расположением подкрепляющих ее ребер.

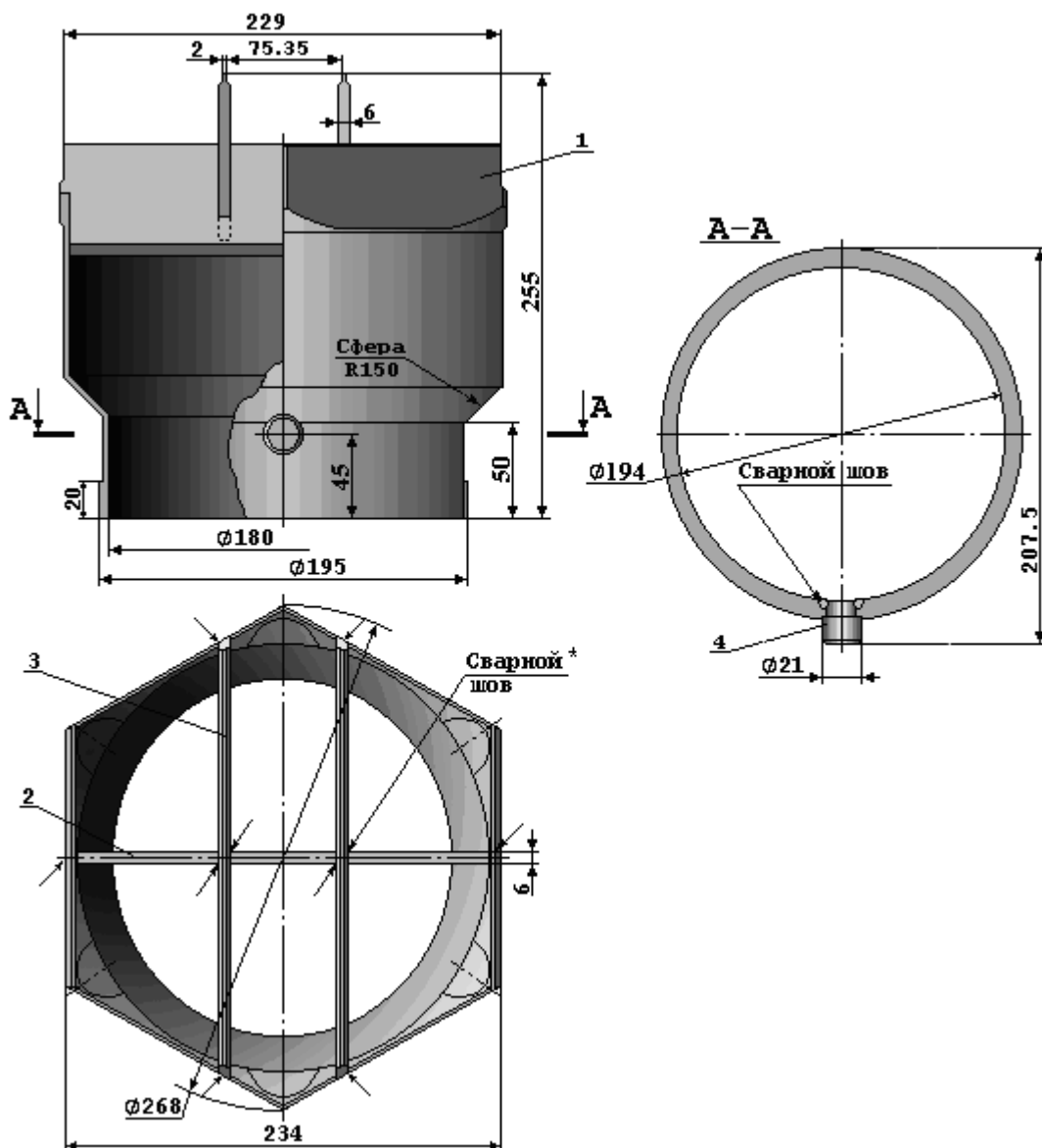


Рис. 2.33. Конструкция хвостовика модернизированной кассеты (08X18H10T):

- |             |              |
|-------------|--------------|
| 1 – корпус; | 3 – ребро;   |
| 2 – ребро;  | 4 – фиксатор |

Расположение ребер, подкрепляющих нижнюю решетку, и ее пластин после присоединения хвостовика обеспечивает доступ для обслуживания нижних заглушек ТВЭЛОВ.

В связи с замечаниями, связанными с искривлениями ТВС, а также с отставанием по технико-экономическим показателям российских ТВС от мирового уровня, в 1995 г. было принято решение о разработке **альтернативной** конструкции ТВС с улучшенными характеристиками для использования в активных зонах реакторов ВВЭР-1000 — ТВСА.

Анализ условий работы и эксплуатационного опыта отечественных и зарубежных ТВС, а также результатов послереакторных исследований отработавших ТВС показал, что формоизменение, приводящее к аномалиям в работе ПС СУЗ, является следствием целого ряда факторов конструктивного, технологического и эксплуатационного характера. К ним, в частности, относятся:

1. Неравномерность выделения энергии, температур, потока нейтронов по радиусу и высоте ТВС.
2. Неравномерность выгорания и удлинения ТВЭЛОВ.
3. Разброс усилий заземления ТВЭЛОВ в дистанционирующей решетке (ДР).
4. Значительные осевые усилия, действующие на ТВС от прижимных пружин.
5. Сильная зависимость устойчивости ТВС без чехла от жесткости пучка ТВЭЛОВ, которая определяется величиной натяга в системе "ТВЭЛ-ячейка ДР" и снижается в процессе работы ТВС из-за "усыхания" ТВЭЛОВ.

При разработке концепции альтернативной ТВС (ТВСА) главное внимание было направлено на сведение к минимуму отрицательных последствий термомеханического и радиационного воздействия на геометрическую стабильность кассеты. Предлагаемая конструкция альтернативной сборки занимает в определенной степени промежуточное положение между чехловыми ТВС реактора ВВЭР-1000 V блока НВАЭС и штатными бесчехловыми ТВС серийного реактора ВВЭР-1000.

Остановимся на конструкции ТВСА (рис. 2.34). Это кассета бесчехлового типа, шестигранного профиля. Габаритные и присоединительные размеры выбраны из условия размещения в реакторе ВВЭР-1000.

В конструкции ТВСА реализованы следующие технические решения:

1. Введен постоянно действующий силовой каркас.
2. Применены оптимизированные дистанционирующие решетки (ДР) (рис. 2.35), обеспечивающие уменьшенное взаимодействие в паре "ТВЭЛ-ячейка ДР".
3. Обеспечена "однородность" ТВСА за счет использования на высоте активной части ТВСА конструкционных материалов одного класса (циркониевые сплавы).

4. В качестве материала уголков каркаса и НК применен циркониевый сплав Э635, обладающий повышенными, по сравнению со сплавом Э110, механическими свойствами и радиационной стойкостью. Содержание легирующих элементов в сплаве Э635 (% мас.): ниобий (0,95...1,05), олово (1,2...1,3), железо (0,34...0,4).
5. НК имеют возможность независимого друг от друга терморadiационного роста, а осевая нагрузка распределяется на все 18 НК за счет применения головки специальной конструкции и обеспечения зазора между НК и ячейками ДР.

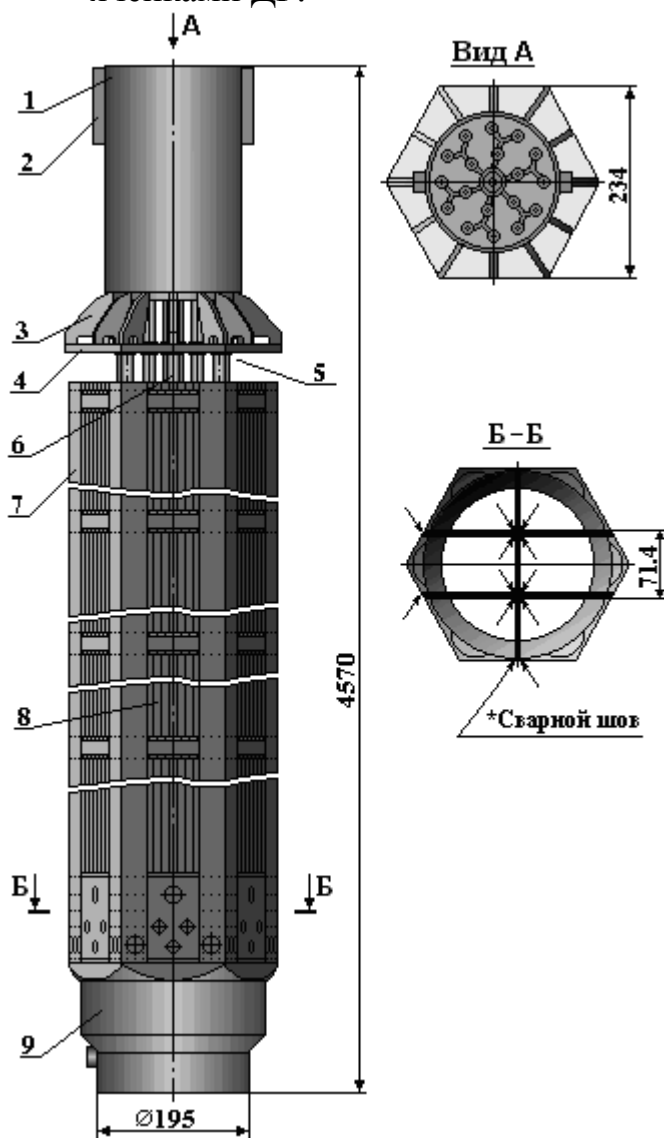


Рис. 2.34. Общий вид альтернативной ТВС (ТВСА):

- 1 – головка;
- 2 – шпонка, 2 шт.;
- 3 – ребро, 6 шт.;
- 4 – плита, 1 шт.;
- 5 – труба направляющая, 18 шт., сплав Э635;
- 6 – труба центральная, 1 шт., сплав Э635;
- 7 – уголок, 6 шт.;
- 8 – ТВЭЛ, 312 шт.
- 9 – хвостовик

Основные технические характеристики ТВСА представлены в табл. 2.4.

ТВСА состоит из следующих основных частей: головки, силового каркаса, пучка ТВЭЛов, хвостовика.

**Силовой каркас**, обеспечивающий жесткость и прочность, образуют 15 дистанционирующих решеток (ДР) из сплава Э110 и 6 уголков из сплава Э635, к которым ДР приварены контактной точечной сваркой. Уголки каркаса крепятся к хвостовику (из нержавеющей стали) винтами. Центральная труба (ЦТ), служащая для размещения сборок КНИ, и 18 направляющих каналов (НК)



крепятся резьбовыми соединениями к нижней несущей решетке, которая при помощи шести стальных пластин приваривается к хвостовику.

Таблица 2.4

Основные технические характеристики ТВСА

Наименование характеристики	Ед. изм.	Значение
Вес ТВСА, кг	кг	730
Сетка расположения ТВЭЛов	-	треугольная
Шаг между ТВЭЛами	мм	12,75
Наружный диаметр ТВЭЛа	мм	9,1
Количество ДР	шт.	15
Высота ячейки ДР	мм	20
Максимальный размер "под ключ" по уголкам	мм	234,8
Наружный диаметр/толщина стенки НК	мм	12,6/0,85
Наружный диаметр/толщина стенки центральной трубы (ЦТ)	мм	13,0/1,0
Число прижимных пружин	шт.	18
Конструкционные материалы: - детали головки и хвостовика; - НК, центральная труба, уголки - ДР - прижимные пружины - оболочка ТВЭЛов	-	08X18H10T Сплав Э635 Сплав Э110 ЭК-173-ИД Сплав Э110/Э635

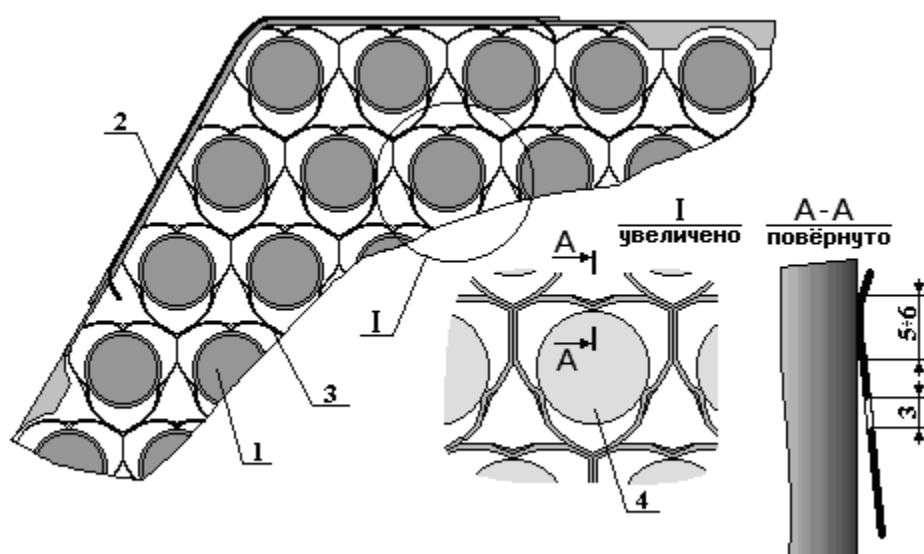


Рис. 2.35. Дистанционирующая решетка:

1 – ТВЭЛ, сплав Э-110;                      3 – элементы ДР, сплав Э110;

2 – уголок, сплав Э-635;

4 – сечение дистанционирующей решетки по высоте

Для подкрепления несущей решетки в хвостовике имеется опорная конструкция из трех ребер. Силовой каркас воспринимает нагрузки от внутренних сил, вызываемых трением ТВЭЛов в ячейках ДР при терморadiационном росте, и изгибающих моментов направляющих каналов, возникающих под действием усилий от прижимных пружин. Силовыми элементами, соединяющими головку и хвостовик и воспринимающими нагрузки при транспортно-технологических операциях, служат 18 направляющих каналов.

Пучок ТВЭЛов набран из 312 ТВЭЛов цилиндрического типа диаметром 9,1 мм, расположенных в углах правильной треугольной сетки с шагом 12,75 мм. Дистанционирование ТВЭЛов осуществляется с помощью пятнадцати ДР сотового типа из сплава Э110, конструктивно аналогичных ДР серийных ТВС ВВЭР-1000, но оптимизированных по величине усилия протаскивания ТВЭЛов через ячейки ДР за счет уменьшения поверхности контакта ТВЭЛа с ДР и уменьшения натягов в системе "ТВЭЛ - ячейка ДР". В каждой ячейке решетки вместо одной из трех жестких дистанционирующих выштамповок предусмотрена поджимающая ТВЭЛ пружинка. Для исключения деформации ДР в осевом направлении при радиационном "росте" ТВЭЛов каждая ДР в местах проходов НК подкреплена втулками. Закрепление ТВЭЛов для предохранения от осевых перемещений произведено в перфорированной плите хвостовика ТВСА с помощью нижних заглушек ТВЭЛов, рассеченных в продольном направлении. В сборке ТВСА применяются гладкостержневые ТВЭЛы (рис.2.36), разработанные на основе серийного ТВЭЛа для ТВС ВВЭР-1000.

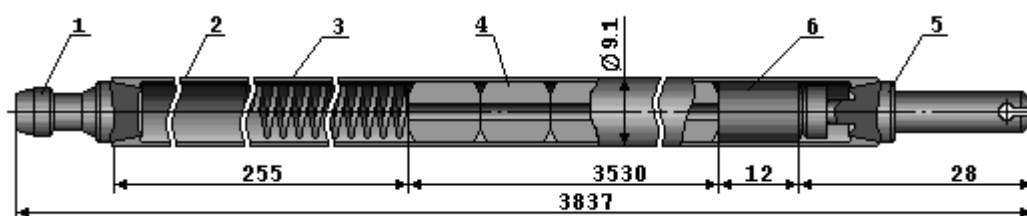


Рис. 2.36. Тепловыделяющий элемент ТВСА:

1 – заглушка верхняя, сплав Э110 (Э635);

2 – оболочка, сплав Э110 (Э635);

3 – фиксатор, сплав ЭК-173-ИД;

4 – таблетка;

5 – заглушка нижняя, сплав Э110 (Э635);

6 – проставка, сплав Э635

ТВЭЛ состоит из **оболочки**, **заглушек** (верхней и нижней), **сердечника** (набор топливных таблеток), пружинного **фиксатора** и **проставки**. В качестве материала оболочки и заглушек ТВЭЛа предусмотрено использование как сплава Э110, так и сплава Э635. Оболочка ТВЭЛа имеет наружный диаметр 9,1 мм, внутренний диаметр 7,73 мм. В качестве ядерного топлива используются таблетки диоксида урана плотностью (10,4...10,7) г/см<sup>3</sup>, наружным диаметром 7,57 мм и уменьшенным диаметром центрального

отверстия - 1,4 мм. Таблетки имеют фаски, снижающие взаимодействие топлива с оболочкой и уменьшающие сколы таблеток при загрузке. Для снижения внутреннего давления газообразных продуктов деления в верхней части ТВЭЛа предусмотрен газосборник. Высота топливного столба 3530 мм. Фиксация топливного столба в заданном положении осуществляется пружинным фиксатором из сплава ЭК-173-ИД. Герметизация ТВЭЛов осуществляется с обоих концов заглушками при помощи контактно-стыковой сварки. Давление заполнения гелием при изготовлении ТВЭЛа - 2 МПа.

Отличия ТВЭЛа ТВСА от ТВЭЛа штатной ТВС:

1. Герметизация ТВЭЛа осуществляется двумя швами контактно-стыковой электросваркой.
2. Введен пружинный фиксатор.
3. В качестве материала оболочки и концевых деталей наряду со сплавом Э110 используется сплав Э635.
4. Уменьшен диаметр центрального отверстия таблетки.

Возможна замена части ТВЭЛов на ТВЭГи с оксидным выгорающим поглотителем. ТВЭГа́ми называют ТВЭЛы, содержащие в топливном блоке растворенный поглотитель. Геометрические характеристики ТВЭГов совпадают с геометрическими характеристиками ТВЭЛов.

ТВЭГ состоит из **заглушки верхней, оболочки, заглушки нижней, сердечника** из топливных таблеток, **фиксатора, проставки**. В качестве материала оболочки и концевых деталей используется сплав Э110. В качестве ядерного топлива для ТВЭГов используется уран-гадолиниевое топливо. Массовая концентрация оксида гадолиния составляет 5 %. Топливные таблетки с наружным диаметром 7,57 мм имеют центральное отверстие диаметром 1,5 мм. Используются топливные таблетки с ужесточенными допусками и повышенными требованиями по внешнему виду, доспекаемости, пористости, размеру зерна и т.д. Таблетки имеют фаски. Для снижения внутреннего давления газообразных продуктов деления в верхней части ТВЭГов предусмотрен газосборник. Герметизация ТВЭГов осуществляется с двух сторон контактно-стыковой электросваркой. Проставка из циркониевого сплава предназначена для поднятия столба топлива до уровня, существующего в штатном ТВЭЛе ВВЭР-1000. Фиксация топливного столба в заданном положении осуществляется пружинным фиксатором из сплава ЭК-173-ИД. Давление заполнения гелием составляет 2 МПа.

Хвостовик ТВСА (рис. 2.37) имеет шаровую поверхность, которой он устанавливается на конусную поверхность стакана шахты реактора. Для ориентации кассеты в плане на хвостовике имеется фиксирующий штырь.

Головка ТВСА (рис.2.38) содержит блок из 19 пружин. 18 прижимных пружин через направляющие каналы прижимают ТВСА к опорным стаканам шахты реактора, удерживая ТВСА от всплытия в процессе работы реактора.

Рис. 2.37. Хвостовик ТВСА, сталь 08Х18Н10Т:

- 1 – корпус;
- 2 – ребро, 1 шт.;
- 3 – ребро, 2 шт.;
- 4 – фиксатор, 1 шт.;
- 5 – пластина, 6 шт.

Центральная пружина и 15 прижимных пружин поджимают центральный шток головки, демпфируя ПС СУЗ при аварийном сбросе, а три пружины удерживают головку ТВСА в зацеплении с нижней плитой блока защитных труб (БЗТ). Для транспортировки ТВСА и исключения углового рассогласования между направляющими каналами и каналами БЗТ на головке ТВСА имеются две шпонки. Головка ТВСА крепится к направляющим каналам при помощи гаек. Демонтаж этих гаек позволяет снимать головку с направляющих каналов в случае ремонта ТВСА при разгерметизации ТВЭЛов.

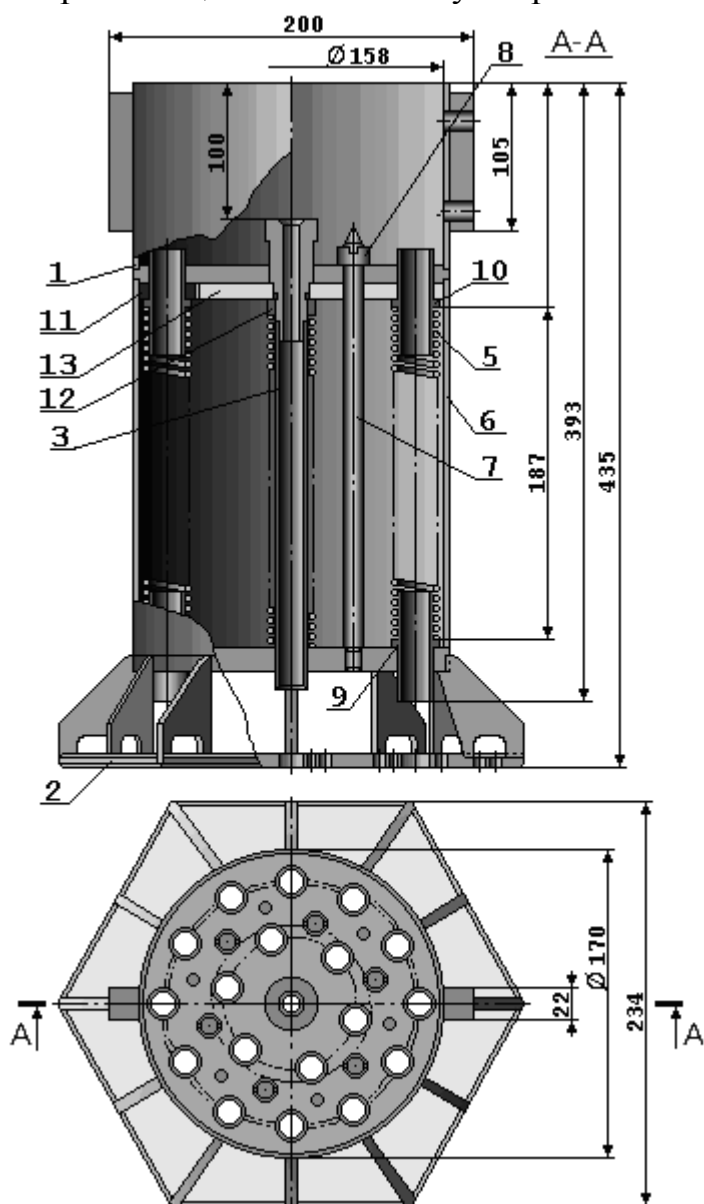


Рис. 2.38. Головка ТВСА:

- 1 - узел головки, 1 шт.;
- 2 - решетка головки, 1 шт.;
- 3 - втулка центральная, 1 шт.;
- 5 - пружина, 19 шт.;
- 6 - обечайка, 1 шт.;
- 7 - шпилька, 3 шт.;
- 8 - гайка, 3 шт.;
- 9 - втулка, 18 шт.;
- 10 - втулка, 18 шт.;
- 11 - шайба, 3 шт.;
- 12 - гайка, 1 шт.;
- 13 - плита, 1 шт.

Для поддержания верхней части НК и организации проходки НК в головке ТВСА, а также закрепления головки на направляющих каналах, циркониевая труба направляющего канала сверху переходит в стальную втулку.

Для повышения точности замеров температуры теплоносителя на выходе из ТВСА в головке сделаны 6 отверстий диаметром 8 мм, а в ЦТ сделана перфорация, которая устраняет протечки "холодной" воды по ЦТ и позволяет снимать тепловыделение со сборок КНИ.

Одним из методов контроля состояния активной зоны является определение подогревов теплоносителя в ТВС. В системе ВРК реактора ВВЭР-1000 регистрируются температуры теплоносителя на выходе из 95 ТВС с помощью термопар, установленных в верхней части головки ТВС. Конструктивно штатные ТВС и конструкция БЗТ обеспечивают циркуляцию теплоносителя вблизи термопар следующим образом. После выхода из пучка ТВЭЛов основная часть теплоносителя поступает в участок между головками ТВС, а часть теплоносителя поступает в верхнюю часть головки ТВС через отверстия верхней плиты головки ТВС в область размещения термопар. В верхнюю часть головки ТВС поступают также протечки теплоносителя по НК и центральной трубке. Эта часть теплоносителя может иметь пониженную температуру по сравнению с температурой теплоносителя после выхода из пучка ТВЭЛ. Это приводит к занижению показаний выходных термопар ("ПЭЛЬНЫЙ эффект"). Наличие "ПЭЛЬНОГО эффекта" снижает представительность контроля за состоянием активной зоны.

С целью улучшения контроля подогрева теплоносителя в ТВС была разработана модернизированная головка ТВСА (рис. 2.39) со специальными каналами (3 шт.), обеспечивающими поступление теплоносителя после выхода из пучка ТВЭЛов непосредственно к термопаре. Канал выполнен в виде трубы и сопла на выходе из нее. Сопло имеет конусное расширение и размещается вблизи от термопары (по середине между двумя возможными радиусами ее расположения). Таким образом, за счет использования трех специальных каналов обеспечивается непосредственное поступление теплоносителя из выходного участка ТВСА к выходной термопаре.

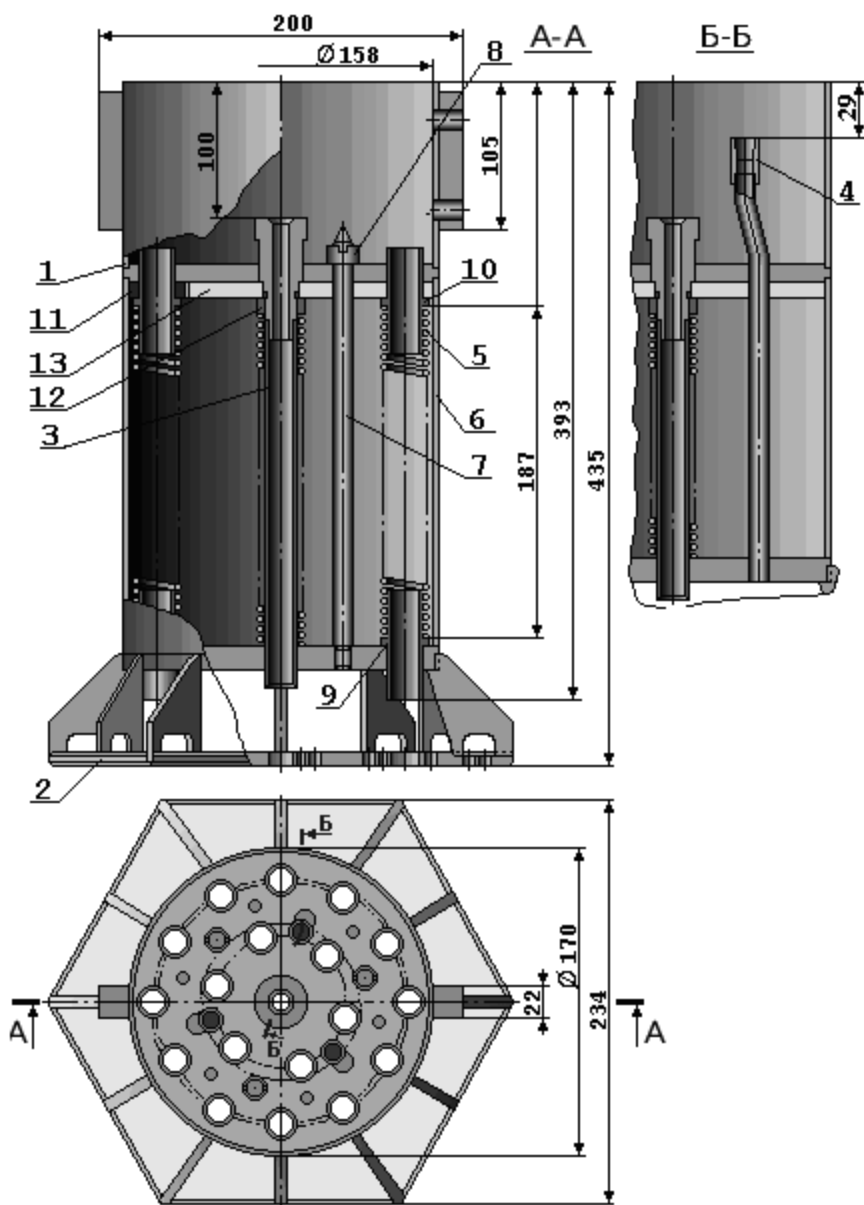


Рис. 2.39. Модернизированная головка ТВСА:

- 1 – узел головки;
- 2 – решетка головки; 1 шт.;
- 3 – втулка центральная, 1 шт.;
- 4 – канал для подвода теплоносителя из пучка ТВЭЛов к датчику термоконтроля, 3 шт.;
- 5 – пружина, 19 шт.;
- 6 – обечайка, 1 шт.;
- 7 – шпилька, 3 шт.;
- 8 – гайка, 3 шт.;
- 9 – втулка, 18 шт.;
- 10 – втулка, 18 шт.;
- 11 – шайба, 3 шт.;
- 12 – гайка, 1 шт.;
- 13 – плита, 1 шт.

На АЭС термомпары для контроля температуры теплоносителя на выходе из ТВС размещаются в камере, образованной нижней плитой БЗТ и верхней частью головки ТВС. Термомпара устанавливается в одно из трех отверстий нижней плиты БЗТ. В зависимости от места установки ТВС отверстия расположены на двух радиусах 32,5 мм или 43,5 мм. Конструктивно БЗТ выполнен таким образом, что над 61 ТВС с ПС СУЗ размещаются чехловые трубы диаметром 180 мм, над частью ТВС для защиты термомпар используются защитные трубы диаметром 108 мм и 33 мм. В нижней плите БЗТ над головкой ТВС с ПС СУЗ имеется профилированное отверстие для их прохода. Нижняя плита БЗТ имеет также различные отверстия над ТВС для прохода основной части теплоносителя. Отверстия, выполненные в нижней плите БЗТ, частично могут сообщаться с верхней камерой головок ТВС без ПС СУЗ. Основная часть теплоносителя после выхода из пучка ТВЭЛов поступает в пространство между головками ТВС и далее через отверстия в нижней плите БЗТ - в участок межтрубного пространства БЗТ.

Из выходной камеры головки ТВС теплоноситель попадает во внутрь защитных труб (размещенных над ТВС с ПС СУЗ и ТВС средней части активной зоны) и в межтрубное пространство БЗТ (из головок периферийных ТВС).

С целью совершенствования конструкции ТВСА и обеспечения возможности сборки-разборки пучка ТВЭЛов применяется цанговый узел крепления головки на направляющих каналах. Замена крепления головки ТВСА на цанговое не изменяет габаритных и присоединительных размеров головки ТВСА и не влияет на проведение транспортно-технологических операций при обращении с ТВСА. Применение цангового крепления позволяет проводить монтаж-демонтаж головки с последующей возможной заменой негерметичных ТВЭЛов на циркониевые вытеснители.

**Поглощающие стержни (ПС) СУЗ** (рис.2.40) входят в состав механической системы управления и защиты реактора. ПС СУЗ предназначены для регулирования мощности реактора и перевода его с одного уровня мощности на другой, для быстрого прекращения цепной реакции деления и осуществления аварийной защиты.

ПС СУЗ состоит из головки, ПЭЛов, гаек, пружин и имеет несколько исполнений, различающихся между собой конструкцией ПЭЛов и используемым в них поглощающим материалом. Срок службы таких ПС СУЗ ограничен двумя годами работы в регулирующей группе (10 группа) или пятью годами в группе АЗ.

Головка представляет собой центральную втулку, от которой отходят консольные ребра с отверстиями для установки ПЭЛов. Внутри втулки имеются два выступа для зацепления со штангой привода СУЗ и паз для фиксатора, препятствующего самопроизвольному развороту головки относительно штанги привода.

ПЭЛы закреплены в головке с помощью гаек и сварки.

ПЭЛ 2145.00.000 состоит из герметичной оболочки диаметром  $8,2 \times 0,6$  мм из стали 06X18H10T, заполненной виброуплотненным поглощающим материалом зафиксированным от перемещений пробками. Общий вид ПЭЛа, содержащего поглощающий материал из карбида бора ( $B_4C$ ), представлен на рис.2.41.

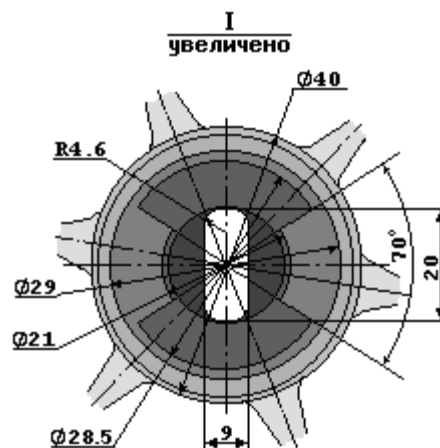
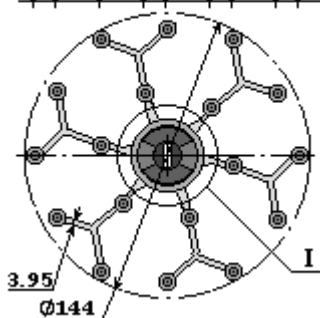
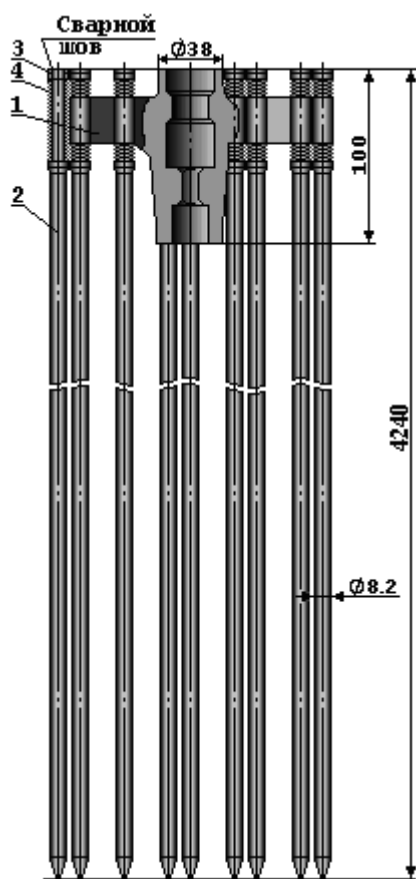


Рис. 2.40. Поглощающий стержень СУЗ:

- 1 – головка, сталь 12X18H10T;
- 2 – поглощающий элемент, 18 шт.;
- 3 – гайка, 18 шт., сталь 12X18H10T;
- 4 – пружина, 36 шт., сталь 12X18H10T

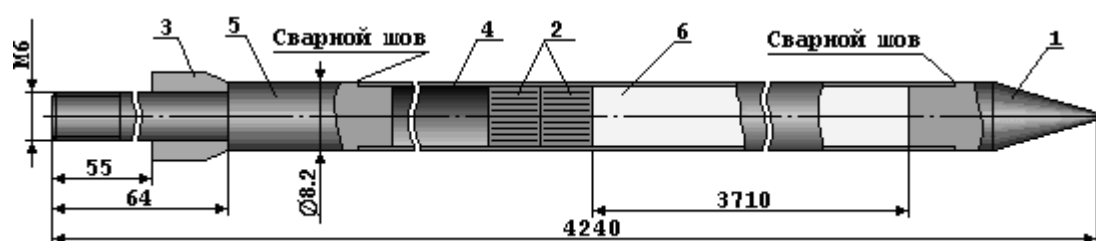


Рис. 2.41. ПС СУЗ полной высоты:

- 1 – конус, сталь 0X18H10T;
- 2 – пробка, сетка никелевая;
- 3 – шайба, сталь 0X18H10T;
- 4 – оболочка, сталь 0X18H10T;
- 5 – наконечник, сталь 0X18H10T;
- 6 – поглощающий материал, В<sub>4</sub>С

Герметизация оболочки производится посредством сварки с конусом и наконечником. Конусом ПЭЛ входит в канал кассеты, а наконечником



присоединяется к головке ПС СУЗ. Шайба служит опорой для пружины.

Пружины предназначены для демпфирования ПЭЛ во время удара ПС СУЗ об элементы головки кассеты при срабатывании аварийной защиты, а также при перемещениях ПС СУЗ в процессе регулирования мощности реактора.

На блоках с ВВЭР имелись случаи превышения проектного времени падения ПС СУЗ (более 4 секунд). Для повышения надежности срабатывания аварийной защиты (АЗ) были внедрены утяжеленные ПС СУЗ с ПЭЛ двух модификаций: 2145.00.000-04 и 2173.00.000, проведена также доработка штанг приводов СУЗ в части увеличения массы и улучшения гидродинамики.

ПЭЛ 2145.00.000-04 (рис.2.42) выполнен в стальной оболочке диаметром  $8,2 \times 0,6$  мм из стали 06X18H10T имеет срок службы семь лет работы в группе АЗ или два года работы в регулирующей группе (10 группа). В нижней части на длине 30 см содержится поглотитель из титаната диспрозия с плотностью  $4,9 \text{ г/см}^3$ , а в остальной части - карбид бора ( $\text{B}_4\text{C}$ ) с плотностью не менее  $1,7 \text{ г/см}^3$ . В области компенсационного объема выше активной зоны установлен стальной утяжелитель.

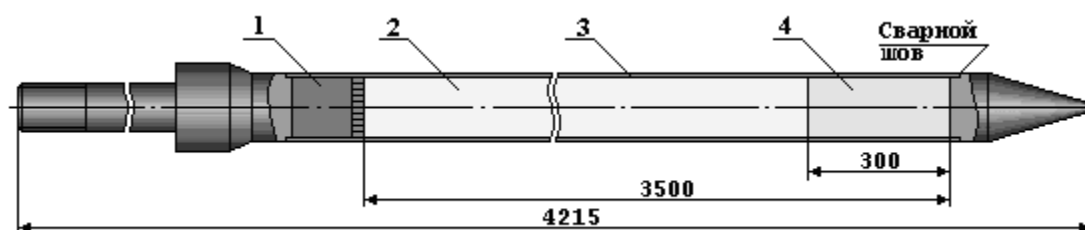


Рис. 2.42. Утяжеленный ПЭЛ:

- 1 – утяжелитель, сталь;
- 2 – поглотитель,  $\text{B}_4\text{C}$ ;
- 3 – оболочка, сталь 06X18H10T;
- 4 – поглотитель  $\text{Dy}_2\text{O}_3 \cdot \text{TiO}_2$ .

Увеличение массы ПЭЛа (по сравнению со штатным) обеспечивается за счет стального вкладыша и более высокой плотности титаната диспрозия по сравнению с карбидом бора. Повышение работоспособности ПЭЛ достигается в результате использования более радиационностойкого поглощающего материала - титаната диспрозия.

Титанат диспрозия размещен в области наиболее высокой плотности нейтронного потока. Интегральная эффективность утяжеленных ПЭЛ практически не отличается от штатных. Темп выгорания нового поглотителя меньше темпа выгорания карбида бора. С целью изучения динамики изменения изотопного состава диспрозия при его выгорании под действием нейтронного облучения были проведены послереакторные масс-спектрометрические исследования ПЭЛ 2145.00.000-04. Для 10 образцов, вырезанных из различных сечений по длине ПЭЛа, проверялся изотопный состав диспрозия, в том числе для одного из образцов - по сечению ПЭЛа. По изменению изотопного состава

диспрозия вычислялось его выгорание. Затем была проведена оценка изменения поглощающей способности диспрозия. Результаты исследований показали, что:

- снижение поглощающих свойств под действием нейтронного облучения у ПЭЛов с титанатом диспрозия происходит медленнее, чем у ПЭЛ с карбидом бора, что становится заметным при длительных (свыше 3-х лет) сроках эксплуатации ПС СУЗ в режиме автоматического регулирования;
- выгорание диспрозия по сечению ПЭЛ более равномерно по сравнению с выгоранием бора в ПЭЛ с карбидом бора.

На основании этих исследований можно сделать вывод, что скорость снижения эффективности ПЭЛа из титаната диспрозия в процессе выгорания ниже скорости снижения эффективности ПЭЛа из карбида бора.

ПЭЛ 2173.00.000 в отличие от ПЭЛ 2145.00.000-04 выполнен в оболочке диаметром  $8,2 \times 0,5$  мм из бесшовных особо тонкостенных труб из коррозионностойкого сплава ЭП-630У (обладающего повышенными механическими свойствами по сравнению со сталью 06Х18Н10Т), имеет срок службы десять лет работы в группе АЗ или три года работы в регулирующей группе. Конструкция этой модификации ПЭЛа аналогична предыдущей.

Механическая СУЗ состоит из 61 ПС СУЗ, которые распределены на 10 групп по 6 ПС СУЗ в группе, исходя из сохранения симметричности при их перемещении (группа №5 состоит из 4-х ПС СУЗ, группа №6 состоит из 9-ти ПС СУЗ). Количество ПЭЛов в ПС СУЗ и количество ПС СУЗ в группе выбраны с учетом выполнения проектных критериев в постулируемых событиях, связанных с увеличением реактивности при неправильной работе ПС СУЗ.

Расположение ПС СУЗ в активной зоне и объединения ПС СУЗ по группам показано на рис. 2.43.

Все ПС СУЗ являются исполнительными органами аварийной защиты. Движение групп ПС СУЗ в активной зоне производится в соответствии с определенным законом, а именно - последовательно в порядке чередования номеров групп с перекрытием в движении двух соседних групп на участках по высоте активной зоны от 0 до 20% и от 80 до 100%. Величина перекрытия выбрана таким образом, чтобы обеспечивать примерно линейную зависимость между реактивностью и высотой положения групп ПС СУЗ в активной зоне.

Увеличение номеров групп ПС СУЗ при их движении соответствует извлечению групп и, наоборот, уменьшение номеров соответствует введению групп в активную зону. При работе на мощности все группы ПС СУЗ находятся в своем крайнем верхнем положении вне активной зоны. Исключение составляет группа с №10, являющаяся рабочей.

Группа №10 находится в верхней части активной зоны в заданном диапазоне регулирования и служит для компенсации небольших изменений реактивности за счет колебаний температуры, концентрации борной кислоты, мощности и т.д.

По сигналу АЗ-1 за счет отключения питания приводов обеспечивается одновременное падение всех групп ПС СУЗ в активную зону за время 1,2-4 с,

приводящее к максимальной скорости снижения мощности реактора. По сигналу АЗ-3 ПС СУЗ последовательно (начиная с группы №10) вводятся в активную зону с рабочей скоростью (2 см/с) до снятия сигнала АЗ-3. По сигналу АЗ-4 формируется запрет на движение групп вверх. Группа №5 включает в себя 4 ПС СУЗ с половинной длиной поглотителя (в нижней части ПЭЛ) и предназначена для управления распределением энерговыделения в активной зоне во время подавления ксеноновых колебаний.

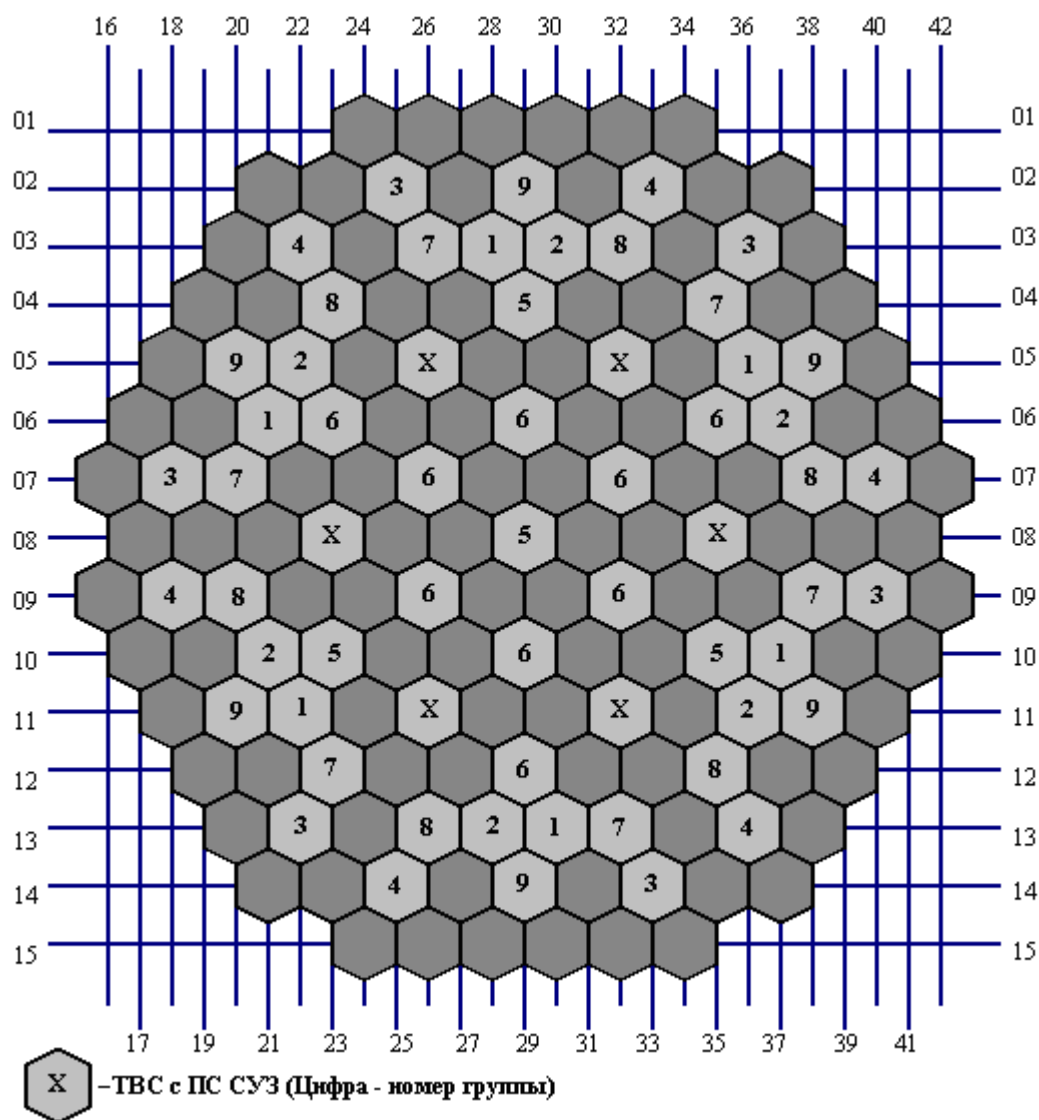


Рис. 2.43. Картограмма расположения ПС СУЗ

В соответствии с требованиями правил ядерной безопасности (ПБЯ), характеристики средств воздействия на реактивность должны быть такими, чтобы их введение в активную зону обеспечивало ввод отрицательной реактивности на любом участке их движения. Для реактора ВВЭР-1000 средствами воздействия на реактивность, которые могли бы ввести положительную реактивность, были ПС СУЗ с половинной длиной поглотителя (в нижней части ПЭЛ), входившие в состав группы № 5.

Для повышения безопасности была проведена замена ПС СУЗ с половинной длиной поглотителя (группа №5) на ПС СУЗ с полной длиной поглотителя. Это позволило увеличить эффективность аварийной защиты, исключить возможность введения положительной реактивности при введении ПС СУЗ в активную зону, снизить на 3-5 °С температуру повторной критичности в конце работы топливной загрузки, исключить азимутальные перекосы в распределении энерговыделения при вводе ПС СУЗ с половинной длиной в активную зону в индивидуальном режиме.

Скорость увеличения реактивности при извлечении групп ПС СУЗ из активной зоны не должна превышать  $0,07 \cdot \beta_{эфф}/с$ . Для рабочих органов СУЗ с эффективностью более  $0,7 \cdot \beta_{эфф}$  введение положительной реактивности должно быть шаговым, с весом шага не более  $0,3 \cdot \beta_{эфф}$ . Величина выбранного шага по величине вводимой реактивности соответствует появлению периода разгона реактора не менее 20 с. Данные значения реактивности выбраны исходя из следующего: для каждого делящегося изотопа существует определенная зависимость положительной реактивности и соответствующего ей периода увеличения нейтронного потока реактора. Эти зависимости отличаются из-за того, что при положительно введенной реактивности менее  $\beta_{эфф}$ , вклад в формирование увеличения нейтронного потока вносят запаздывающие нейтроны, получающиеся при распаде некоторых осколков деления. Для различных делящихся изотопов этот вклад разный. Суммарный вклад определяется величиной:

$$\beta_{эфф} = \beta_{физ.} \cdot y,$$

где  $\beta_{физ.}$  - физический вклад запаздывающих нейтронов;

$y$  - утечка нейтронов из конкретного типа реактора.

Так, например, при делении быстрыми нейтронами  $\beta_{физ.}$  для изотопа  $^{235}\text{U}$  составляет величину 0,0064, для  $^{239}\text{Pu}$  - 0,0020, а при делении тепловыми нейтронами соответственно 0,0065 и 0,0021. В связи с этим зависимости периодов увеличения нейтронного потока от вводимой реактивности при условии, что величина этой реактивности меньше  $\beta_{эфф}$  для каждого делящегося изотопа различны. Величина шага введения положительной реактивности связана с возможностями срабатывания аварийной защиты по периоду разгона реактора. При реактивности, превышающей  $0,7\beta_{эфф}$ , значения периодов увеличения уровней нейтронного потока резко уменьшаются и имеют различное значение для разных типов реакторов, характеризующихся различным временем жизни мгновенных нейтронов. При увеличении положительной реактивности от  $0,7\beta_{эфф}$  до  $0,99\beta_{эфф}$  роль запаздывающих нейтронов в управлении реактором снижается, а роль мгновенных нейтронов увеличивается. При достижении значения положительной реактивности  $1\beta_{эфф}$  и более, реактор становится неуправляемым и разгоняется на мгновенных нейтронах со скоростью, зависящей от времени жизни мгновенных нейтронов. При вводе положительной реактивности истинные значения периода увеличения нейтронного потока устанавливаются не сразу, а через некоторое время. В связи с этим существует ограничение скорости ввода положительной реактивности, равное  $0,07\beta_{эфф}/с$ , при которой по приборам контроля

определяется истинное (асимптотическое) значение скорости увеличения нейтронного потока в активной зоне реактора.

В процессе эксплуатации проводятся периодические проверки работоспособности ПС СУЗ ("расхаживание", проверка времени падения). В случае обнаружения неисправности может быть снижена мощность реактора до безопасного уровня на время, необходимое для устранения неисправности.

**Пучок стержней выгорающего поглотителя (СВП)** (рис. 2.44) предназначен для выравнивания поля энерговыделения и для уменьшения размножающих свойств в начале кампании в ТВС с обогащением 4,4 % (иногда используют в ТВС с меньшим обогащением) при трехгодичном (и более) топливном цикле. Пучок СВП, в отличие от ПС СУЗ, во время работы реактора в кассете неподвижен и удерживается в таком состоянии плитой БЗТ. Внешней отличительной особенностью пучка СВП является отсутствие пазов на ловителе захватной части головки для привода СУЗ и пружин на подвеске поглощающих элементов в районе их крепления к головке СВП.

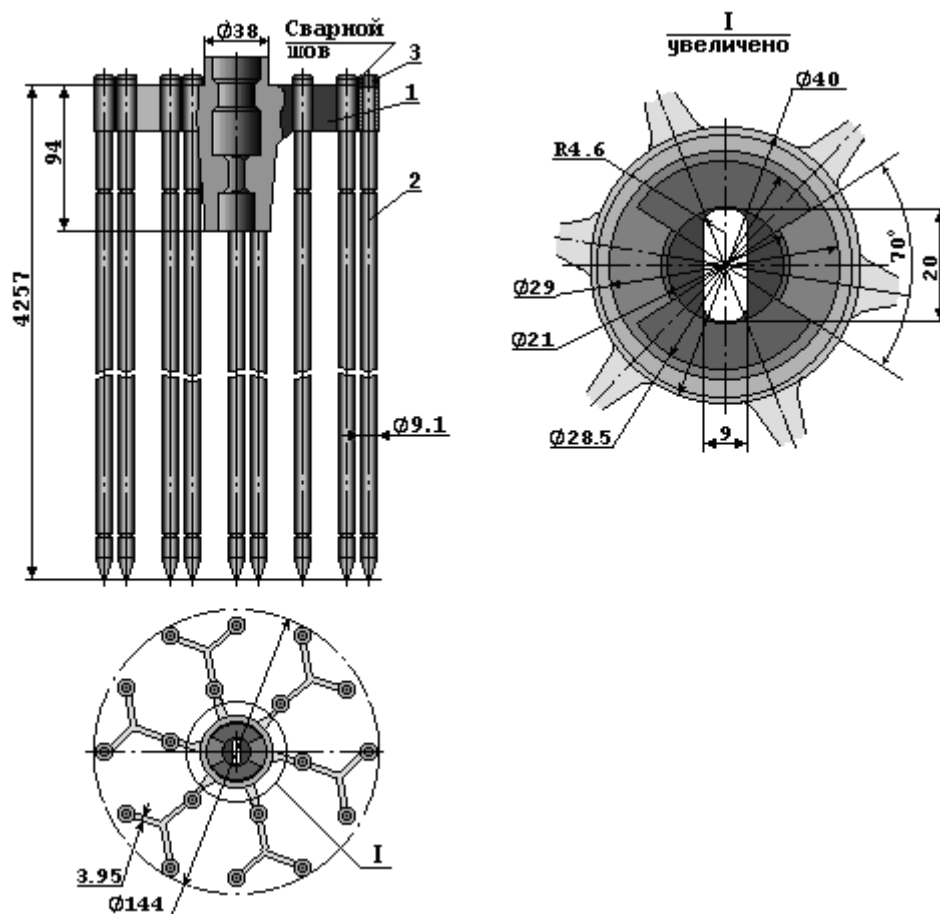


Рис. 2.44. Пучок стержней выгорающего поглотителя (СВП):

- 1 – головка, сталь 12Х18Н10Т;
- 2 – стержень выгорающего поглотителя, 18 шт.;
- 3 – гайка, 18 шт., сталь 12Х18Н10Т.

Пучок СВП состоит из головки, СВП (рис.2.45) и гаек. Головка по своей конструкции аналогична головке ПС СУЗ. СВП закреплены в головке с помощью гаек и сварки.

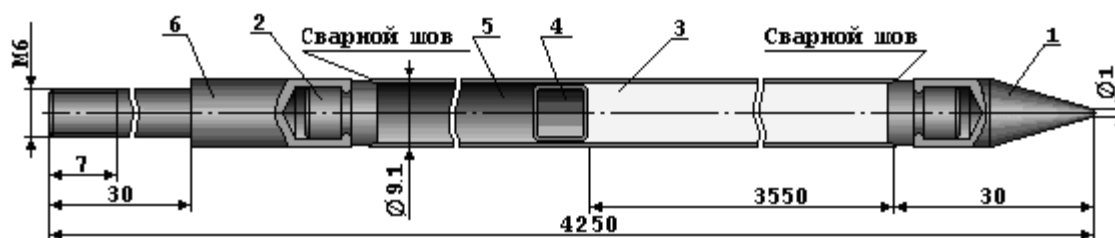


Рис. 2.45. Стержень с выгорающим поглотителем:

- |  |                                  |
|--|----------------------------------|
| 1 – конус, сплав Zr+1 % Nb;            | 4 – фиксатор, сталь 08X18H10T;   |
| 2 – переходник, 2 шт., сплав Zr+1 % Nb | 5 – оболочка, сплав Zr+1 % Nb    |
| 3 – вкладыш, CrV <sub>2</sub> +Al;     | 6 – наконечник, сталь 08X18H10T. |

СВП представляет собой герметичную оболочку, заполненную вкладышами из поглощающего материала (CrV<sub>2</sub> в алюминиевой матрице), зафиксированными от перемещений фиксатором. Герметизация оболочки произведена посредством сварки с переходниками. К нижнему переходнику вальцовкой присоединен конус для облегчения ввода СВП в канал кассеты, а к верхнему переходнику - наконечник для его крепления к головке пучка.

Конструкция фиксатора аналогична конструкции фиксатора ТВЭЛа.

Свободный объем под оболочкой заполнен гелием под давлением.

Пучок СВП имеет несколько исполнений, различающихся по плотности поглощающего материала по естественному бору (0,020; 0,036 и 0,065 г/см<sup>3</sup>).

Срок службы пучка СВП составляет один год. Во время перегрузки топлива пучок СВП извлекается из ТВС, и далее ТВС работает без СВП.

### 2.3. Компоновка реактора

Реактор располагается в бетонной шахте (рис. 2.46), которая играет роль биологической защиты и является опорной несущей конструкцией. Бетонная шахта выполнена из обычного строительного бетона и имеет закладные металлические детали для крепления оборудования шахтного объема. Бетонная шахта разделена в средней части бетонной консолью на два объема.

В нижнем объеме в строительном бетоне закреплена ферма опорная, на которую устанавливается реактор (корпус реактора).

Под фермой опорной напротив активной зоны установлена металлоконструкция сухой защиты. Сухая защита служит для формирования спектра нейтронов, нужного для работы ИК, и снижения величин потока  $\gamma$ -излучения и нейтронного потока, падающих на строительный бетон, до допустимых величин. Пространство фермы опорной над металлоконструкцией сухой защиты заполнено серпентинитовым бетоном.

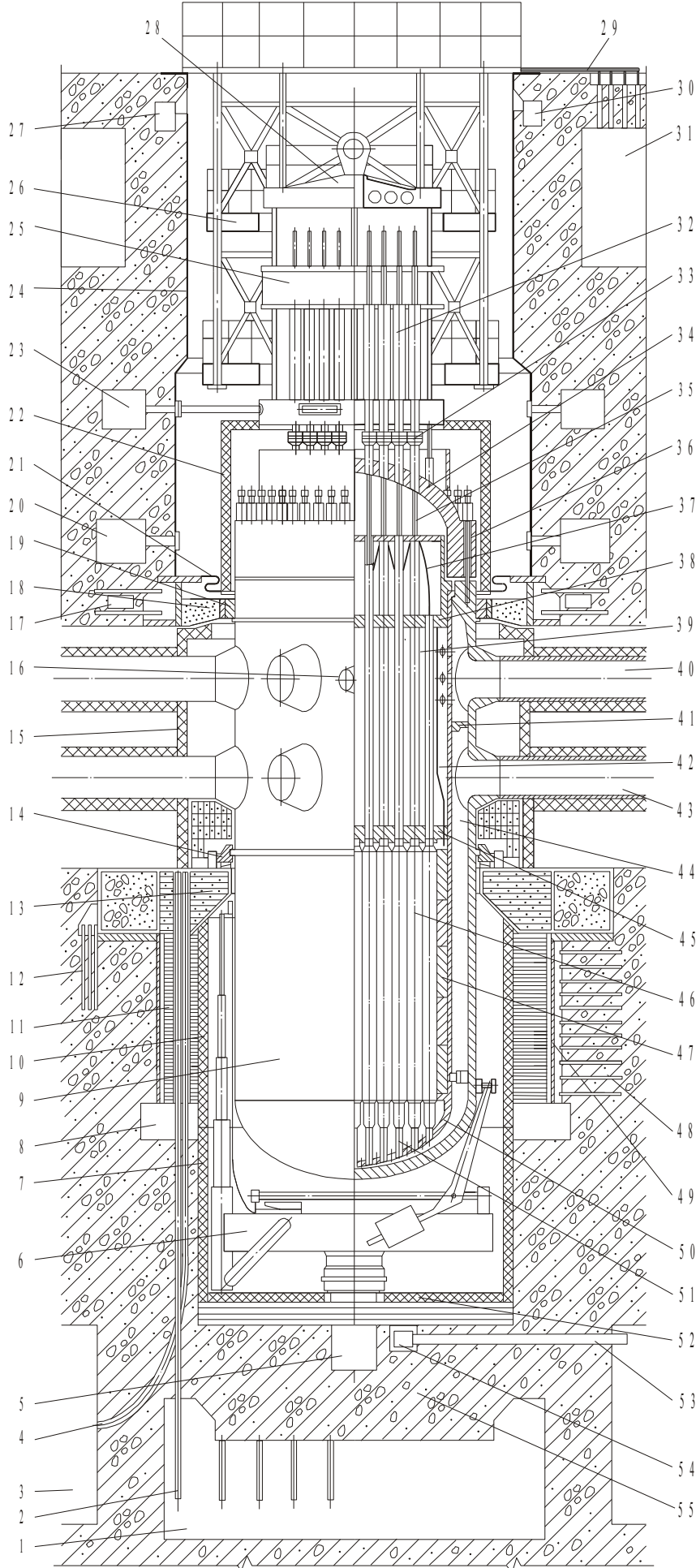


Рис. 2.46. Оборудование шахты реактора ВВЭР-1000:

- 1 - помещение приводов ионизационных камер;
- 2 - канал ионизационной камеры;
- 3 - помещение противовесов ИК;
- 4 - канал противовесов ИК;
- 5 - венткороб охлаждения дна бетонной шахты;
- 6 - машина для осмотра и контроля корпуса реактора;
- 7 - нижняя секция теплоизоляции корпуса реактора;
- 8 - венткороб охлаждения серпентинитового бетона сухой защиты;
- 9 - корпус реактора;
- 10 - верхняя секция теплоизоляции корпуса реактора;
- 11 - сухая защита;
- 12 - анкерные связи опорной фермы;
- 13 - ферма опорная;
- 14 - опора корпуса реактора (кольцо опорное);
- 15 - теплоизоляция зоны патрубков;
- 16 - патрубок системы аварийного охлаждения активной зоны;
- 17 - венткороб охлаждения бетонной консоли и зоны патрубков;
- 18 - шпонка опорного кольца;
- 19 - кольцо упорное;

- 20 – венткороб охлаждения верхней части бетонной шахты и разъемов термоконтроля верхнего блока (ВБ);
- 21 – сильфон разделительный;
- 22 – теплоизоляция ВБ;
- 23 – венткороб охлаждения приво-дов СУЗ;
- 24 – нержавеющая облицовка бетонной шахты;
- 25 – металлоконструкция ВБ;
- 26 – блок электроразводок;
- 27 – венткороб забора воздуха бассейна перегрузки;
- 28 – траверса верхнего блока;
- 29 – кабельные шлейфы СВРК;
- 30 - венткороб подачи воздуха на завесу бассейна перегрузки;
- 31 – кабельное помещение;
- 32 – привод органов регулирования СУЗ;
- 33 – фланцевое соединение чехла привода СУЗ и патрубка крышки;
- 34 - патрубок крышки ВБ;
- 35 – орган регулирования СУЗ;
- 36 – детали уплотнения главного
- 37 – канал нейтронного измерения;
- 38 – средняя плита БЗТ;
- 39 – защитная труба БЗТ;
- 40 – выходной патрубок;
- 41 – кольцо разделительное;
- 42 – перфорированная обечайка БЗТ;
- 43 – входной патрубок;
- 44 - кольцевой зазор;
- 45 – нижняя (опорная) плита БЗТ;
- 46 – кассета топливная;
- 47 – выгородка;
- 48 – анкерная связь обечайки бетонной шахты реактора;
- 49 – обечайка бетонной шахты реактора;
- 50 – шахта реактора с днищем;
- 51 – труба опорная шахты реактора;
- 52 – теплоизоляция нижней части бетонной шахты реактора;
- 53 – транспортный канал датчика измерителя мощности;
- 54 – датчик измерителя мощности;
- 55 – шахта бетонная.

На металлоконструкции сухой защиты крепится теплоизоляция цилиндрической части корпуса, которая образует вокруг корпуса кольцевой зазор, предусмотренный для возможности проведения контроля металла корпуса с помощью специальной системы. Для уменьшения величин  $\gamma$ -излучения и нейтронного потока пространство фермы опорной над кольцевым зазором вокруг корпуса заполнено специальной засыпкой, состоящей из серпентинитовой крошки, чугунной дроби и карбида бора.

К теплоизоляции цилиндрической части корпуса снизу примыкают крупногабаритные детали защиты, которые устанавливаются под днищем корпуса реактора.



На полу бетонной шахты установлен механизм, на котором крепятся отдельные части системы контроля корпуса. Предусматривается контроль радиационного охрупчивания металла корпуса установкой образцов-свидетелей. Результаты испытаний образцов-свидетелей передаются Генеральному конструктору реакторной установки.

В стене бетонной шахты в подреакторном объеме имеется герметичный шлюз, через который обеспечивается доступ персонала в подреакторный объем. Через этот шлюз вносится также съемное оборудование системы контроля корпуса реактора.

В подреакторном объеме в стене бетонной шахты выполнены проходки для возможности подвода к системе контроля корпуса электроэнергии, воды и сжатого воздуха.

В ферме опорной, металлоконструкции сухой защиты и строительном бетоне организованы проходки, в которых устанавливаются каналы ионизационных камер (каналы ИК).

Над фермой опорной размещаются нижняя биологическая защита, которая обеспечивает доступ персонала к зоне патрубков корпуса реактора при остановленном реакторе.

На нижней биологической защите вокруг корпуса установлена теплоизоляция зоны патрубков. При этом между корпусом и теплоизоляцией организовано кольцевое пространство для возможности доступа к корпусу реактора персонала при проведении контроля в процессе эксплуатации.

Над теплоизоляцией зоны патрубков в районе фланца корпуса в зазоре между корпусом и бетонной консолью расположена верхняя биологическая защита.

Для обеспечения приемлемых температурных условий для строительного бетона, серпентинитового бетона и ионизационных камер с линиями связи в конструкции оборудования шахтного объема предусмотрены следующие каналы для прохода охлаждающего воздуха:

- кольцевой канал между теплоизоляцией цилиндрической части корпуса и строительным бетоном;
- кольцевой канал между теплоизоляцией цилиндрической части корпуса и металлоконструкцией сухой защиты;
- кольцевые каналы между каналами ИК и проходками в металлоконструкции сухой защиты и ферме опорной;
- кольцевой канал между строительным бетоном и металлоконструкцией сухой защиты;
- каналы в ферме опорной в месте стыка строительного бетона с серпентинитовым бетоном;
- кольцевой канал между верхней биологической защитой и бетонной консолью.

Верхний объем бетонной шахты образован стенками шахты и сильфоном бетонной консоли, который с одной стороны крепится к закладным деталям бетонной консоли, а с другой стороны к фланцу корпуса.

Шахта реактора в корпусе дистанционируется разделительным буртом

корпуса, расположенным между входными и выходными патрубками, и удерживается от перемещения в плане 8-ю шпонками, приваренными к кронштейнам корпуса.

Далее остановимся на компоновке реактора ВВЭР-440. В шахту реактора установлено днище шахты, которое имеет 37 труб для кассет АРК и дистанционируется от перемещения в плане 3-мя шпонками, приваренными к шахте реактора.

В верхней плите днища шахты выполнено 312 отверстий, которые служат для входа теплоносителя в рабочие кассеты и в которых установлены дроссельные шайбы.

На днище шахты установлена корзина, в которой собрана активная зона реактора. Корзина в плане центрируется тремя штырями, установленными на днище шахты. На днище корзины выполнены 312 отверстий для установки рабочих кассет и 37 шестигранных отверстий для прохода кассет АРК.

Активная зона состоит из 349 топливных сборок (кассет) шестигранного типа, из которых 312 сборок - неподвижные (рабочие кассеты) и 37 - подвижные (кассеты АРК).

Кассеты АРК имеют возможность перемещаться в вертикальном канале, который образован соседними шестью рабочими кассетами, шестигранным отверстием днища корзины и трубами днища шахты. При нижнем положении кассеты АРК топливная часть располагается в трубах днища шахты, а надставка (поглотитель) в активной зоне.

Сверху над активной зоной расположен блок защитных труб, который дистанционирует в плане рабочие кассеты и имеет защитные трубы, в которых могут перемещаться в вертикальном направлении кассеты АРК.

Блок защитных труб дистанционируется в корзине посадочной поверхностью и тремя шпонками.

На фланец корпуса устанавливается верхний блок. Уплотнение главного разъема обеспечивается комплектом деталей (прокладки, шпильки, кольцо нажимное и др.).

На сильфоне бетонной консоли устанавливается теплоизоляция съемная верха реактора. К верхнему блоку подсоединяются:

- трубопроводы для удаления воздуха из чехлов АРК;
- трубопроводы подвода и отвода воды промконтур СУЗ;
- трубопроводы системы аварийного газоудаления;
- трубопровод для удаления воздуха из промконтур СУЗ.

В верхний блок установлены 37 приводов АРК, которые обеспечивают перемещение кассет АРК. Сцепление штанг приводов АРК с кассетами АРК выполняется с использованием промштанг, которые устанавливаются в защитных трубах блока защитных труб.

Сверху на верхний блок устанавливается площадка обслуживания верхнего блока и траверса верхнего блока. На площадке обслуживания верхнего блока смонтирована электроразводка датчиков системы ВРК, контроля температуры чехлов АРК и приводов АРК. Электроразводка подсоединяется с одной стороны к штепсельным разъемам на оборудовании, а с

другой - к штепсельным разъемам, установленным на коробах аварийного сброса пара.

Компенсация взаимных температурных перемещений корпуса реактора, шахты, корзины и блока защитных труб обеспечивается пружинными блоками, установленными в верхней части блока защитных труб. Эти пружинные блоки одновременно обеспечивают удержание шахты с днищем и корзины от вертикальных перемещений под действием перепада давления. Для компенсации взаимных перемещений внутрикорпусных устройств и активной зоны в головках рабочих кассет установлены пружины. Для обеспечения возможности выполнения контроля внутренней поверхности корпуса реактора все ВКУ (шахта с днищем, корзина и БЗТ) выполнены выемными. Извлечение внутрикорпусных устройств из реактора производится с использованием специального защитного оборудования (защитный цилиндр с захватом).

#### **2.4. Реакторы типа PWR**

Конструкцию реакторов типа ВВЭР зарубежного производства рассмотрим на примере реактора производства фирмы «Siemens» (рис. 2.47).

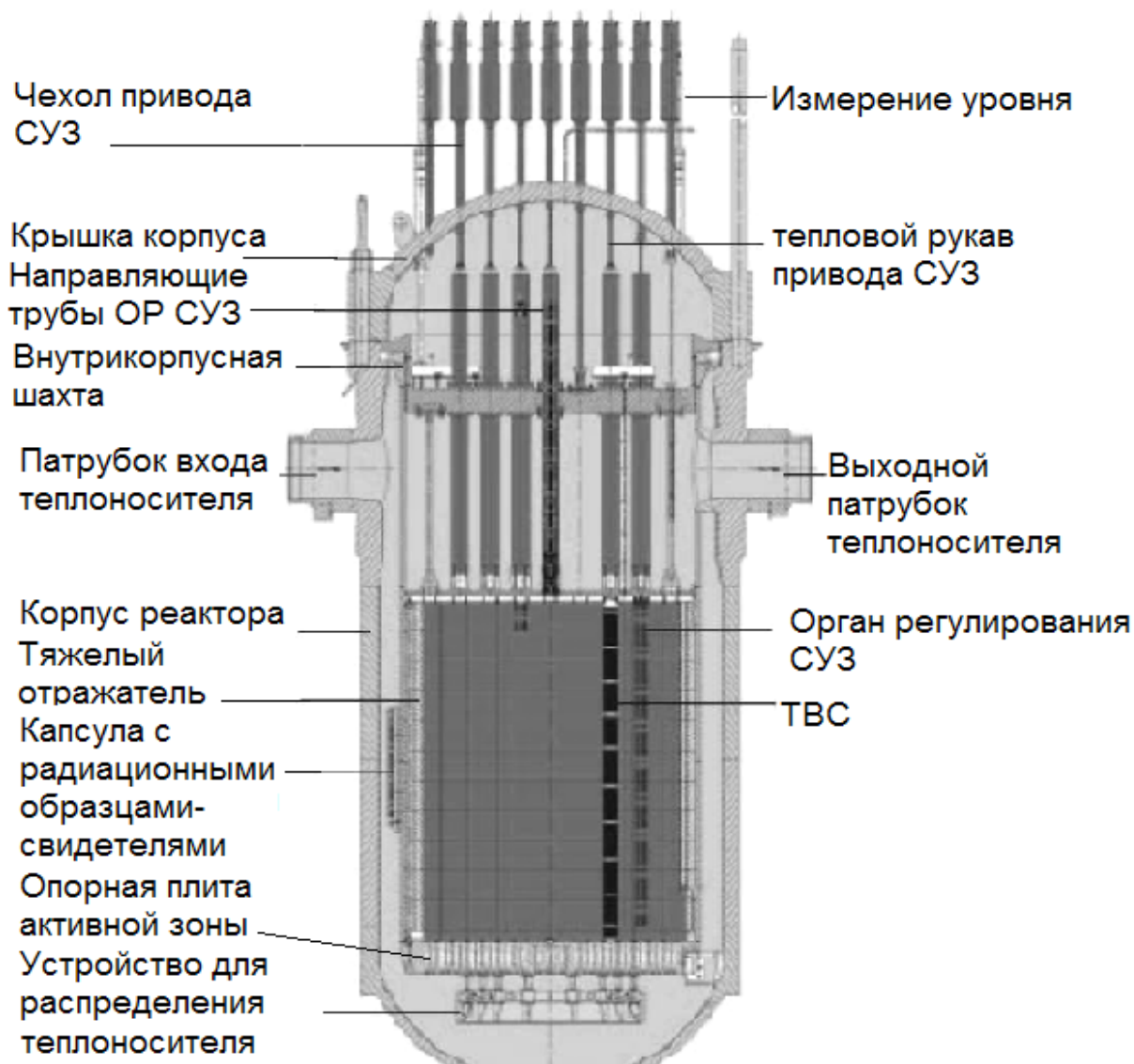


Рис. 2.47. Конструкция реактора типа PWR.

Реакторная установка имеет 4 петли. Тепловая мощность реактора 3765 МВт, электрическая нетто — 1241 МВт. Активная зона реактора состоит из 193 тепловыделяющих кассет, местоположение в активной зоне которых обеспечивается опорными конструкциями. Активная зона охлаждается легкой водой под давлением 15,51 МПа, которая служит и замедлителем нейтронов. Для компенсации избыточной реактивности используется борное регулирование. Изменение концентрации борной кислоты в теплоносителе дает возможность управлять процессом медленных изменений реактивности, например, вызванных выгоранием топлива. Остальные процессы изменения реактивности регулируются с помощью кластеров. Активная зона первой загрузки имеет три зоны обогащения топлива. Тепловыделяющие сборки с самым высоким обогащением топлива размещаются по периферии, а сборки с менее обогащенным топливом размещаются в шахматном порядке в центральной зоне. При каждой перегрузке заменяется третья часть активной зоны. Выгружается максимально выгоревшее топливо из центральной части, в периферийную зону загружается свежее топливо, а

остальные сборки переставляются в центральной зоне так, чтобы получить максимально однородное распределение энерговыделения. Равновесное состояние зоны достигается после третьей перегрузки. На рис. 2.48 представлен ТВЭЛ реактора. Он состоит из трубки, изготовленной из холоднодеформированного циркалоя-4. Трубка уплотнена и герметично запаена с обоих концов с помощью заглушек. В трубке находятся топливные таблетки (рис. 2.49), столб топливных таблеток поджимается спиральной пружиной. Таблетки состоят из порошка, подвергнутого холодному прессованию с последующим спеканием до требуемой плотности. Торцы таблеток имеют небольшие углубления для сбора продуктов деления и обеспечения более значительного аксиального расширения в центре таблетки. ТВЭЛ заполняется гелием под давлением 3,1 МПа.

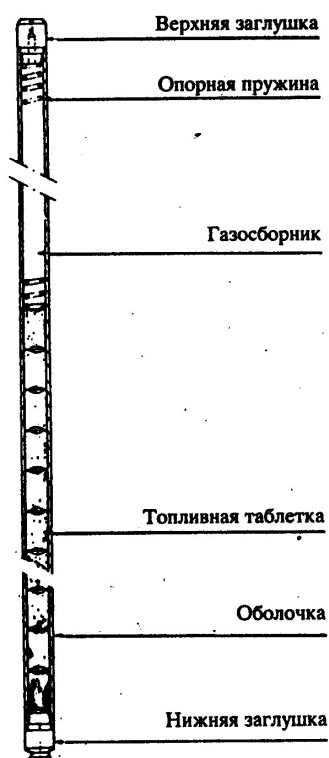


Рис. 2.48. Тепловыделяющий элемент.



Рис. 2.49. Топливные таблетки.

Тепловыделяющая сборка квадратная (рис. 2.50 и 2.51) и состоит из 17x17 стержней. Из них 264 ТВЭЛа. Оставшиеся гнезда заняты 24 направляющими каналами из циркалоя-4 для регулирующих стержней. В центре ТВС находится труба для внутриреакторных измерений. Регулирующие органы (рис. 2.52) собраны в кластер и входят в эти направляющие каналы. ТВЭЛы дистанционируются 10 решетками, служащими опорой ТВЭЛам и обеспечивающими между ТВЭЛами определенный интервал. Дистанционирующая решетка типа «лотка для яиц» изготовлена из спаянных пластин из инконеля-718 с пружинами и бобышками, служащими опорой для ТВЭЛов. В зоне самого интенсивного теплового потока

установлено восемь дистанционирующих решеток с лопатками, обеспечивающими перемешивание теплоносителя. Две решетки без лопаток установлены по обоим концам тепловыделяющей сборки. Все дистанционирующие решетки соединены с направляющими каналами с помощью припаянных к ним патрубков, которые жестко соединяются с направляющими каналами при расширении.

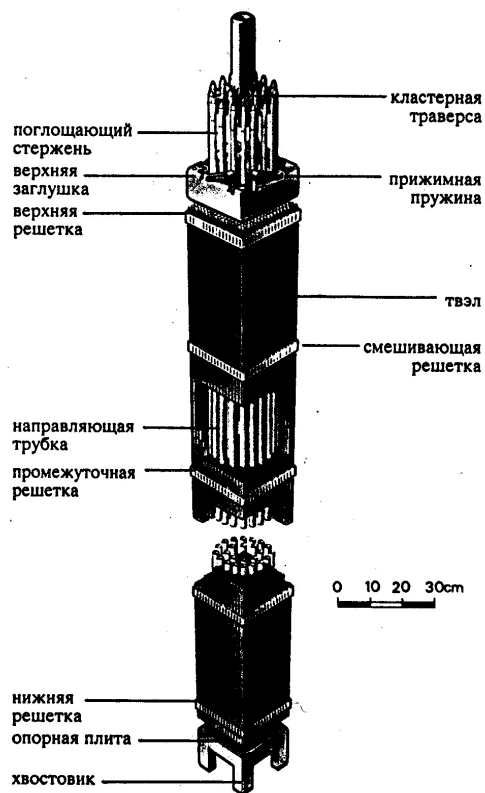


Рис. 2.50. Тепловыделяющая сборка.

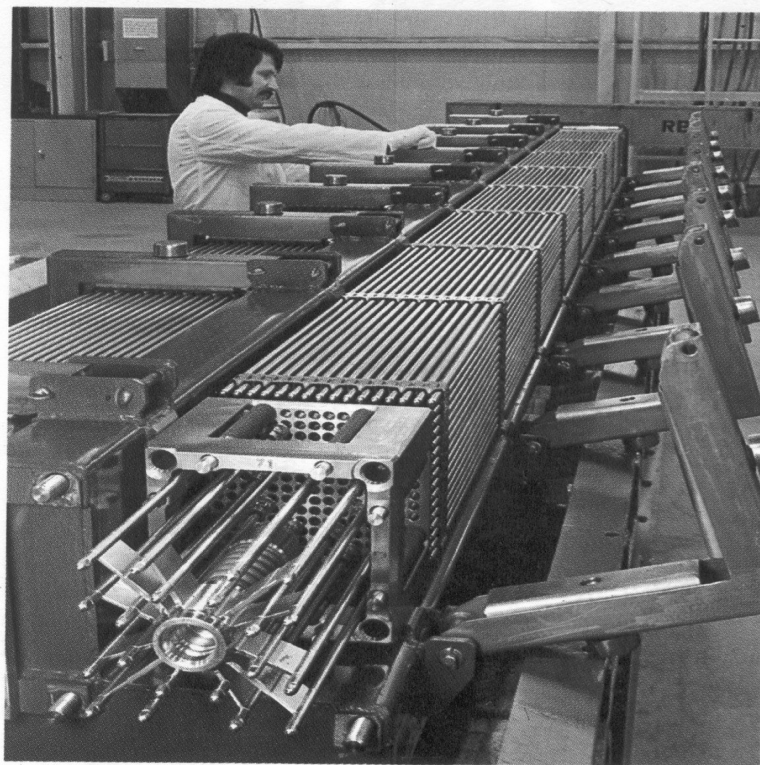


Рис.2.51. Изготовление ТВС

Направляющие каналы крепятся к торцевым деталям. Нижний хвостовик тепловыделяющей сборки выполняет задачу опорной конструкции и обеспечивает распределение расхода теплоносителя в ней. Головка кассеты является частью верхней опорной конструкции ТВС и обеспечивает одновременно частичную защиту регулирующих органов. Регулирование реактивности осуществляется с помощью специальных регулирующихборок (рис. 2.52). Регулирующая сборка – это пучок поглощающих элементов, верхние концы которых закреплены в системе, представляющую собой кластерную траверсу. Поглотитель заложен в трубку из холоднодеформированной нержавеющей стали, уплотненную приваренными концевыми заглушками. Различают 2 типаборок:

- 53 «черные» сборки, каждая из которых состоит из 24 поглощающих элементов. Поглотитель представляет собой стержень, нижняя часть которого выполнена из сплава серебра, индия и кадмия, а верхняя – высотой 310 см – из сплава В<sub>4</sub>С;

- 12 «серых»борок, каждая из которых состоит из 8 стержней-поглотителей и 16 стальных заглушек. Поглотитель представляет собой стержень из сплава серебра, индия и кадмия.

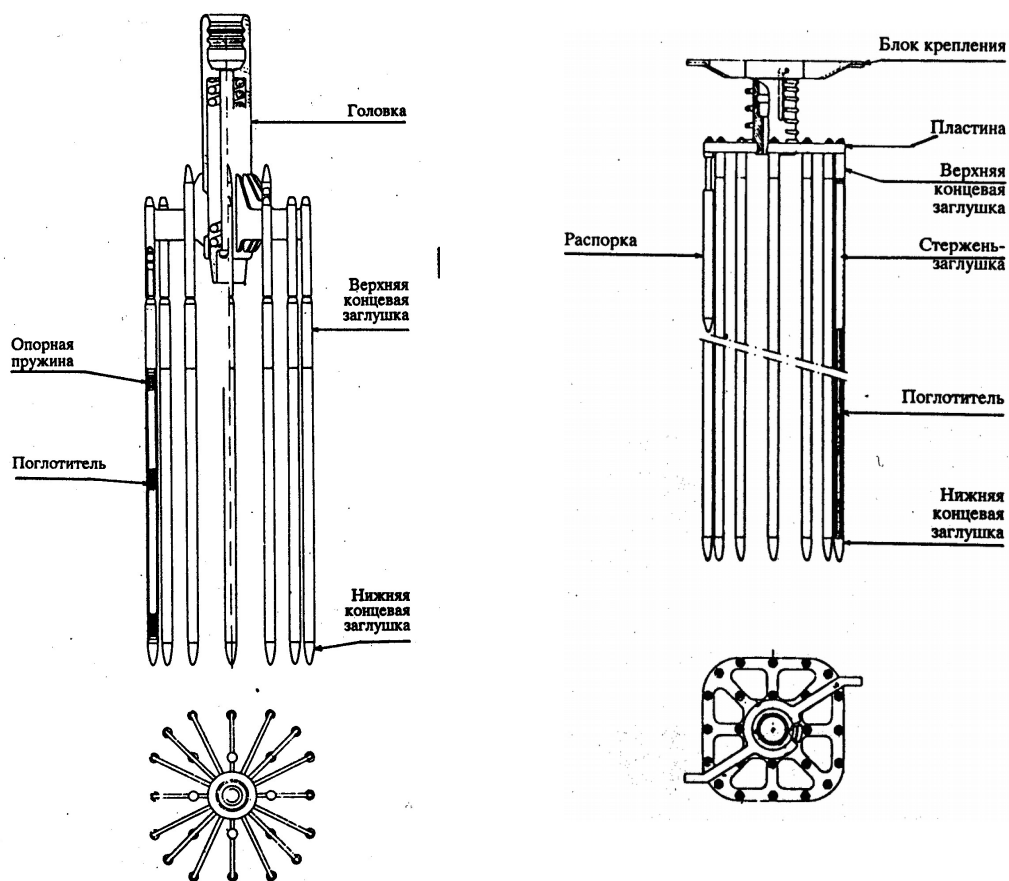


Рис.2.52. Виды регулирующих сборок.

Для регулирования мощности активной зоны сборки размещаются группами. Четыре первые группы (группа G1: 4 «серые» сборки; группа G2: 8 «серых» сборок; группа N1: 8 «черных» сборок; группа N2: 8 «черных» сборок) управляются автоматически системой управления реактора. Существует однозначная зависимость между положением регулирующих стержней и мощностью реактора.

Следующая группа (группа R) из 8 «черных» сборок служит для более точной регулировки. Последняя группа (группа S) из 28 «черных» сборок называется группой безопасности. При работе реактора она находится вне активной зоны. Эта группа предназначена для обеспечения останова реактора в случае отключения энергоблока. Кроме этого имеется 8 резервных позиций для размещения регулирующих сборок. Они оснащены приводами и могут быть использованы, если, например, возникнет необходимость повысить степень обогащения топлива.

Сборка выгорающего поглотителя состоит из стержней, закрепленных в блоке крепления. Во время первой кампании 80 таких сборок вводятся в активную зону для поддержания отрицательного температурного коэффициента реактивности на протяжении всей кампании. Стержень выгорающего поглотителя представляет собой трубку из боросиликатного стекла, помещенную в трубчатую герметичную оболочку из нержавеющей стали с приваренными концевыми заглушками. В зависимости от местонахождения в активной зоне сборка выгорающего поглотителя может состоять из 3, 8, 9, 12 или 16 стержней, поглощающих нейтроны, тогда как остальные стержни (всего 24) являются заглушками (кроме 2 стержней - источников

нейтронов). Для создания контрольного уровня нейтронного потока, обеспечивающего работу датчиков, используются стержни с первичным и вторичным источником нейтронов. Первичный источник – это радиоактивный материал (калифорний-252), спонтанно излучающий нейтроны во время первой загрузки активной зоны и пуска реактора. Вторичный источник – это стабильный изотоп (мышьяк-бериллий), который активируется бомбардировкой нейтронами во время работы реактора. Из 80 сборок выгорающего поглотителя четыре имеют по одному стержню с первичным и вторичным источником нейтронов. Вводятся 4 дополнительные сборки-источники с 4 стержнями со вторичным источником и 20 заглушками.

Направляющие каналы ТВС, которые не имеют устройств регулирования реактивности, оснащаются заглушками. Заглушки длиной 12,7 см изготавливаются из нержавеющей стали и прикрепляются к блоку крепления в верхней части ТВС.

Приводы органов регулирования (ОР) предназначены для перемещения кластеров вверх/вниз, а также для фиксации их положения в активной зоне. Чехлы приводов органов регулирования герметично крепятся к патрубкам на крышке реактора. С помощью штанг обеспечивается соединение приводов с органами регулирования, расположенными непосредственно под ними.

Привод ОР представляет собой блок захватов и выключатель с электромагнитным управлением. Выключатель рассчитан на срабатывание во время любой фазы процесса в случае потери электропитания. Привод органа регулирования состоит из четырех автономных узлов:

- узел уплотнения, включающий кожух захватов, расположенный в нижней части, и кожух штанги управления, расположенный в верхней части;
- блок рабочих электромагнитов, состоящий из кожуха, электрических соединений и трех электромагнитов: - обеспечивающего захват для фиксации положения органов регулирования, - служащего для промежуточных действий блока перемещений, - обеспечивающего перемещение органа регулирования. Возбуждение одного из них вызывает появление соответствующего электромагнитного поля и блокирует захват;
- система блокировки включает направляющий канал, фиксированные и подвижные полюса и два блока по три захвата – перемещающих и фиксирующих, которые входят в пазы тяги управления. Перемещающиеся захваты поднимаются на один шаг благодаря соответствующему полюсу, тяга управления при этом соответственно поднимается или опускается. Фиксирующие захваты удерживают тягу управления во время установки перемещающих захватов для следующего шага;
- блок тяги управления состоит из самой тяги с пазами, в которые входят захваты, из соединительной муфты, соединяющей орган регулирования с кластерной траверсой, и из устройства блокировки муфты или дистанционного расцепления тяги с приводом органа регулирования.

Индикатор положения перемещается по кожуху тяги управления и отмечает ее положение с помощью 42 маленьких катушек. Намагничивание катушек является индикатором положения тяги управления по всей длине ее продвижения.

Внутрикорпусные устройства (ВКУ) служат опорой активной зоны, обеспечивают заданное расположение тепловыделяющих сборок и ограничивают возможности их перемещения. Они обеспечивают также заданное положение



направляющих каналов органов регулирования между тепловыделяющей сборкой и приводом органов регулирования. Внутрикорпусные устройства направляют поток теплоносителя, обеспечивают защиту от нейтронного и гамма-излучений, служат направляющими для датчиков внутриреакторных измерений между днищем корпуса реактора и ТВС и содержат контейнеры с образцами-свидетелями.

ВКУ спроектированы с таким расчетом, чтобы выдержать напряжения, возникающие при любых условиях работы реактора, включая землетрясения и усталостные нагрузки от вибраций. Они изготавливаются из закаленной аустенитной нержавеющей стали с учетом межкристаллитной коррозии. К основным ВКУ реактора относятся верхняя и нижняя опорные конструкции активной зоны.

Нижняя опорная конструкция активной зоны состоит из:

- шахты активной зоны, имеющей цилиндрическую форму. Шахта закрепляется на фланце корпуса реактора и опирается на днище корпуса. К внешней стороне шахты крепятся болтами две корзины с образцами-свидетелями;
- нижней опорной плиты активной зоны, которая несет на себе нагрузку всей массы активной зоны. К ней крепятся болтами каналы внутризонных измерений;
- выгородки, являющейся оболочкой активной зоны, ограничивающей расход теплоносителя мимо ТВС.

Верхняя опорная конструкция активной зоны состоит из:

- верхней плиты активной зоны, лежащей непосредственно на тепловыделяющих сборках;
- опорных колонн, которые служат соединительным элементом между опорной плитой направляющих каналов и верхней плитой активной зоны и обеспечивают сохранение между ними заданного расстояния;
- опорной плиты направляющих каналов, служащей для передачи вертикальных сил на фланец корпуса реактора;
- направляющих каналов органов регулирования и каналов термопар.

Верхняя опорная конструкция активной зоны снимается при перегрузке топлива. После демонтажа активной зоны нижняя опорная конструкция может быть снята для обследования корпуса реактора.

Корпус реактора, внутри которого находится ядерное топливо, является основным компонентом первого контура. Корпус служит опорой для активной зоны, ВКУ и приводов органов регулирования, обеспечивает герметичность, служит защитой от радиоактивных излучений. При проектировании корпуса учитываются напряжения, возникающие в различных зонах корпуса, тепловой эффект радиоактивных излучений в активной зоне, внешние силы, действующие на корпус при различных условиях работы, возможные последствия разрыва трубопровода первого контура и землетрясения. Корпус реактора представляет собой сварную конструкцию, выполненную полностью в заводских условиях. Эта конструкция состоит из 2-х элементов: самого корпуса и крышки.

Корпус включает:

- верхний фланец, представляющий деталь с 54 отверстиями с винтовой резьбой под детали главного уплотнения;

- герметичный обод, откованный методом круговой прокатки и приваренный к верхнему фланцу, который служит опорой герметичному кольцу, обеспечивающему герметичность верхней части бетонной шахты реактора;
- обечайку, к которой приварены 4 патрубка входа и 4 патрубка выхода теплоносителя;
- участок активной зоны из двух сваренных встык обечаек;
- переходное кольцо;
- днище сферической формы, представляющее собой кованную горячепрессованную деталь.

Соединение всех деталей осуществляется с помощью круговой сварки с полным проплавлением корня шва. Сквозь днище проходит 58 трубок из инконеля, служащих направляющими для датчиков системы измерения плотности нейтронного потока.

Крышка состоит из сферической части, представляющей собой кованную горячепрессованную деталь, приваренную к кольцевому фланцу с 54 отверстиями для уплотняющих шпилек.

В крышке имеется 77 отверстий, к которым приварены переходники из инконеля (73 – для приводов органов регулирования и 4 для термопар). В крышку вмонтирован также вентиляционный канал.

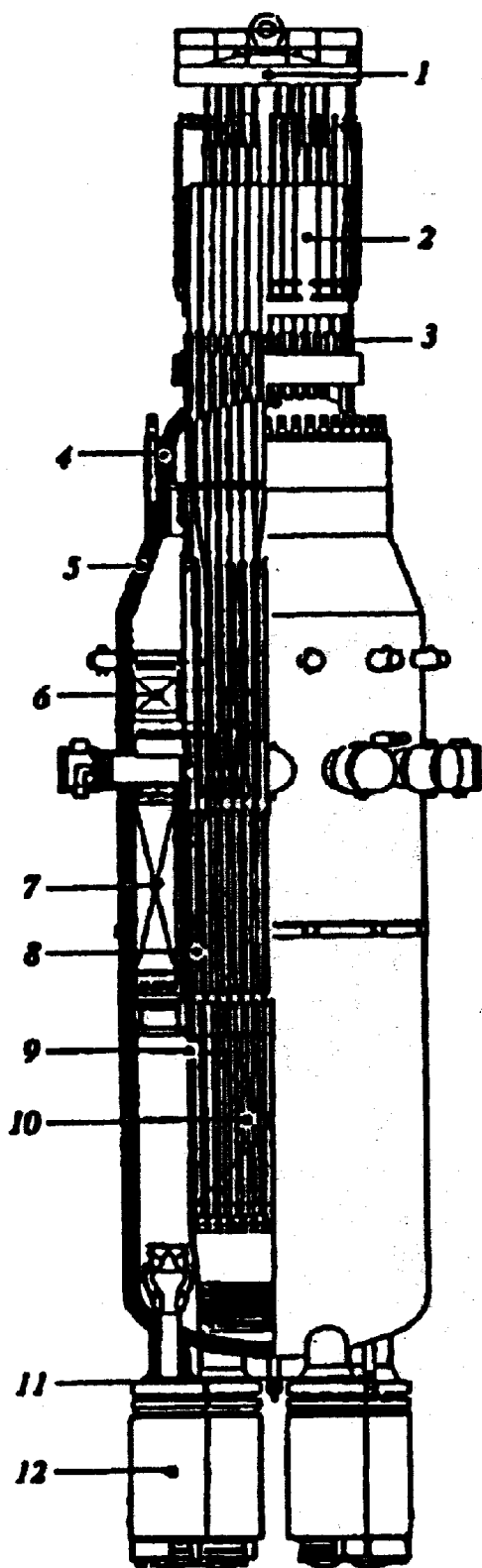
Для изготовления корпуса реактора используется углеродистая низколегированная (менее 0,2 % кобальта) сталь: марки SA508 класса 3 – для кованых деталей (боковые стенки) и марки SA533 тип В класса 1 – в качестве листового материала (днище).

Во избежание коррозии все внутренние поверхности корпуса облицованы путем наплавки слоем нержавеющей стали. Эта облицовка отвечает требованиям нормативной документации при испытаниях на межкристаллитную коррозионную стойкость. Технология наплавки включает предварительный и последующий нагрев для каждого слоя, что предохраняет от растрескивания под покрытием. В процессе изготовления используются различные методы контроля (ультразвуковая, капиллярная, радио-дефектоскопия; все сварные швы проверяются ультразвуком и токами Фуко, проводится ультразвуковой контроль качества прилегания наплавки); после окончательной сборки и перед транспортировкой на площадку проводятся гидравлические испытания.

Герметичность между крышкой и корпусом обеспечивается с помощью двух концентрических металлических прокладок круглого сечения. Для контроля протечек уплотнений предусмотрены два трубчатых детектора. Корпус реактора опирается на два входных и два выходных патрубка, расположенных на концах перпендикулярных диаметров. Четыре буфера, являющихся составными частями патрубков, устанавливаются на 4 опоры. Опоры представляют собой сварные конструкции, закрепленные в бетоне шахты реактора. Они спроектированы так, чтобы выдержать нагрузки в условиях нормальной и аварийной эксплуатации и обеспечить возможность радиального теплового расширения корпуса и трубопроводов. Термоизоляция из нержавеющей стали покрывает корпус реактора снаружи: от верхнего фланца до днища, включая крышку корпуса. Съемные изоляционные щиты закрывают уплотняющий фланец и шпильки.

## 2.5. Повышение надежности и безопасности работы реакторов ВВЭР

После Чернобыльской аварии приоритетной задачей ядерной энергетики стало повышение надежности и безопасности как существующих, так и вновь создаваемых реакторов. В ядерной энергетике существует понятие четырех барьеров, препятствующих распространению радиоактивности, и максимальной проектной аварии (МПА). В качестве барьеров рассматриваются топливная матрица, оболочка ТВЭЛа, оборудование 1-го контура и само здание реакторного отделения - гермооболочка. Под максимальной проектной аварией для ВВЭР принимается разрыв главного трубопровода 1-го контура. При такой аварии вытекающий теплоноситель испаряется, и давление внутри гермооболочки повышается. Чтобы не допустить разрушения здания и выброса радиоактивных продуктов ядерных реакций в окружающую среду, предусматривались вначале специальные разрывные клапаны, перепускавшие пар при повышении давления внутри здания в специальные помещения, где находились барботажные баки с водой для конденсации пара или ледовые конденсаторы. В СНГ на АЭС с ВВЭР-1000 предусматривается герметичная цилиндрическая оболочка реакторного отделения с куполообразным верхом, рассчитанная на внутреннее давление 0,5 МПа. Для предотвращения повышения давления сверх этого значения под куполом оболочки предусматривается специальная спринклерная система, которая обеспечивает разбрызгивание холодной борированной воды, конденсирующей образующийся из теплоносителя пар. Расчетная максимальная проектная авария по своему характеру может быть отождествлена со взрывом, так как протекает в очень короткое время и сопровождается большим выделением энергии. Так как при этом внутри герметичной оболочки могут появиться "летающие" предметы: детали оборудования, трубопроводов или строительных конструкций - под куполом имеются специальные козырьки, гасящие кинетическую энергию этих предметов и защищающие оболочку от разгерметизации. В герметичной части реакторного отделения размещается все оборудование 1-го контура, как основное, так и вспомогательное. Подобные же решения характерны и для зарубежных АЭС с крупными блоками. Прежде всего, общепринятой является тенденция применения моноблоков, при этом каждый моноблок размещается в отдельном здании. Здание реакторного отделения имеет двойную оболочку: первичную противоаварийную сферической формы из стали диаметром 50-60 м, вторичную железобетонную цилиндрической формы. На АЭС ФРГ в сферической оболочке, помимо основного оборудования, располагается также склад свежего и отработавшего топлива. На АЭС США топливные склады размещаются вне оболочки. На ряде станций внутренняя сферическая оболочка размещается эксцентрично по отношению к внешней оболочке, и между оболочками устанавливается достаточно крупное оборудование, вплоть до бассейна хранения свежих и отработавших ТВЭЛов. Расчетное давление внутри таких защитных оболочек колеблется в пределах 0,5-0,65 МПа. Оборудование и сооружения рассчитаны на сейсмичность до 7-9 баллов.



Однако все эти компоновки не решают вопрос о предупреждении проектных и запроектных аварий, а только лишь решают вопросы защиты и минимизации ущерба от уже возникших аварий. Поэтому чрезвычайно актуальным, является создание такой конструкции реактора, которая практически исключала бы саму возможность разрыва основных трубопроводов 1-го контура, т.е. наиболее тяжелой аварии. Этим требованиям отвечает конструкция реактора повышенной, практически предельной безопасности - ВПБЭР-600 (рис. 2.53 и 2.54).

Прежде всего, в этом реакторе применена интегральная компоновка основного оборудования 1-го контура. В корпусе реактора диаметром 6 м размещаются как активная зона, так и парогенераторы, компенсатор объема и главные циркуляционные насосы.

Рис. 2.53. Общий вид ВПБЭР-600:

- 1 - верхний блок;
- 2 - привод СУЗ;
- 3 - уровнемер;
- 4, 5 - крышка и корпус реактора;
- 6 - теплообменник-конденсатор;
- 7 - парогенератор;
- 8 - БЗТ;
- 9 - внутрикорпусная шахта;
- 10 - активная зона;
- 11 - ионизационная камера;
- 12 - ГЦН.

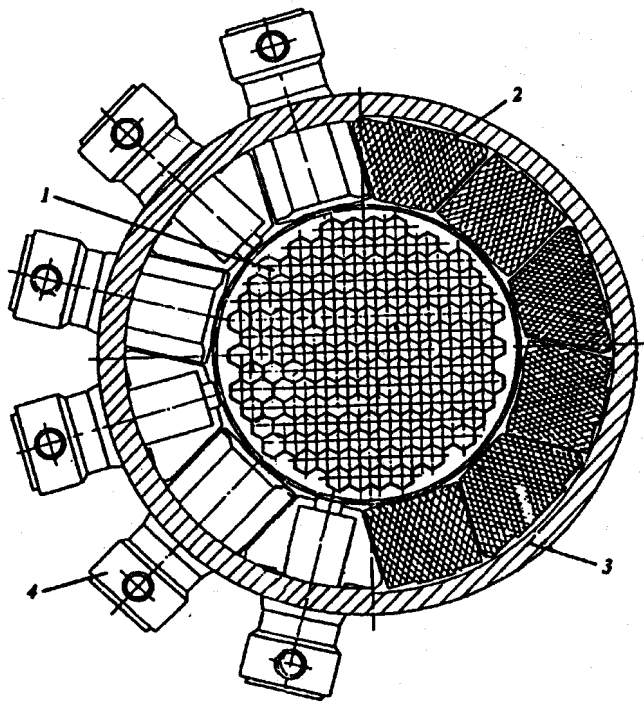


Рис. 2.54. Поперечный разрез ВПБЭР-600:

- 1 - ТВС;
- 2 - секция парогенератора;
- 3 - корпус реактора;
- 4 - патрубков секции парогенератора.

Из корпуса реактора выводят только мелкие трубопроводы 2-го контура, трубопроводы приводов СУЗ и КИПиА, а также трубопроводы аварийного ввода бора, системы очистки и борной компенсации реактивности. Таким образом, гипотетическая возможность разрыва трубопровода 1-го контура большого диаметра вообще устраняется. Кроме того, реактор обладает свойством внутренней самозащитенности. Это достигается снижением концентрации борной кислоты в теплоносителе при рабочих режимах реактора, что обеспечивает отрицательные значения парового и температурного коэффициентов реактивности во всем интервале рабочей температуры. То есть, происходит самоограничение мощности в аварийных режимах со снижением температуры и самоостановка реактора при разгерметизации 1-го контура. Благодаря высокоэффективной механической системе компенсации реактивности (рабочие органы СУЗ имеются почти в каждой кассете) достигается подкритичность реактора в холодном разотравленном состоянии даже при зависании наиболее эффективного органа СУЗ в крайнем верхнем положении. Запас реактивности на выгорание топлива компенсируется совместно механическими рабочими органами СУЗ, борной кислотой в теплоносителе и выгорающим поглотителем, в качестве которого предусматривается применение гадолиния в смеси с топливом. Наконец, в реакторе предусматривается пассивная система отвода теплоты,

обеспечивающая расхолаживание реактора в течение 7 суток после останова даже при отсутствии электроэнергии. Таким образом, концепция безопасности ВПБЭР-600 заключается в сочетании внутренне присущей самозащищенности и пассивных систем безопасности. Большое количество теплоносителя 1-го контура обеспечивает высокую суммарную теплоемкость системы, способную аккумулировать остаточное тепловыделение активной зоны. Это обеспечивает достаточный резерв времени для реализации мер по управлению аварией.

Технические данные представлены в табл. 2.5. ВПБЭР-600 представляет собой интегральный водо-водяной реактор, заключенный в страховочный корпус для локализации аварий, связанных с разгерметизацией вспомогательных трубопроводов 1-го контура или корпуса. Интегральное исполнение характеризуется размещением в одном корпусе активной зоны с СУЗ, теплообменной поверхности парогенератора и парогазового компенсатора давления, функцию которого выполняет верхний объем корпуса реактора над уровнем теплоносителя. Циркуляция воды принудительная с помощью ГЦН, встроенных в днище корпуса реактора. ГЦН - центробежный, вертикальный, с герметичным электродвигателем.

Таблица 2.5

Основные характеристики ВПБЭР-600

Тепловая мощность, МВт	1800
Электрическая мощность, МВт	630
Диапазон изменения мощности, %	30-100
Давление теплоносителя 1-го контура, МПа	15,7
Температура на входе в активную зону, °С	294,5
Температура на выходе из активной зоны, °С	325
Максимальные проектные землетрясения, балл	8
Паропроизводительность парогенераторов, т/ч	3350
Давление пара, МПа	6,5
Температура пара, °С	305

Активная зона размещается в шахте реактора, закрепленной на фланцевом соединении корпуса, и состоит из 151 ТВС, аналогичной по конструкции применяемым в ВВЭР-1000. Каждая ТВС содержит стержни с карбидом бора, объединенные в кластер, являющийся рабочим органом СУЗ. Средняя энергонапряженность активной зоны составляет 69,4 МВт/м<sup>3</sup>, средняя линейная мощность ТВЭЛов 114 Вт/см, что обеспечивает высокие теплотехнические запасы при нормальной эксплуатации и в аварийных режимах. Эквивалентный диаметр активной зоны 3,05 м, высота 3,53 м, среднее обогащение топлива подпитки 4,15 %, число перегрузок за кампанию 4, интервал между перегрузками 1,5 года, средняя глубина выгорания топлива составляет 50 МВт·сут./кг. Над активной зоной размещается БЗТ, центрирующий головки ТВС и обеспечивающий защиту тяг приводов СУЗ. Между шахтой и корпусом реактора устанавливается теплообменная поверхность прямого вертикального парогенератора, состоящего из независимых секций, а над ней под уровнем

теплоносителя размещаются теплообменники-конденсаторы, служащие для аварийного отвода тепла из реактора и работающие как конденсаторы при разгерметизации 1-го контура. Наличие прямого парогенератора дает возможность получить слабо перегретый пар и, следовательно, несколько повысить КПД установки. Большой зазор между активной зоной и корпусом и наличие там воды обеспечивает радиационную защиту корпуса и, следовательно, снижение флюенса нейтронного потока на корпус до  $5 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$ , что снимает вопрос об изменении свойств металла корпуса под действием облучения. В результате срок службы реактора увеличен до 60 лет. Над активной зоной в шахте реактора имеются отверстия, через которые теплоноситель попадает в кольцевое пространство между шахтой и корпусом и обтекает вначале теплообменную поверхность теплообменников-конденсаторов, а затем парогенераторы. ГЦН, расположенные в нижней части корпуса в кольцевом зазоре, подают воду после парогенераторов в напорную камеру, находящуюся под активной зоной, обеспечивая таким образом принудительную циркуляцию. Верхняя часть корпуса реактора над уровнем воды представляет парогазовый компенсатор давления. На крышке реактора размещены индивидуальные электромеханические приводы СУЗ, перемещающие рабочие органы в режиме регулирования и сбрасывающие их в активную зону в режиме аварийной защиты. В пространстве между внутрикорпусной шахтой и корпусом реактора на уровне активной зоны расположены ионизационные камеры. Реактор и все системы, находящиеся во время работы под давлением 1-го контура, размещены в страховочном кожухе, рассчитанном на давление, возникающее при разгерметизации 1-го контура. Это обеспечивает сохранение активной зоны под уровнем воды, исключает плавление топлива и служит дополнительным пассивным барьером локализации радиоактивных продуктов деления. Весь реактор с емкостями борированной воды и системой очистки воды 1-го контура размещен в гермозоне под прочноплотной бетонной защитной оболочкой (рис. 2.55). При возникновении аварийной ситуации или нарушении нормальных условий эксплуатации в систему управления приводами СУЗ подаются соответствующие сигналы, в результате которых приводы СУЗ вводятся в активную зону или появляется запрет на их извлечение. Наивысший уровень защиты предусматривает введение с максимальной скоростью всех рабочих органов СУЗ (сброс при обесточивании двигателей приводов).

Защита срабатывает при достижении аварийных уставок по мощности реактора или времени ее удвоения, переопрессовке или разгерметизации 1-го контура, землетрясении, обесточивании станции, прекращении подачи питательной воды, нажатии кнопок АЗ на блочном или резервном щите станции. В ВПБЭР-600 используются самосрабатывающие устройства, обесточивающие часть приводов, достаточных для аварийной защиты, минуя цепи автоматики по прямому действию давления в реакторе или страховочном корпусе. Система аварийного ввода бора состоит из 2-х емкостей с борным раствором, который самотеком подается в активную зону после выравнивания давления в реакторе и емкости за счет размещения последней над реактором. Ввод осуществляется открытием пневмоприводной арматуры на трубопроводе, соединяющем эту

емкость с реактором, или вскрытием мембраны по прямому действию давления в реакторе. Вторая емкость, предназначенная для остановки реактора при авариях, связанных с разгерметизацией 1-го контура, пассивно вводится по принципу гидроаккумулятора.

Пассивные системы аварийного отвода теплоты (рис. 2.56) включают два блока теплообменников, каждый из которых отводит теплоту в баки запаса воды. Системы работают при естественной циркуляции теплоносителя, теплота отводится через промежуточный контур при давлении более высоком, чем в реакторе. Система отвода теплоты работает непрерывно.

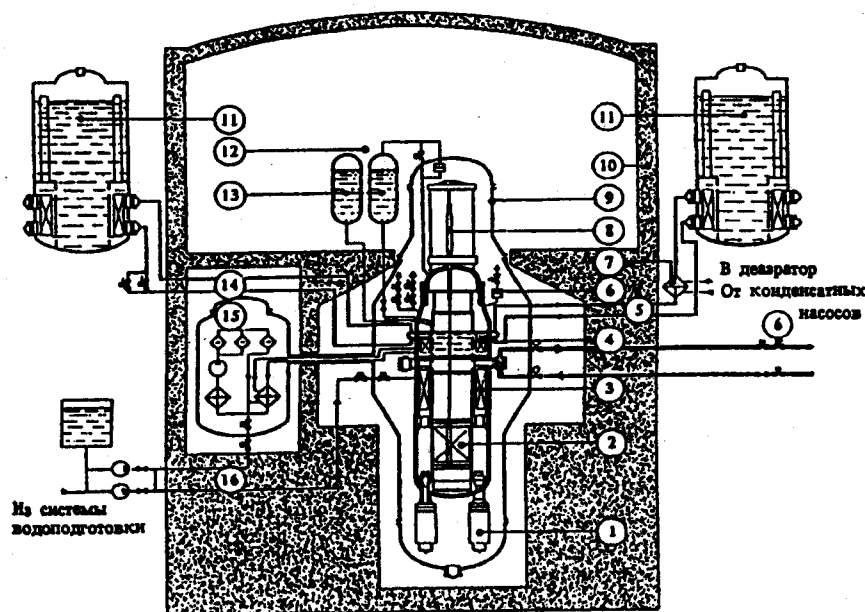
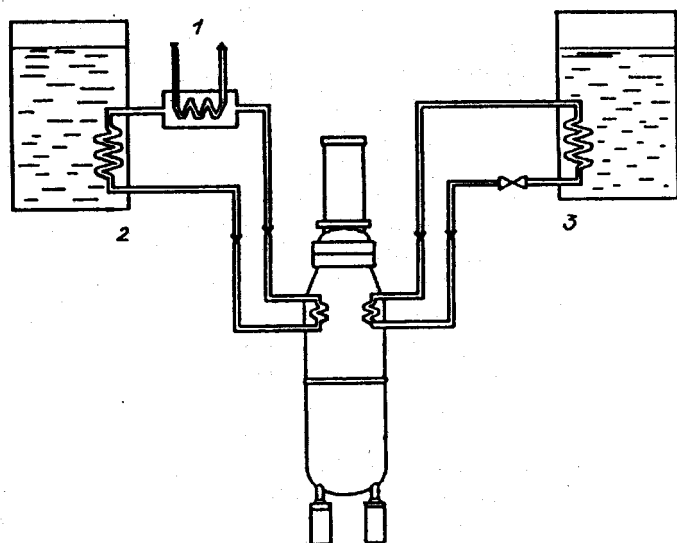


Рис. 2.55. Реакторная установка ВПБЭР-600:

- |  |  |
|--|--|
| 1- ГЦН;                                  | 8 - привод СУЗ;                        |
| 2 - реактор;                             | 9 - страховочный корпус;               |
| 3 - парогенераторы;                      | 10 - защитная оболочка;                |
| 4 - теплообменник-конденсатор;           | 11 - блок теплообменников;             |
| 5 - система непрерывного отвода теплоты; | 12 - система аварийного ввода бора;    |
| 6 - самосрабатывающие устройства;        | 13 - бак с раствором бора;             |
| 7 - промтеплообменник;                   | 14 - пассивная система отвода теплоты; |
|  | 15, 16 - система очистки и подпитки.   |



Теплота, отводимая при нормальной работе реактора, идет на подогрев питательной воды парогенераторов в промежуточных теплообменниках. При



аварии происходит автоматическое переключение на отвод теплоты в баки запаса воды, через которые циркулирует техническая вода.

Рис. 2.56. Система аварийного отвода теплоты:

1 - охлаждающая вода;  
2, 3 - системы непрерывного и пассивного отводов теплоты.

Если циркуляция технической воды прекращается, тепло отводится за счет выпаривания воды из баков. Запас воды в одном баке достаточен для расхолаживания реактора в течение 3-х суток после остановки, в двух баках — в течение 7 суток.

Возможно применение воздушных теплообменников, что обеспечивает отвод теплоты в течение неограниченного времени. 1-й контур от переопрессовки защищается без выброса радиоактивного теплоносителя путем надежного отвода теплоты от активной зоны. Предусматриваются специальные предохранительные клапаны, сбрасывающие парогазовую смесь из компенсатора давления реактора в емкость с борным раствором или страховочный кожух. При повышении давления в страховочном корпусе и значительном снижении уровня воды в реакторе вскрываются клапаны декомпрессии на компенсаторе давления; давление в реакторе и страховочном корпусе выравнивается, и истечение прекращается. При нарушении герметичности теплообменной поверхности парогенераторов или трубопроводов парогенераторы автоматически отключаются.

В последние годы в России в Федеральном государственном унитарном предприятии (ФГУП) «ОГКБ Гидропресс» были разработаны еще три проекта АЭС с реакторами типа ВВЭР повышенной безопасности. Это проекты с реакторами ВВЭР-1500, ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200 для АЭС-2006. Энергоустановкам с ВВЭР отводится основная роль при наращивании энергетического потенциала России после 2012 года. Приоритетным направлением при создании новых АЭС и ядерных реакторов является их безопасность, которая непрерывно растет. Достигается это путем повышения внутренней самозащищенности, широкого применения пассивных элементов в системах безопасности при одновременном удешевлении и упрощении проектных решений и повышении единичной мощности и экономичности.

Проект АЭС с головным энергоблоком ВВЭР-1500 был принят коллегией Минатома России 14.01.2004 г. в качестве основного при наращивании энергетических мощностей после 2012 г. Реактор ВВЭР-1500 относится к реакторам 3-го поколения, безопасность которых существенно повышена по сравнению с реакторами 2-го поколения. Безопасность повышена как при нормальной эксплуатации (минимизация выбросов, облучения персонала, объема радиоактивных отходов и т.п.), так и при авариях, даже маловероятных, «запроектных». С целью снижения затрат при строительстве АЭС и повышения ее экономичности предлагается ряд мероприятий, а именно: увеличение единичной мощности до 1200 и 1500 МВт(э), повышение давления теплоносителя на выходе из активной зоны реактора (16,2 против 15,7 МПа) и повышение давления пара после парогенератора (7 против 6,27 МПа). На АЭС с реактором ВВЭР-1500 предлагается разработка «базового» варианта проекта, существенно (с 40 месяцев до 24 месяцев) сокращающего сроки проектирования и разработку технической документации. Повышен срок службы корпуса реактора (до 60 лет с 30) за счет уменьшения потока нейтронов на корпус реактора (в районе активной зоны внутренний диаметр корпуса увеличен на 100 мм, применено уран-гадолиниевое топливо, снижено содержание никеля в сварных швах корпуса). Сравнительные показатели различных проектов ВВЭР, выполненных ФГУП «ОКБ Гидропресс», приведены в табл. 2.6.

На АЭС с реакторами ВВЭР-1500 предполагается применение 2-х наборов активных и пассивных систем, выполняющих все функции систем безопасности.

Таблица 2.6

Показатели различных проектов реакторов ВВЭР ФГУП «ОКБ Гидропресс»

Обозначение № проекта	В-466П	В-428	В-392Б	В-320
Тепловая мощность, МВт	3200	3000	3000	3000
Давление на выходе из акт. зоны, МПа	16,2	15,7	15,7	15,7
Давление пара на выходе из коллектора парогенератора при номинальной нагрузке, МПа,	7,0	6,27	6,27	6,27
Температура генерируемого пара при номинальной нагрузке, °С	287	278,5	278,5	278,5
Температура теплоносителя на выходе из активной зоны, °С	329,7	321	321	320
Паропроизводительность в номинальном режиме, т/ч	1600х4	1470х4	1470х4	1470х4
Средняя глубина выгорания топлива в стационарном топливном цикле, МВт·сут/кг урана	>50	43	43/46	40,2
Паропроизводительность, т/час	1600х4	1470х4	1470х4	1470х4
Внутренний диаметр корпуса, мм	4250	4150	4150	4150
Количество кассет СУЗ, шт.	121	121	121	65

Пассивные системы могут самостоятельно выполнять все функции систем безопасности без активных систем и без вмешательства операторов, по крайней мере, в течение 24 часов. Пассивные системы способны функционировать даже в случае потери электроснабжения собственных нужд, включая аварийные источники переменного тока. Активные же системы могут самостоятельно обеспечивать безопасность при наиболее вероятных авариях в течение неограниченного времени. Часть активных систем выполняет также функции нормальной эксплуатации. При этом в случае возникновения аварийной ситуации никакого специального переключения не требуется.

В проекте АЭС с реактором ВВЭР-1500 предусмотрены две защитные оболочки с вентилируемым пространством между ними. Внутренняя защитная оболочка гарантирует герметичность объема, в котором помещен реактор и его основные системы. Внешняя защитная оболочка способна противостоять всем природным техногенным и антропогенным воздействиям на АЭС (падение самолета, взрывы, торнадо и т.п.). Пространство между оболочками обеспечивает дополнительную герметизацию путем удаления всех протечек из внутренней оболочки. Для этого есть 2 типа независимых вентиляционных систем: активная и пассивная. Активная система собирает все протечки и направляет их в традиционную вентиляционную трубу через фильтры спецочистки. Пассивная – собирает протечки и выбрасывает их через специальные фильтры в вентиляционный выход, расположенный сверху внешней защитной оболочки. Аварийный останов реактора осуществляется введением в активную зону регулирующих органов под действием силы тяжести или быстрым вводом в теплоноситель 1-го контура борной кислоты. Количество органов регулирования в реакторе увеличено с 61 до 121, что позволяет гарантировать их эффективность, достаточную для того, чтобы остановить реактор и расхолодить его до температуры менее 100 °С без ввода борной кислоты. Мощность реактора повышена за счет некоторого снижения заложенных теплотехнических запасов, повышен коэффициент использования установленной мощности до 90 %, длительность межперегрузочного периода повышена до 24 месяцев, образцы-свидетели размещены непосредственно на внутренней стенке корпуса реактора. Все эти мероприятия повысили стоимость установки, что вызвано применением повышенных систем безопасности.

Для расхолаживания и отвода остаточного тепловыделения в случае аварий без значительных потерь теплоносителя 1-го контура предусмотрены пассивные системы отвода теплоты от парогенераторов к окружающему воздуху через специальные теплообменники, размещенные снаружи внешней защитной оболочки.

Аварийная подпитка 1-го контура борным раствором осуществляется с помощью 4-х гидроемкостей 1-ой ступени и 12 гидроемкостей 2-ой ступени. Начальное давление в гидроемкостях 1-ой ступени составляет 5,9 МПа, в гидроемкостях 2-ой ступени - 1,5 МПа. Накопленный в гидроемкостях объем воды обеспечивает, как минимум, 24-х часовый залив активной зоны без ввода в действие аварийных активных систем аварийной подпитки.

В проектах АЭС нового поколения предусматриваются системы управления «запроектными» авариями: предполагается установка специального устройства для удержания расплава активной зоны в корпусе реактора или под корпусом реактора.

Аналогичный проект АЭС нового поколения с реактором ВВЭР-1000 повышенной безопасности разработан работниками «Атомэнергопроекта», ФГУП «ОКБ Гидропресс» и Российского научного центра (РНЦ) «Курчатовский институт». В проекте также применены активные и пассивные системы безопасности с преобладанием пассивных систем. Также применены две защитные оболочки реакторного помещения, значительно увеличено количество пассивных систем, не требующих энергоисточника. К этим системам относятся (рис. 2.57):

- система пассивного отвода остаточного тепловыделения (СПОТ). Этот отвод осуществляется с помощью воздушных теплообменников, находящихся вне защитной оболочки реактора;

- система гидроемкостей 2-ой ступени (ГЕ-2), подающих воду в 1-й контур при снижении в нем давления до значений  $<1,5$  МПа;

- пассивная система быстрого ввода бора (СБВБ);

- пассивная система фильтрации протечек из защитной оболочки (ПСФ);

- система сбора неконденсирующихся газов из трубчатки парогенератора (ССНГ);

- система пассивного удаления водорода из зоны локализации;

- система удержания расплавленной активной зоны вне корпуса реактора.

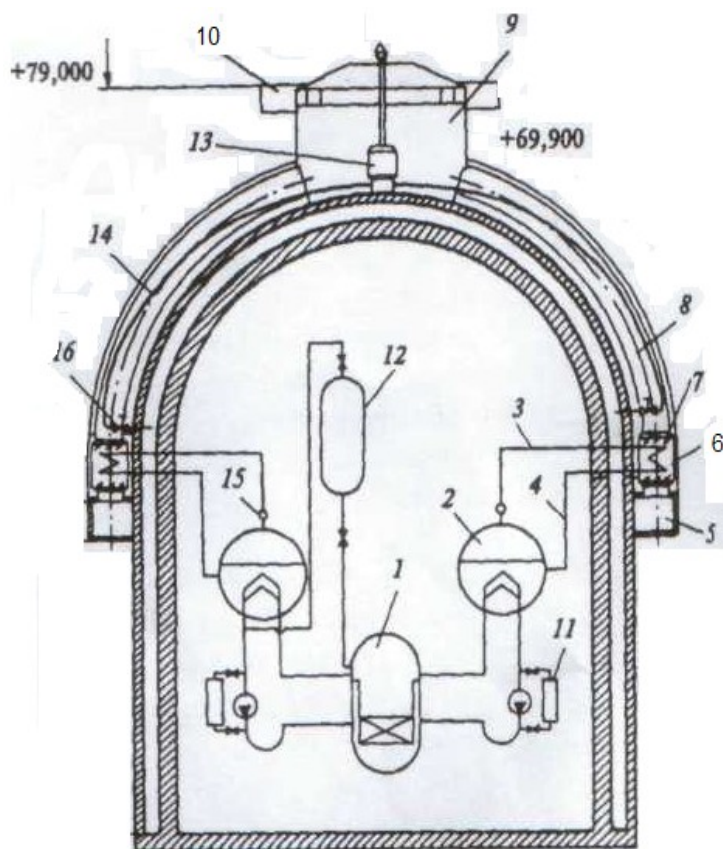


Рис. 2.57. Принципиальная схема пассивных систем:  
 1 - реактор;  
 2 - парогенератор;  
 3 - трубопровод подвода пара к СПОТ;  
 4 - трубопровод отвода конденсата;  
 5 - входной кольцевой коллектор;  
 6 - теплообменник СПОТ;  
 7 - затворы и шиберы СПОТ;  
 8 - тяговая шахта СПОТ;  
 9 - выходной коллектор СПОТ;  
 10 - дефлектор;  
 11 - система быстрого ввода бора;  
 12 - гидроемкость второй ступени (ГЕ-2);  
 13 - фильтровальная установка;  
 14 - труба-теплообменник пассивной системы фильтрации (ПСФ);  
 15 - паровой коллектор;  
 16 - вентиль ПСФ.

Все эти системы предотвращают переход запроектных аварий в тяжелую стадию, обеспечивают локализирующие свойства контайнмента и ограничивают количество радиоактивных выбросов от АЭС.

Ниже приводится описание отдельных систем безопасности.

Система гидроемкостей 1-ой ступени (ГЕ-1) обеспечивает подачу борной кислоты с концентрацией 16 г/кг в реактор для охлаждения активной зоны и ее залив при авариях с потерей теплоносителя и падении давления в 1-ом контуре ниже 5,9 МПа. Система ГЕ-1 включает бак с запасом воды 200 м<sup>3</sup>, трубопроводы и арматуру. Трубопроводы от гидроемкостей подсоединены непосредственно к реактору. Каждая емкость отделена двумя обратными клапанами от реактора. Гидроемкости находятся под давлением азота. Система гидроемкостей 2-ой ступени ГЕ-2 подает в реактор борированную воду с концентрацией 16 г/кг в течение не менее 24 часов. Система включается в работу при течах 1-го контура и снижении давления в реакторе ниже 1,5 МПа. Общий объем воды в гидроемкостях составляет 960 м<sup>3</sup>, система состоит из 4-х групп гидроемкостей. В каждой группе по 2 емкости. Предусматриваются 4 ступени подачи раствора с различной продолжительностью и расходом воды из каждой ступени.

Система пассивного отвода теплоты работает в случае запроектных аварий с потерей всех источников электроснабжения переменного тока. В

случае течи 1-го контура эта система совместно с гидроемкостями 2-ой ступени обеспечивает отвод остаточных тепловыделений. Система состоит из 4-х независимых каналов (по одному на каждый парогенератор). Каналы включают в себя 4 теплообменника-конденсатора, трубопроводы пароконденсатного тракта с арматурой и тракт воздухопроводов с шиберами. Пар поступает в теплообменник СПОТ из паропровода каждого парогенератора. Конденсация пара осуществляется забираемым из атмосферы вне оболочки воздухом. В режиме ожидания система прогрета до уровня температур 2-го контура, так как пароконденсатный тракт системы постоянно подключен к паропроводу парогенератора. До и после каждого теплообменного модуля СПОТ имеются шиберы-затворы по воздуху, открывающиеся по сигналу обесточивания.

Система пассивной фильтрации (ПСФ) протечек из внутренней оболочки включает теплообменные каналы и фильтр с вытяжной трубой. При нормальной эксплуатации реакторной установки межоболочечное пространство вентилируется штатной системой, а арматура, соединяющая это пространство с теплообменными каналами, и затворы находятся в закрытом положении. При аварийных течах из реакторной установки во внутренней оболочке повышается давление, и возникают протечки радиоактивной среды в межоболочечное пространство, где штатная система вентиляции поддерживает разряжение и направляет протечки к фильтру системы нормальной эксплуатации. При отказе штатной системы вентиляции разряжение в межоболочечном пространстве создается ПСФ. Включение последней в работу требуется не позже, чем через 30 минут после начала аварии.

Горячий воздух, проходящий в шахтах и омывающий теплообменные каналы, осушает протечки, испаряет содержащуюся в протечках влагу и нагревает сами протечки. В результате в элементах 13 и 14 ПСФ возникает гравитационная конвекция, создающая разряжение в межоболочечном пространстве по отношению к давлению в окружающей среде. Фильтр ПСФ обеспечивает очистку протечек от радиоактивных аэрозолей на 99,97 %, от молекулярного йода на 99,90 % и от органических форм йода (метилиодида) – на 99 %. Пассивной системой защиты является и контайнмент, выполненный в виде двойной оболочки. Внутренняя оболочка выполнена из предварительно напряженного железобетона со стальной внутренней герметизирующей обшивкой и локализует радиоактивные вещества, образующиеся при разрывах трубопроводов 1-го контура. Проектная утечка из внутренней оболочки составляет 0,3 % объема среды в сутки при максимальном проектном давлении. Объем внутренней защитной оболочки 65000 м<sup>3</sup>, объем межоболочечного пространства 18000 м<sup>3</sup>. Внешняя оболочка обеспечивает защиту от внешних воздействий.

Разработки корпусных реакторов повышенной безопасности проводились и в США. Так, фирма «Дженерал Электрик» по контракту с Министерством Энергетики США проводит разработку реактора бассейного типа PRISM с внутренней безопасностью. Реактор располагается в подземном бассейне, залитом натрием. В бассейне расположены три реакторных модуля, работающих на один турбогенератор. Мощность всей установки 465 МВт(э).

Управление как реактором, так и всей установкой автоматизировано. Система контроля и управления реактора выполнена по особым требованиям надежности и на ее работу не может воздействовать ни сам оператор, ни система управления блоком. Три реакторных модуля могут работать как один энергоблок, так и отдельно, т.е. 1 модуль может находиться на перегрузке, а остальные 2 работать совместно. Система регулирования содержит 6 приводов регулирующих стержней, вводимых в активную зону, как для снижения мощности, так и для поддержания температуры натрия в определенных границах. Каждый привод имеет два механизма сброса: один обеспечивает гравитационное введение стержня в активную зону за 2 секунды, другой - принудительный ввод стержня за 18 сек с развитием усилия до 900 кг. Активная зона реактора имеет значительный отрицательный температурный коэффициент реактивности. Это, в случае расхолаживания реактора за счет естественной циркуляции, обеспечивает его безопасность в аварийных ситуациях, а именно:

- потеря теплоносителя промконтура и остановка насосов 1-го контура при работе на номинальной мощности;

- извлечение всех регулирующих органов на полной мощности реактора с одновременным осушением парогенераторов.

Для ограничения реакции между натрием и водой имеются специальные детекторы утечек натрия, специальная система вентиляции для быстрого удаления пара, образующегося в случае аварии парогенератора.

Предполагается использование специального уран-плутоний-циркониевого металлического топлива либо уран-плутоний-оксидного топлива. Проектный КВ составляет 1,14 и может быть увеличен до 1,25.

В США также разработан энергоблок повышенной безопасности AP-1000. Этот блок имеет двухконтурную схему с реактором типа PWR мощностью 1000 МВт(э) с пассивными характеристиками безопасности и существенными упрощениями, направленными на улучшение строительства, эксплуатации и обслуживания. Основная особенность блока AP-1000 – простота. Блок имеет на 60 % меньше клапанов, на 75 % меньше трубопроводов, на 80 % меньше управляющих кабелей, на 35 % меньше насосов и на 50 % меньший объем сейсмостойкого здания, чем обычный реактор PWR.

Система безопасности AP-1000 включает в себя пассивный впрыск воды в 1-ый контур, пассивный отвод остаточного тепловыделения и пассивное охлаждение гермооболочки. Пассивные системы не только повышают безопасность – они также упрощают системы нормальной эксплуатации, их обслуживание и эксплуатацию, облегчают лицензирование, уменьшают объем действий оператора в случае маловероятной аварии. Пассивные системы безопасности используют только естественные силы (силу тяжести, естественную циркуляцию, сжатый газ и т.п.). Эти системы безопасности не нуждаются в насосах, вентиляторах, дизелях, холодильниках или другом механическом оборудовании, т.е. отсутствует необходимость в источниках переменного тока, обеспечивающих безопасность. При автоматическом

включении систем безопасности регулирование производится несколькими простыми клапанами: питание им требуется, чтобы находиться в закрытом нормальном положении. Потеря питания приводит к их открытию и осуществляется за счет пружин, сжатого газа или аккумуляторов.

Система охлаждения реактора состоит из 2-х контуров. Каждый контур включает парогенератор, два ГЦН, одну горячую нитку и две холодные для циркуляции теплоносителя. Имеется также компенсатор давления, соединительные трубопроводы, клапана и КИП. Оборудование реактора и парогенераторов расположено в гермооболочке, остальное - во вспомогательном здании. Оба эти здания расположены на одной сейсмостойкой конструкции, что снижает сейсмическое воздействие. Все основные компоненты установки AP-1000 проверены на работающих реакторах, кроме ГЦН, являющихся небольшим усовершенствованием проверенных насосов. Конструкция реактора и парогенератора по существу такая же, как у реакторов и парогенераторов фирмы Westinghouse, за исключением того, что вместо 3-4 петель используются две. В активной зоне применяются решетки из сплава Zircaloy, съемные головки ТВС и достигается большее выгорание. Активная зона AP-1000 содержит 157 ТВС размером 17x17 длиной 4,27 м. Зона имеет 15 % запас до кризиса теплоотдачи при авариях с потерей теплоносителя. Активная зона реактора AP-1000 очень схожа с активными зонами реакторов DOEL-3 и TИHANGE-4.

Парогенераторы основаны на стандартной технологии Westinghouse model-F. В настоящее время в мире работает 75 парогенераторов, имеющих высокий уровень надежности. Этот уровень обусловлен следующими усовершенствованиями: трубные доски выполнены из нержавеющей стали; теплообменные трубки выполнены из термообработанного коррозионно-стойкого сплава Inconel-690; применены антивибрационные дистанционирующие решетки для уменьшения износа трубок; усовершенствованы главные и вспомогательные влагоотделители в парогенераторах. Трубки в ПГ установлены в вершинах равносторонних треугольников. В AP-1000 применяются 2 парогенератора модели Delta-125. Два таких парогенератора установлены на АЭС АНО в США. В AP-1000 применяются герметичные насосы для обеспечения циркуляции теплоносителя. Для холодного пуска применяется контроллер изменения скорости насоса с целью компенсации изменения плотности воды. При работе на мощности контроллер отключается. С целью уменьшения перепада давления в контуре, упрощения конструкции фундамента, опор парогенератора, насосов и трубопроводов всас насоса интегрирован в канал парогенератора.

## **2.6. Водоводяные кипящие реакторы**

Второй тип водоводяных реакторов, получивший значительное распространение в мировой ядерной энергетике, - водоводяные кипящие



реакторы, известные в СНГ под аббревиатурой ВК, за рубежом - ВWR. В таких реакторах в активной зоне образуется пароводяная смесь, затем в самом же корпусе реактора осуществляется сепарация пара, направляемого далее на турбину. Развитие этого типа реакторов связано с крупной фирмой США - "Дженерал Электрик", опубликовавшей в конце 60-х гг. 20-го века прейскурант цен на реакторы такого типа. Предполагалось, что АЭС с такими реакторами окажутся более дешевыми, чем АЭС с реакторами PWR. Действительно, такие АЭС являются одноконтурными, в них отсутствует промежуточное звено - парогенератор с большими поверхностями нагрева. Это упрощает схему АЭС, позволяет несколько повысить температуру и давление пара, следовательно, повышается КПД и снижаются капиталовложения. Кроме того, давление в корпусе реактора ВК намного ниже, чем в корпусе ВВЭР, а значит, и корпус легче изготовить. Он может быть изготовлен на месте монтажа из более тонких обечаек либо из предварительно напряженного железобетона. Большим преимуществом реакторов ВК является их саморегулируемость: при повышении мощности увеличивается паросодержание в активной зоне и замедляющая способность воды падает.

При создании первых типов реакторов ВК были опасения, связанные с возможностью выноса радиоактивности из реактора и загрязнением всего контура, а также в связи с образованием пара в активной зоне - гидродинамической и резонансной нестабильностью. Под последней понимается пульсация нейтронного потока: Однако эти опасения были значительно преувеличены: опыт работы первых реакторов ВК показал возможность создания таких установок и их надежную работу.

Кипение воды в активной зоне обуславливает следующие особенности реакторов ВК:

- более низкие критические нагрузки, чем в ВВЭР, так как  $Q_{кр}$  падает с ростом паросодержания;
- большая неравномерность энерговыделения по высоте активной зоны;
- в 1,5-2 раза меньшая удельная энергонапряженность (на единицу объема активной зоны);
- большие значения содержания кислорода и водорода в воде, так как реакцию радиолитического распада труднее подавить и, следовательно, более высокая коррозионная активность теплоносителя.

В связи с необходимостью сепарации пара и тем обстоятельством, что растворенные в воде газы выделяются и собираются в верхней части корпуса, реакторы ВК имеют определенные конструктивные особенности. Это корпусные реакторы. Они делятся на две группы: с естественной циркуляцией теплоносителя и с принудительной циркуляцией. Реакторы небольшой мощности, как правило, с естественной циркуляцией. Это реакторы прототипные, созданные для отработки конструкции и получения опыта эксплуатации. Такие реакторы строились в конце 50-х - начале 60-х гг. Крупные энергетические реакторы с кипением теплоносителя строятся с принудительной циркуляцией. Удельная энергонапряженность реакторов с естественной циркуляцией примерно в 2 раза

ниже, чем в реакторах с принудительной циркуляцией. Движение теплоносителя при естественной циркуляции осуществляется за счет разности плотностей жидкости в подъемном и опускном участках. Принудительная циркуляция обеспечивается насосами, расположенными вне или внутри корпуса реактора. Органы регулирования СУЗ обычно располагаются снизу и входят в активную зону с помощью гидравлического или электрогидравлического привода. Питательная вода подается непосредственно в реактор через нижний ряд патрубков, смешивается с водой опускного участка и поступает под активную зону. В результате на входе в активную зону вода недогрета до температуры кипения и вначале подогревается до состояния кипящей жидкости на экономайзерном участке, а затем уже кипит на участке объемного кипения. Для стабильной работы реактора массовое паросодержание на выходе из активной зоны не превышает 15-20 %. Сепарация пара обычно двухступенчатая: вначале гравитационная, а затем в турбосепараторах или в жалюзийных сепараторах. Возможно применение обоих указанных типов. Опыт работы кипящих реакторов показал, что пар, получаемый в таких реакторах, не обладает высокой радиоактивностью, и само оборудование (трубопроводы и корпус турбины) является достаточной защитой. Однако оборудование, в котором находится вода (конденсатор, теплообменники регенеративной системы, питательные насосы), необходимо располагать в специальных боксах. Выделяющиеся из воды радиоактивные газы направляются на специальную установку подавления активности (УПАК), а отсасываемые из конденсатора газы поступают на специальные аппараты дожигания водорода. Повышенные требования предъявляются к чистоте конденсата после конденсатора. Так как в конденсаторе возможны протечки охлаждающей воды и, следовательно, засоление конденсата с последующим попаданием солей в реактор, обязательна установка обессоливания - блочная обессоливающая установка (БОУ). Таким образом, повышенная защита оборудования, большой объем активной зоны значительно повышают стоимость АЭС с реакторами ВК и практически ликвидируют экономические преимущества реакторов этого типа по отношению к реакторам ВВЭР.

Принципиальная схема реактора ВК приводится на рис. 2.58. В этом реакторе вода подается в напорную камеру I под активную зону через патрубок 14, частично испаряется, и пароводяная смесь поступает в камеру II, затем проходит через центробежный сепаратор 5 и поступает в камеру отсепарированной воды и влажного пара III. Далее пар проходит через жалюзийный сепаратор 2 и поступает в полость сухого пара IV и через патрубки 4 отводится к турбине. Отсепарированная вода через патрубок 9 отводится к ГЦН.

В СНГ опытно-промышленная АЭС с реактором ВК была пущена в 1965 г. в Димитровграде и предназначалась для накопления опыта эксплуатации и исследования кипящих реакторов. Вначале предполагалась работа реактора с парогенератором, куда поступала насыщенная вода. Однако в процессе эксплуатации выяснилось, что наличие парогенератора не дает преимуществ, в том числе и по активности пара; станция была переведена полностью на одноконтурную схему, и парогенераторы были отключены.

Активная зона реактора состоит из 85 шестигранных ТВС, аналогичных ТВС 1-го блока реактора НВАЭС. ТВС состоит из 126 ТВЭЛов диаметром 10,2 мм, содержащих таблетки с двуокисью урана, обогащенные по  $^{235}\text{U}$  до 2 %. Корпуса ТВС и оболочки ТВЭЛов выполнены из циркониевого сплава. В кипящих реакторах в связи со значительно меньшей плотностью воды, чем в реакторах ВВЭР, водно-урановое соотношение примерно в 1,5 раза больше. Регулирование и компенсация избыточной реактивности осуществляются такими же регулируемыми сборками, как и в реакторах ВВЭР первого поколения.

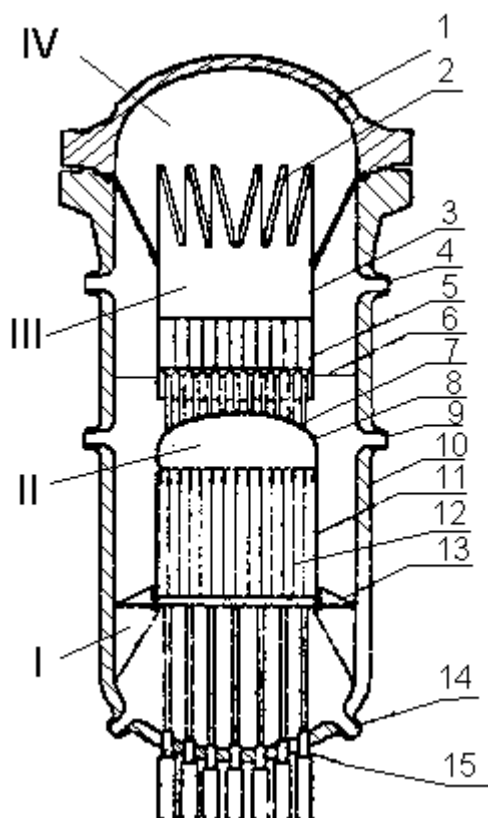


Рис. 2.58. Принципиальная схема кипящего реактора:

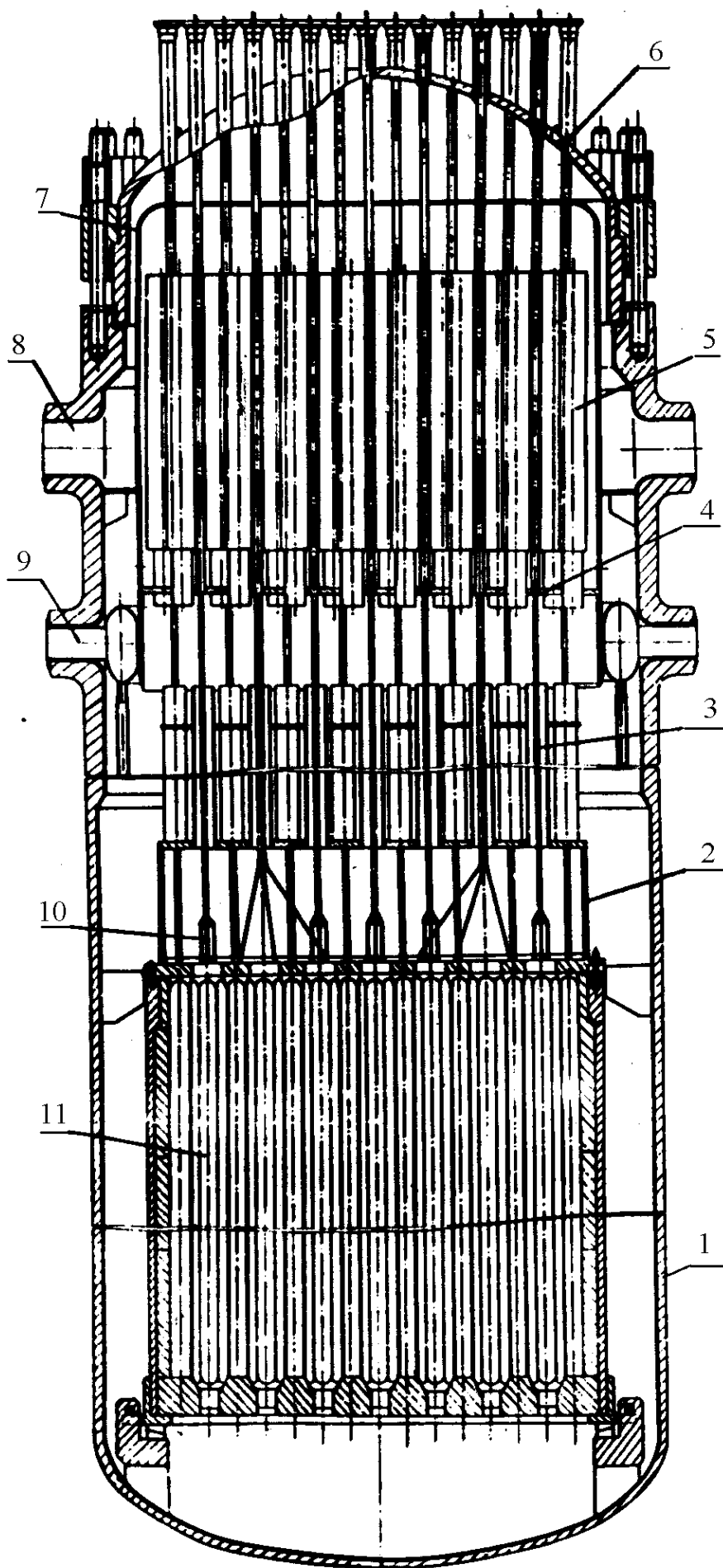
- 1 - крышка реактора;
- 2 - жалюзийный сепаратор;
- 3 - блок сепараторов;
- 4 - отвод пара; 5 - центробежный сепаратор;
- 6 - уровень воды;
- 7 - вход в сепаратор;
- 8 - крышка пароводяной камеры;
- 9 - отвод воды;
- 10 - корпус реактора;
- 11 - корзина активной зоны;
- 12 - ТВС;
- 13 - опора корзины;
- 14 - подвод воды;
- 15 - приводы СУЗ.

Циркуляция естественная, приводы СУЗ размещены в герметичных чехлах, расположенных на верхней плоской съемной крышке реактора. Сепарация пара внутри корпуса гравитационная. Внутри корпуса под и над активной зоной имеются защитные трубы, назначение которых то же, что и в ВВЭР. Диаметр активной зоны 1,8 м, высота 2 м, удельное энерговыделение 26 МВт/м<sup>3</sup>, давление в корпусе реактора 6-10 МПа, тепловая мощность 140 МВт, топливная загрузка 12 т, расход циркуляционной воды 2000 т/ч, массовое паросодержание на выходе из активной зоны 15 %, выход пара из реактора 220 т/ч, турбина работает при давлении пара 2,9 МПа на насыщенном паре. Давление в корпусе реактора было снижено до 6 МПа, выходящий из реактора пар дросселируется до 3 МПа.

Для проектируемых в 80-х годах АТЭЦ, сооружение которых после Чернобыльской аварии было приостановлено (проектировались АТЭЦ в Одессе, Минске и Харькове), был выполнен проект реактора ВК-500. Такой реактор размещался в корпусе из предварительно напряженного железобетона, работал на естественной циркуляции, давление в корпусе реактора составляло 7 МПа. В

корпусе реактора в зазоре между шахтой и внутренним металлическим корпусом размещались парогенераторы. Пароводяная смесь, образующаяся в активной зоне реактора, поднималась вверх внутри тягового участка, сепарировалась под действием гравитации над уровнем воды, через окна в шахте поступала в зазор и омывала сверху вниз поверхность парогенератора. В нижнюю часть парогенератора поступала также неотсепарированная вода после активной зоны. Таким образом, турбина работала на нерадиоактивном вторичном паре, что для теплофикационных установок весьма важно. Проект не был осуществлен в связи с отказом от сооружения АТЭЦ. За рубежом реакторы ВК проектируются на мощность 1200-1300 МВт. Такое повышение мощности достигнуто за счет принудительной циркуляции, перехода с гравитационной на принудительную сепарацию и переходом на толстостенные металлические корпуса диаметром 6-7 м. Высота корпуса реактора достигает 20-22 м, толщина стенки 160 мм, что меньше, чем в ВВЗР в связи с меньшим давлением, и существенно упрощает сварку и контроль качества на заводах-изготовителях. Транспортировка корпуса осуществляется водным путем. Удельное энерговыделение доходит до 50 МВт/м<sup>3</sup>. Приводы СУЗ снизу. Дополнительным преимуществом такого расположения является и то обстоятельство, что в защитных трубах СУЗ исключается накопление гремучей смеси, всплывающей в паровое пространство реактора. Циркуляция теплоносителя осуществляется как струйными насосами, так и центробежными, подающими воду для работы струйных насосов. Эти центробежные насосы могут размещаться как внутри корпуса (фирма AEG, ФРГ), так и снаружи корпуса (фирма "Дженерал Электрик", США). Кассеты зарубежных реакторов с плотной оболочкой, квадратные, диаметры ТВЭЛов до 15 мм, в качестве выгорающего поглотителя используется окись гадолиния, интегрированная с топливом.

Несмотря на то, что в СНГ кипящие реакторы большой мощности не строятся, проработка соответствующих проектов в ведущих научно-исследовательских институтах (НИКИЭТ, РНЦ "Курчатовский институт", НПО ВНИПИЭТ) и СКВ "Ижорский завод" продолжается. Это объясняется, прежде всего тем, что сам принцип работы и типовые решения кипящих реакторов способствуют достижению свойств повышенной безопасности. Как уже указывалось, это всережимная естественная циркуляция теплоносителя, что позволяет обойтись без ГНЦ и парогенераторов, низкое давление в корпусе, объемное кипение воды, обеспечивающее оптимальные обратные связи реактивности с паросодержанием и мощностью, и исключение повышения температуры при росте мощности. Недавно опубликованный проект корпусного кипящего реактора повышенной безопасности (рис. 2.59), выполненный перечисленными организациями, предусматривает дополнительные меры по безопасности, которые сводятся к следующему:



- повышенные проектные запасы для определяющих параметров реакторной установки по линейной мощности ТВЭЛов и температуре топлива (300 Вт/см и 1300 °С против 450 Вт/см и 1900 °С и выше в современных ВВЭР и ВК), что исключает выход осколков деления топлива из матрицы под оболочку ТВЭЛа;

Рис. 2.59. Кипящий реактор повышенной безопасности:

- 1 - корпус;
- 2 - общая камера тягового участка;
- 3 - индивидуальный тяговый участок;
- 4 - погружной дырчатый лист;
- 5 - циклонный сепаратор;
- 6 - крышка корпуса;
- 7 - распределительный лист;
- 8 - паровой патрубок;
- 9 - патрубок питательной воды;
- 10 - привод СУЗ;
- 11 - ТВС.

– наличие железобетонного страховочного корпуса, локализирующего утечки при разгерметизации реактора и 1-го контура до отсечных задвижек, благодаря чему активная зона остается залитой водой при любых разрывах корпуса реактора и 1-го контура;

– в корпусе реактора отсутствуют отверстия, расположенные ниже верхней отметки активной зоны;

– системы безопасности физически разделены, что предотвращает их одновременное разрушение в аварийных ситуациях;

– использование защитной оболочки или подземное размещение АЭС для защиты от внешних воздействий;

– быстродействующие отсечные клапаны и отсечные устройства на трубопроводах пара к турбине, ограничивающие попадание пара в машинный зал при разгерметизации трубопроводов за защитной оболочкой;

– сухая ловушка в нижней части страховочного корпуса для приема расплавленных элементов активной зоны при гипотетичных авариях;

– турбопривод аварийного питательного насоса, работающего на паре 1-го контура;

– большие водяные зазоры (500 мм) между активной зоной и стенкой корпуса, обеспечивающие флюенс нейтронов на стенку корпуса до  $1,5 \cdot 10^{17} \text{ см}^{-2}$ , что в 400 раз меньше значения, при котором возможно хрупкое разрушение корпуса ( $5-6 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$ ).

Таким образом, срок службы такого реактора значительно выше, чем у имеющихся ВВЭР.

Принятые решения обуславливают низкую энергонапряженность активной зоны -  $28 \text{ МВт/м}^3$  и, следовательно, большие габариты корпуса (наружный диаметр 4,58 м; высота 12,4 м; вес 150 т) и активной зоны (диаметр 3,4 м; высота 3,5 м). Хотя в руководствах МАГАТЭ и в других нормативных документах наличие сухой ловушки не требуется, если нет вероятности расплавления активной зоны, такая ловушка в этом проекте все же предусмотрена. Она представляет собой два барьера, последовательно расположенных на пути расплава к фундаменту и размещаемых в нижней части страховочного корпуса. Первым барьером является охлаждаемый пол страховочного корпуса: под стальным листом размещен слой высокотемпературной изоляции, в которой размещаются трубы теплоотвода, связанные контуром естественной циркуляции с баком запаса воды (например, стальные трубы в силуминовых блоках). Вторым барьером, размещенный под этим теплообменником, представляет собой слой теплоаккумулирующей керамики с температурой плавления 2000-3000 °С.

Для очистки радиоактивных выбросов 1-го контура предусматривается установка подавления активности с угольным сорбентом при низкой температуре, опробованная на установке ВК-50. Она обеспечивает высокую степень очистки и задерживает продукты деления Кг и Хе до того, как из них образуются твердые вещества Sr, Cs, Се, оседающие на поверхностях оборудования и затрудняющие ремонт.

Конструкция реактора базируется на проверенных решениях. Активная зона состоит из 151 ТВС. В каждой имеется 120 ТВЭЛов диаметром 13,6 мм и толщиной циркониевой оболочки 0,9 мм, расположенных с шагом 18,7 мм; 25 трубок, идентичных оболочкам ТВЭЛов и заполненных медленно циркулирующей водой; 18 ТВЭЛов-ПЭЛов, в которых в топливо включен выгорающий поглотитель - оксид гадолиния и шесть заполненных водой трубок 18x1 мм, в которых перемещаются ПЭЛы рабочих органов СУЗ. 6 стержней СУЗ объединяются в кластер и образуют один рабочий орган. В качестве поглотителя используется карбид бора плотностью 1,4 г/см<sup>3</sup>, длина поглотителя равна высоте активной зоны. Органы СУЗ извлекаются вверх, приводы находятся сверху, ход СУЗ на 300 мм больше высоты активной зоны. В каждой ТВС находится либо орган СУЗ, либо датчик контроля энерговыделения. Шесть органов СУЗ, расположенных на одной окружности, предназначены для двух автоматических регуляторов, 9 - для группы АЗ, остальные для ручного регулирования реактивности и аварийной защиты реактора при длительных остановках и возможных положительных эффектах реактивности. Тяговый участок контура циркуляции выполнен в виде блока индивидуальных тяговых труб. Над ним происходит разделение фаз: пар выходит в паровое пространство, затем очищается в циклонных сепараторах и за счет гравитационных сил в верхней части корпуса, вода же поступает в состоянии насыщения в опускной участок.

Циклонные сепараторы размещаются на погружном дырчатом листе. Удельная паровая нагрузка на поперечное сечение достаточно велика - 90 т/(м<sup>2</sup> · ч), влажность пара на выходе из корпуса - не более 0,1 % по массе, выработка пара 1720 т/ч, тепловая мощность реактора 900 МВт, электрическая - 240 МВт при выдаче теплоты для теплоснабжения 435 МВт либо 300 МВт(э) на конденсационном режиме. Значительный опыт работы на ВК-50 и отработка там основных проектных решений позволяют надеяться, что для осуществления проекта не потребуется проводить большой объем экспериментов, за исключением отработки отдельных вопросов - перепускные клапаны, отсечные устройства и др., которые не могут быть испытаны на ВК-50. Единственным элементом конструкции, не применявшемся в отечественном реакторостроении, является страховочный железобетонный корпус, хотя модель такого корпуса в 1/3 натуральной величины при 10 МПа и 300 °С была испытана на стенде еще в 1980 г. При подземном расположении АЭС с таким реактором она обеспечивает безопасность окружающей среды даже в случае обстрела боевым оружием или при диверсионных актах. Переход на большую мощность (3500 МВт) потребует увеличения диаметра корпуса и доставки его к месту строительства автомобильным или водным транспортом. Представляется, что такие реакторы найдут в будущем достаточно широкое применение и явятся перспективным типом водо-водяного реактора.

## **2.7. Реакторы атомных станций теплоснабжения**

Использование атомной энергии не только для выработки электроэнергии, но и для теплоснабжения является одним из наиболее эффективных путей экономии

органического топлива, а для ряда стран, испытывающих дефицит органического топлива, - единственным экономичным направлением развития энергетики. Кроме того, переход на использование атома для теплоснабжения значительно снижает выброс продуктов сгорания в окружающую среду и улучшает экологическую обстановку в местах сосредоточения населения. Поэтому, наряду с АТЭЦ в начале 80-х годов достаточно активно как в СССР, так и в некоторых зарубежных странах (Франция, Финляндия) разрабатывались атомные станции теплоснабжения. Такие станции должны размещаться вблизи жилой застройки и поэтому основное требование к ним - предельная безопасность. Было начато строительство АСТ в Нижнем Новгороде и Воронеже, и к 1986 г. значительная часть работ была выполнена. Однако чернобыльская авария, явившаяся переломным моментом в развитии ядерной энергетики, естественно, затормозила строительство и заставила пересмотреть некоторые проектные решения. Проведенные проработки показали, что АСТ с двумя реакторами суммарной тепловой мощностью 1000 МВт позволяет удовлетворить потребность в тепловой энергии района с населением до 400000 чел., экономя ежегодно до  $7 \cdot 10^5$  т условного топлива. Проекты АСТ выполнены с использованием водо-водяных реакторов с водой под давлением или кипящих, причем и температура и давление в реакторном контуре значительно ниже, чем в реакторах, используемых на АЭС. Как правило, схема установки трехконтурная, причем давление в промежуточном контуре выше, чем давление в реакторе и теплосети. Сравнительные характеристики различных проектов АСТ приводятся в табл. 2.7.

Таблица 2.7

Сравнительные характеристики проектов АСТ

Параметры	АСТ-500	АСТ «Secure»	АСТ «Thermos»	АСТ Siemens
Тепловая мощность реактора, МВт	500	200	100	200
Температура теплоносителя на входе в реактор, °С	131	93	130	158
То же на выходе из акт. зоны, °С	208	140	140	198
Давление теплоносителя, МПа	2,0	0,7	0,85	1,5
Циркуляция в 1-м контуре	Ест.	Принудительная		
Давление в промконтуре, МПа	1,2	1,6	1,0	2,0
Давление в сетевом контуре, МПа	2,0	0,8	0,8	0,5
Удельная энергонапряженность, МВт/м <sup>3</sup>	30	41	74	20
Число ТВС, шт.	121	144	96	180
Расход теплоносителя, кг/с	1550	190С	2600	1100

Остановимся подробнее на отечественном проекте. В состав реакторного блока входит водо-водяной корпусной реактор с интегральной компоновкой, заключенный в целях локализации аварий в страховочный кожух (рис. 2.60).



В корпусе реактора размещены активная зона и теплообменники промежуточного контура. Верхний объем реактора над уровнем теплоносителя выполняет функции компенсатора давления 1-го контура. Циркуляция теплоносителя естественная. Подъемная часть контура циркуляции включает участок с индивидуальными тяговыми трубами и общий тяговый участок, расположенный над ними. Через отверстия, расположенные в обечайке блока труб, обеспечивается раздача теплоносителя к теплообменникам, расположенным между обечайкой и корпусом реактора. Теплообменники трубопроводами 2-го контура объединены в 3 петли, которые при обнаружении неплотности трубных систем могут отсекаются по входу и выходу задвижками, расположенными на страховочном кожухе.

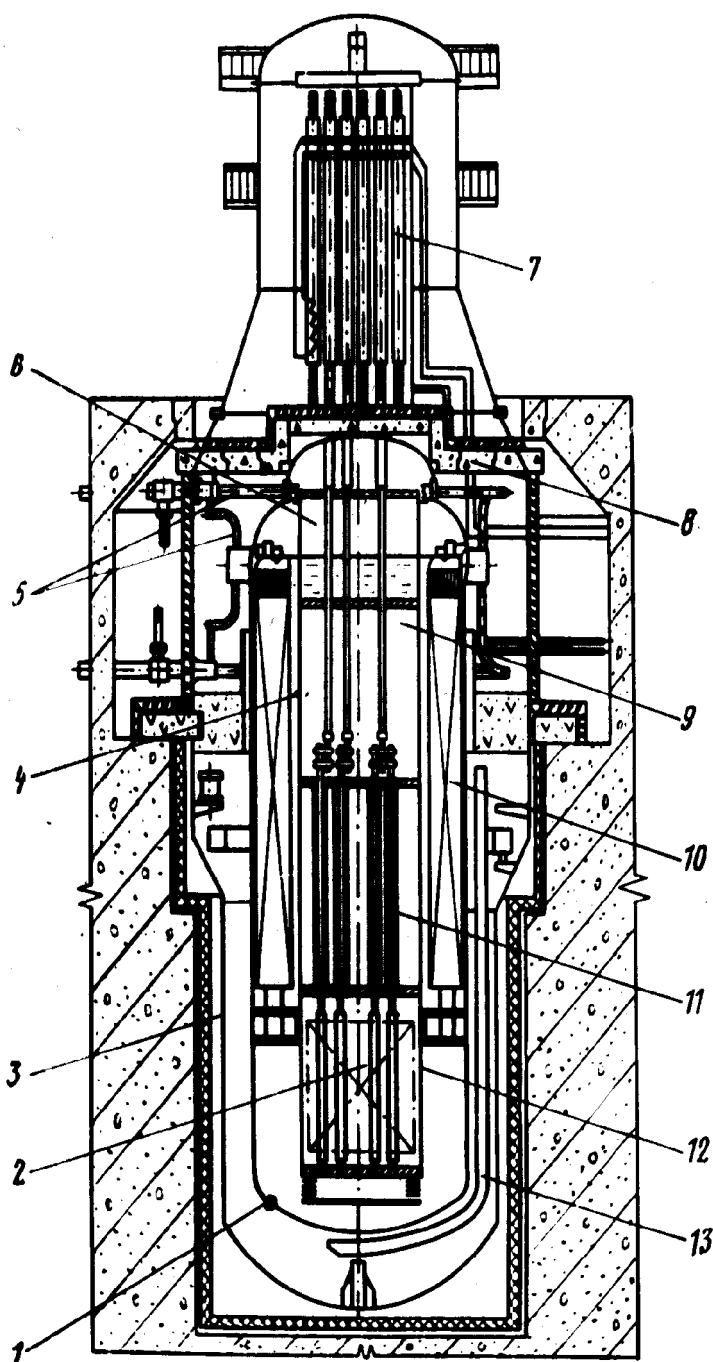


Рис. 2.60. Реакторный блок АСТ-500:

- 1 - реактор;
- 2 - активная зона;
- 3 - страховочный корпус;
- 4 - обечайка блока труб;
- 5 - трубопроводы 2-го контура;
- 6 - компенсатор давления;
- 7 - приводы СУЗ;
- 8 - радиационная защита;
- 9 - общий тяговый участок;
- 10 - теплообменник;
- 11 - индивидуальные тяговые трубы;
- 12 - внутрикорпусная шахта;
- 13 - поворотное устройство

Реактор внутри страховочного кожуха устанавливается на кольцевой опоре, во внутренних полостях которой размещается радиационная защита. Верхний пояс радиационной защиты размещается над крышкой реактора и над страховочным кожухом перекрывается железобетонными конструкциями шахты реактора. Теплообменник 1-го контура прямотрубный с движением теплоносителя 1-го контура в межтрубном пространстве. Активная зона набрана из 121 ТВС с шагом 243 мм. В каждой ТВС содержится пучок ТВЭЛов диаметром 13,6 мм. ТВС имеет шестигранный чехол из циркониевого сплава размером под ключ 233 мм толщиной 1,5 мм. ТВЭЛ имеет толщину оболочки из циркониевого сплава толщиной 0,9 мм, шаг ТВЭЛов 17,8 мм. В ТВС вместо шести ТВЭЛов установлены ПЭЛы такого же диаметра и материала оболочки, заполненные бочками бора в алюминиевой матрице. Вместо одного из ТВЭЛов в направляющей циркониевой трубе размещается зонд с термопреобразователями и датчиками нейтронного потока. Обогащение топлива в первой загрузке 1,0; 1,6; 2,0 %. Диаметр активной зоны 2,8 м; высота 3,0 м; в каждой ТВС имеется орган регулирования мощности. Он состоит из 18 подвижных поглощающих стержней, расположенных в направляющих трубках 18x1 мм, дистанционируемых в пучке вместе с ТВЭЛами. Сам поглощающий стержень представляет собой трубку из нержавеющей стали 12,5x1,2 мм, заполненную бочками из карбида бора. Поглощающие стержни трех или четырех кассет объединяются и образуют общий орган СУЗ. Всего 36 органов регулирования СУЗ, каждый из которых перемещается своим приводом. При отсутствии приводов поглощающие стержни закрепляются в ТВС в крайнем нижнем положении с помощью специальных стопорных устройств.

Большое внимание уделяется защите реактора. Защита реактора срабатывает при достижении аварийных уставок по мощности реактора, времени ее удвоения, при переопрессовке или разгерметизации 1-го контура, землетрясении или обесточивании станции, отключении оборудования АСТ, требующем вывода реакторной установки из работы, нажатии кнопок АЗ на блочном или резервном щите управления. Реакторная установка оборудована системой аварийного расхолаживания (САРХ), работающей тогда, когда отвод тепла от реактора в тепловую сеть или систему нормального расхолаживания невозможен. Петли САРХ подключены к петлям 2-го контура или к петлям сетевого контура.

Тепло отводится при естественной циркуляции охлаждающей воды из бака запаса воды через теплообменник расхолаживания и далее за счет испарения в атмосферу, причем запас воды в баках выбран из условия обеспечения отвода остаточного тепловыделения не менее чем в течение трех суток. Страховочный корпус установки обеспечивает безопасность при разгерметизации 1-го контура, его объем и конфигурация выбраны из условия обеспечения уровня теплоносителя в реакторе выше активной зоны. Предусмотрена система двойной запорной арматуры для отсечения трубопроводов 1-го контура в пределах страховочного корпуса при разгерметизации трубопроводов 1-го контура вне страховочного корпуса. Закрытие этой арматуры отсекает объем реактора от вспомогательных систем 1-го контура. Предусмотрена защита реактора от

внешних воздействий: падения самолета массой до 20 т со скоростью 700 км/ч и последующего пожара, от воздействия ударной волны с избыточным давлением во фронте до 0,05-1 МПа в течение 10 с. Реактор и все системы, связанные с 1-м контуром, размещаются в прочноплотных боксах, рассчитанных на внешнее воздействие и внутреннее давление, возникающее при истечении теплоносителя из оборудования и систем, потерявших герметичность. Защита систем, размещение которых в боксах невозможно из-за их габаритов и разветвленности, достигается их резервированием и рассредоточенностью. Предполагается, что принятые конструктивные и схемные решения обеспечивают достаточный уровень безопасности АСТ.

В зарубежных проектах АСТ основное внимание уделяется безопасности реактора и обеспечению аварийного охлаждения активной зоны. Так, например, во всех проектах реактор размещается ниже уровня земли, при аварийных ситуациях обеспечивается отвод тепла естественной циркуляцией теплоносителя, применяется интегральная компоновка оборудования, имеются, помимо металлического корпуса реактора, защитный герметичный корпус из предварительно напряженного железобетона (ПНЖБ), специальные теплообменники для отвода остаточного тепловыделения. Особенностью шведско-финского проекта АСТ Secure и французского АСТ Thermos является то, что металлический корпус реактора помещается в бассейн с борированной водой, находящейся при температуре 35...40 °С, служащей для отвода теплоты от активной зоны при разгерметизации 1-го контура. В этом же бассейне находится бак для хранения отработавшего топлива. Авторы проектов утверждают, что принятые решения способны обеспечить безопасность зоны при всех мыслимых аварийных ситуациях. Представляется, что помещение реактора в бассейн с холодной борированной водой значительной емкости (в проекте "Secure" емкость бассейна до 1200 м<sup>3</sup>) представляет дополнительную существенную гарантию безопасности.

В последнее время в Канаде и Швейцарии разрабатываются реакторы небольшой мощности. Канадский реактор (SDR) имеет мощность 10 МВт и представляет собой бак из нержавеющей стали в железобетонном корпусе, установленном ниже уровня земли. Бак заполнен водой, нагреваемой в активной зоне до 90 °С. В баке располагаются теплообменники 2-го контура, в которых вода подогревается до 85 °С и насосами подается для теплоснабжения зданий. Благодаря отрицательному температурному и паровому коэффициентам реактивности реактор саморегулируется и при повышении температуры воды в баке сверх 92 °С останавливается. Аварийная остановка реактора осуществляется впрыском раствора нитрита гадолиния.

В Швейцарии атомное теплоснабжение рассматривается как путь снижения загрязненности атмосферы. Поэтому, прежде всего, рассматривается отопление жилмассивов, расположенных вблизи крупных АЭС (Бецнау, Гасген). Конечно, отбор теплоты для целей теплоснабжения вызывает определенную недовыработку электроэнергии. Проведенные расчеты показали, что на каждый кВт·ч теплоты недовырабатывается 0,1-0,125 кВт·ч электроэнергии. Однако для районов, расположенных в радиусе 20-30 км от АЭС, при отсутствии органического

топлива в стране такое теплоснабжение экономически выгодно. При более дальнем теплоснабжении выгода теряется. Поэтому были проведены разработки специальных реакторов малой мощности для теплоснабжения (10-50 МВт). Вода для теплоснабжения греется в реакторной установке до 120 °С. В связи с близостью к жилым районам и необходимостью резкого снижения дозы облучения все разрабатываемые варианты имеют подземное расположение реактора, который устанавливается в бассейн с водой. Были рассмотрены три варианта (табл. 2.8). В установке SHR используется реактор типа BWR с естественной циркуляцией теплоносителя. Теплообменники расположены вверху в кольцевом зазоре между кожухом активной зоны и корпусом реактора.

В установке GHR применяется высокотемпературный реактор. Теплоноситель – гелий. Активная зона насыпная с шаровыми ТВЭЛами (диаметр 60 мм). 60 % шаров – ТВЭЛы, 4 % - ПЭЛы, 36 % – целиком графитовые. Во время работы реактора шары не двигаются. В каждом шаре 20 г тяжелого металла. Двоуокись урана обогащением 20 % находится в микросферах диаметром 900 микрон. Средняя энергонапряженность активной зоны 2 МВт/м<sup>3</sup>, регулирующие и аварийные стержни располагаются в отражателе. Графитовый отражатель толщиной 1 м, корпус из предварительно напряженного железобетона. Схема трехконтурная: гелий 1-го контура производит пар, который конденсируется в теплообменниках, нагревая воду, идущую на теплоснабжение.

Наконец, третий вариант – реактор «Гейзер», бассейнового типа. Бассейн глубиной 30 м, диаметром 2,5 м внизу и 6,2 м в верхней части. Мощность реактора регулируется изменением концентрации бора в воде первого контура. Любые нарушения в работе реактора приводят к перетечке воды из бассейна (высокое содержание бора) в 1-й контур, что вызывает остановку реактора. Топливо – обогащенная двоуокись урана. Активная зона находится на дне бассейна, температура воды в нем 130 °С. Образующийся пар конденсируется в протеплообменнике, нагревая воду для теплоснабжения.

Таблица 2.8

Характеристики швейцарских реакторов для теплоснабжения (проект)

Характеристика	Наименование проекта		
	SHR	GHR	Geysler
Тепловая мощность, МВт	10	10	10
Удельная мощность, кВт/л	14,1	2	35
Высота активной зоны, м	0,8	2	0,8
Топливная загрузка ( $UO_2$ )	1,5	0,6	0,8
Обогащение по ${}_{92}^{235}U$ , %	4,5	20	20
Средний коэфф. использ. мощности	0,5	0,5	0,5
Продолжительность кампании, лет	13,0	14,0	15,0
Циркуляция теплоносителя	Естеств.	Принудит.	Естеств.
Давление в реакторе, МПа	1,5	1,5	1,5
Температура теплоносителя на выходе, °С	189	450	156

## Контрольные вопросы

1. Чем объясняется широкое распространение водо-водяных ядерных реакторов?
2. Чем объясняется малая наведенная радиоактивность теплоносителя в реакторах типа ВВЭР?
3. Приведите достоинства и недостатки реакторов типа ВВЭР.
4. Приведите реакцию радиолиза воды.
5. Как подавить реакцию радиолиза воды и зачем это нужно?
6. Приведите средние показатели водного режима реакторов типа ВВЭР.
7. Из каких элементов конструктивно состоит реактор типа ВВЭР?
8. Из какого материала изготавливается корпус реактора ВВЭР?
9. Как осуществляется защита корпуса реактора ВВЭР от коррозии?
10. Как осуществляется уплотнение главного разъема в реакторах ВВЭР-440 и ВВЭР-1000?
11. Какие отличия в конструкции регулирующих органов реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000?
12. Приведите отличия в конструкции шахты у реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.
13. Как защищается корпус реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 от нейтронного потока?
14. Каково назначение БЗТ в реакторах ВВЭР?
15. Как демпфируются кассеты АРК в реакторах ВВЭР-440?
16. Как устроен ТВЭЛ в реакторах типа ВВЭР?
17. Каким газом и почему уплотняется ТВЭЛ в реакторах типа ВВЭР?
18. Зачем обогащается топливо в реакторах ВВЭР? Приведите примерную величину обогащения.
19. Как компенсируется термическое расширение ТВС в реакторах ВВЭР?
20. Обозначьте перспективы повышения мощности в реакторах ВВЭР сверх 1000 МВт(э).
21. Приведите перспективы повышения надежности реакторов типа ВВЭР.
22. Приведите назначение выгородки в реакторах типа ВВЭР.
23. Приведите основные тенденции в компоновке и оборудовании реакторов типа ВВЭР повышенной безопасности.
24. Приведите сравнительные преимущества и недостатки реакторов типа ВВЭР и ВК.
25. Приведите конструктивные отличия реакторов ВК и ВВЭР.
26. Приведите отличия в водных режимах реакторов ВК и ВВЭР.
27. Приведите конструкцию реактора ВК-500.
28. На какие участки делится канал кипящих реакторов?
29. Назовите особенности кипящих реакторов повышенной безопасности.
30. Назовите сравнительные особенности реакторов атомных станций теплоснабжения.

## **3. РЕАКТОРЫ С ГРАФИТОВЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ**

### **3.1. Общие положения**

Реакторы с графитовым замедлителем являются третьим по распространенности типом реакторов. Графит достаточно широко применяется в технике, хорошо обрабатывается, стоек в инертной среде до весьма высоких температур и имеет малое сечение поглощения нейтронов. В связи с этим в реакторах с графитовым замедлителем может применяться природный уран или низкообогащенное топливо. Коэффициент воспроизводства в таких реакторах может достигать до 1-1,1. Замедляющая способность графита меньше, чем у воды, и поэтому для получения спектра тепловых нейтронов графито-урановое отношение должно быть намного больше, чем водно-урановое. Поэтому графитовым реакторам свойственны большие размеры и малое удельное энерговыделение. К недостаткам графита относится также анизотропность свойств, горение при высокой температуре в воздушной среде, вступление в реакцию с углекислым газом, большая пористость. В качестве теплоносителя в таких реакторах используются вода, двуокись углерода и гелий. Конструктивно реакторы делятся на 2 группы:

- корпусные, использующие в качестве теплоносителя газы He и CO<sub>2</sub>;
- канальные, в которых в качестве теплоносителя применяется вода.

Канальные реакторы могут быть с перегружаемыми и неперегружаемыми каналами. В СНГ получили распространение канальные реакторы, за рубежом - корпусные.

### **3.2. Графитовые реакторы с водяным теплоносителем**

#### **3.2.1. Реакторы с перегружаемыми каналами**

Первым реактором такого типа явился реактор Первой АЭС, пущенный в июне 1954 г. в г. Обнинске Калужской обл. (Россия). Электрическая мощность АЭС была 5 МВт. Реактор состоял из графитовой кладки, размещенной в тонкостенном металлическом корпусе. Цилиндрическая активная зона диаметром 3 и высотой 4,5 м состояла из шестигранных графитовых кирпичей кладки, размером под ключ 120 мм. На периферии шестигранные кирпичи заменены секторами. В центре кирпича имеется отверстие диаметром 65 мм. Кирпичи образуют 151 колонну, в них размещается 128 топливных каналов и 23 канала для стержней управления. Количество секторных колонн равно 24. Они образуют отражатель толщиной 750 мм с шестью отверстиями для управляющих стержней. В каждом секторе есть отверстия, куда устанавливаются каналы охлаждения отражателя.

Кладка установлена на металлической плите с опорным кольцом, покоящейся на шести домкратах. С нижней стороны плиты имеются змеевики для ее охлаждения. Реактор размещается в железобетонной шахте и окружается

водяным баком биологической защиты. На фланце бака биозащиты устанавливается верхняя чугунная плита диаметром 3290 мм. Кожух приваривается к нижней плите и через компенсатор упирается во фланец. В плите выполнено 157 отверстий, соосных с отверстиями в кирпичах кладки, куда вставляются технологические каналы и каналы СУЗ. Для их установки на верхней плите имеются стояки с фланцами, к которым через уплотнительную прокладку крепятся вставляемые каналы. Подвод и отвод теплоносителя к каждому каналу осуществляется индивидуальными трубопроводами, размещенными между стоянками и соединенными с напорным и отводящим коллекторами. Сверху шахта реактора закрывается верхним защитным перекрытием, состоящим из отдельных чугунных плит. Канал реактора Первой АЭС представляет цилиндрическую конструкцию диаметром 65 мм и длиной 6,5 м, состоящую из головки, графитовых и стальных втулок, внутри которых проходят трубки и ТВЭЛы. От напорного коллектора теплоноситель подводится к верхней головке канала, откуда по трубке 15×0,6 мм подается вниз к хвостовику канала. В хвостовике теплоноситель распределяется по четырем периферийным трубкам 9×0,4 мм, на которые в пределах активной зоны надеты кольцевые топливные таблетки, закрываемые тонкой металлической трубкой и графитовой втулкой. Опускаясь вниз, вода охлаждает ТВЭЛы и графитовую кладку, отводя тепло, выделившееся в графите при замедлении нейтронов. Нагретая вода отводится от верхней головки канала к собирающему кольцевому коллектору. Материал канала - нержавеющая сталь, в качестве топлива использовался легированный металлический уран с пятипроцентным обогащением. Компенсация различных термических удлинений центральной и периферийных трубок осуществляется закруткой периферийных трубок в верхней части канала. При перегрузке реактора головка канала отсоединялась от подводящих и отводящих трубопроводов, и весь канал вынимался из активной зоны. Реактор был рассчитан на работу без кипения воды в активной зоне. Вода под давлением 10 МПа нагревалась до 280 °С и направлялась в парогенераторы, где генерировался пар, идущий в турбину.

Исследования, проведенные на реакторе Первой АЭС, показали, что охлаждение технологических каналов может проводиться достаточно эффективно как водой, так и паром; были отработаны конструкции и режимы эксплуатации канальных реакторов. Этот опыт лег в основу проекта следующего поколения канальных реакторов - реакторов Белоярской АЭС (БАЭС). Первый реактор БАЭС вошел в строй в конце 1964 г. Это был единственный в мире реактор с ядерным перегревом пара, достаточно надежно работающий до последнего времени. В основу конструкции этого реактора легла конструкция реактора Первой АЭС, но мощность его была уже в 20 раз больше, а КПД больше в 2 раза. Схема 1-го блока БАЭС существенно отличалась от схемы Первой АЭС. Здесь генерируемый в испарительных каналах реактора насыщенный пар поступал в сепаратор, где отделялся от воды и поступал в парогенератор «барабанного типа». Вода возвращалась в циркуляционный контур реактора, а генерируемый вторичный пар поступал на перегрев в перегревательные каналы, после чего направлялся в турбину. Мощность блока

100 МВт, реактора - 286 МВт. Параметры пара перед турбиной: 8,8 МПа, 500 °С. Это позволило использовать серийный надежно работающий турбоагрегат и получить КПД блока на уровне 35 %. Опыт работы 1-го блока БАЭС показал, что отсепарированный в сепараторе пар после испарительных каналов без заметного ухудшения радиационной обстановки может непосредственно направляться в перегревательные каналы и затем уже на турбину. Кроме того, мощность блока при тех же габаритах реактора может быть удвоена. Поэтому схема 2-го блока БАЭС одноконтурная, а КПД вырос до 37,74 %.

Реакторы обоих блоков по конструкции одинаковы. Реактор размещается в шахте с размерами в плане 15×15 м, боковые стенки которой являются одновременно биологической защитой от ионизирующих излучений реактора (рис. 3.1).

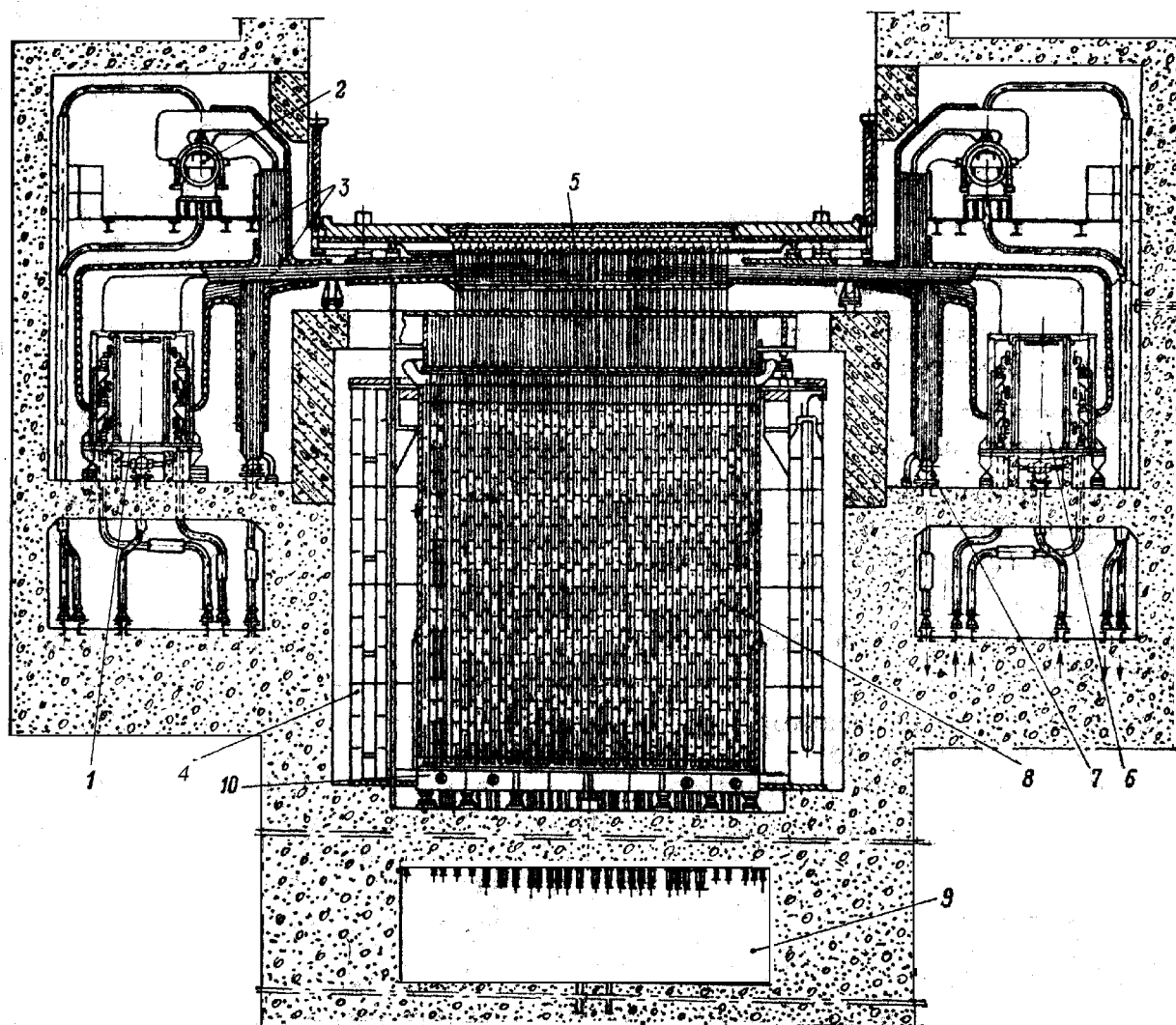


Рис. 3.1. Реактор 1-го и 2-го блоков Белоярской АЭС:

- |                              |                             |
|------------------------------|-----------------------------|
| 1 - помещение трубопроводов; | 6 - главный цирк. насос;    |
| 2 - сепаратор пара;          | 7 - водяной коллектор;      |
| 3 - помещение трубопроводов; | 8 - графитовая кладка;      |
| 4 - бак биозащиты;           | 9 - помещение приводов СУЗ; |
| 5 - верхнее перекрытие;      | 10 - нижняя плита           |



Внутри шахты устанавливается кольцевой водяной бак биологической защиты. Вода в баке воспринимает тепло кладки реактора и кожуха и является тепловой защитой бетона. На дне шахты устанавливаются опоры под нижнюю плиту, представляющую барабан коробчатого типа диаметром 10,5 м и высотой 600 мм, заполненный водой. На нижней плите устанавливается графитовая кладка, выполняемая из прямоугольных кирпичей с центральным отверстием 75 мм для технологического канала. Высота кирпичей в нижней части разная, а во всей остальной кладке одинаковая, составляющая 600 мм. Таким образом, исключается проскок нейтронов в горизонтальном направлении. Высота активной зоны 6 м, диаметр 7,2 м, толщина бокового отражателя 0,8 м, нижнего - 1,4 м, верхнего - 0,8 м. Над верхним отражателем установлена защитная смешанная кладка из чередующихся слоев графита и чугуна общей высотой 1,5 м. На кольцевом баке биологической защиты монтируется верхняя плита также коробчатого типа. К верхнему листу этой плиты привариваются трубы (стояки), в которые вставляются и крепятся технологические каналы. Нижним концом эти трубы заходят в чугунный блок, расположенный на верхнем кирпиче графитового столба кладки. Шахта закрывается перекрытием, состоящим из чугунных плит и коробов, заполненных залитой битумом чугунной дробью. Между верхней плитой и перекрытием находится разводка подводящих и отводящих трубопроводов, соединяемых с головками технологических каналов с помощью специальных калачей. Трубопроводы выведены на обе стороны реактора. Также с двух сторон реактора располагаются распределительные коллекторы воды и насыщенного пара, сборные коллекторы перегретого пара и над ними, выше головок рабочих каналов, - барабаны-сепараторы. Это обеспечивает естественную циркуляцию теплоносителя через активную зону при полном обесточивании блока при мощности 15-20 % от номинальной, создавая условия надежного охлаждения каналов реактора.

Технологические каналы реакторов БАЭС выполнены аналогично каналам Первой АЭС (схема технологического канала реактора БАЭС приводится на рис. 3.2), однако имеют и некоторые конструктивные отличия. Так, например, диаметр цилиндрической части канала 75 мм, длина испарительных каналов 13500 мм, перегревателей - 12900 мм, в испарительном канале имеется одна опускающая трубка  $20 \times 1$  мм и 6 подъемных  $12 \times 0,6$  мм.

Вокруг подъемных трубок устанавливаются кольцевые топливные таблетки, закрываемые наружной оболочкой  $20 \times 0,2$  мм. Компенсация различных термических удлинений центральной и периферийных трубок производится закруткой последних в нижней части канала. До 1972 г. такую же конструкцию имел и пароперегревательный канал. Однако в процессе эксплуатации была обнаружена повышенная аварийность пароперегревательных каналов, очевидно, в результате перегрева стенок ТВЭЛа. Поэтому для перегревателей каналов конструкция была изменена: в канале было оставлено всего 6 периферийных трубок. По трем трубкам пар опускался в нижнюю головку и по трем поднимался вверх. Закрутка трубок осуществлялась в верхней части канала. В результате скорость пара увеличилась вдвое, и перегрев стенки значительно снизился.

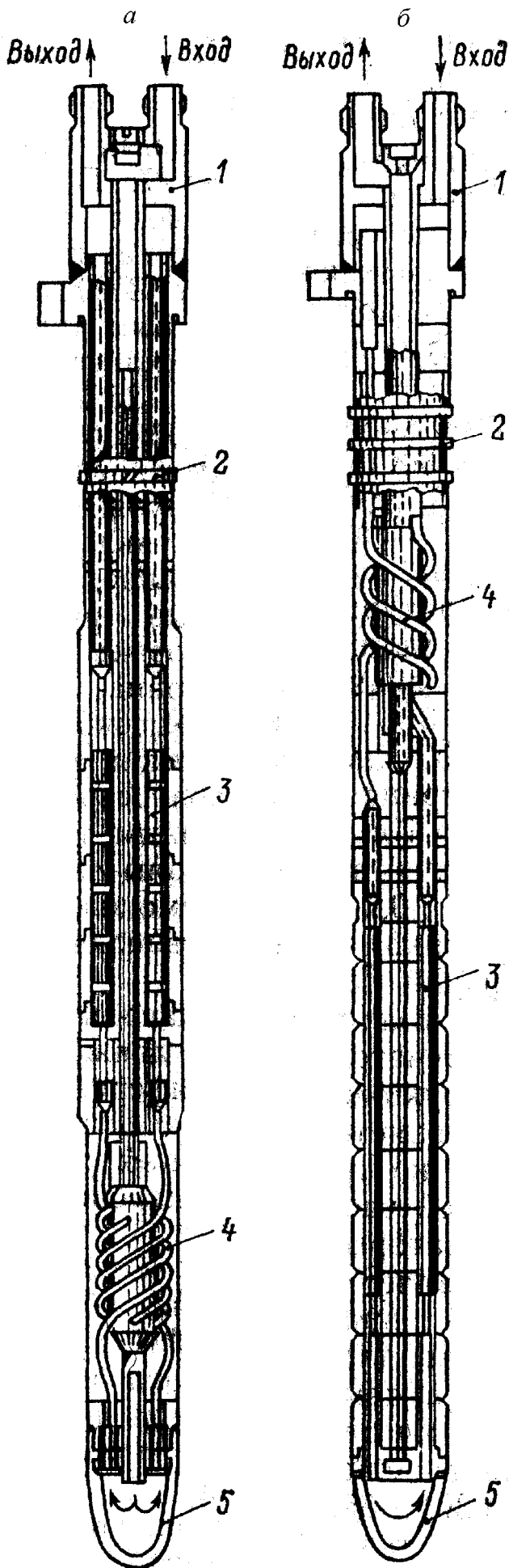


Рис. 3.2. Испарительный (а) и пароперегревательный (б) топливные каналы реакторов БАЭС:

- 1 - вход воды;
- 2 - камера пароводяной смеси;
- 3 - горючее (кольцевые таблетки);
- 4 - подъемные трубы;
- 5 - хвостовик

Каналы СУЗ проходят через верхние стояки, кладку реактора, нижние стояки и выходят в помещение под реактором, где располагаются приводы. Стержни СУЗ выводятся из активной зоны вверх и удерживаются там электромагнитом. При обесточивании они падают в активную зону. Всего в реакторе 998 рабочих каналов (730 испарительных и 268 пароперегревательных в 1-ом блоке и 732 испарительных и 266 пароперегревательных во 2-ом блоке) и 94 канала со стержнями компенсации реактивности и аварийной защиты. Шесть стержней автоматического регулирования размещаются в рабочих каналах. Кладка реактора окружается тонкостенным металлическим

кожухом, приваренным к нижней плите и упирающимся в верхнюю. Пространство внутри кожуха заполнено азотом. В периферийной части реактора располагаются испарительные каналы, в центральной - ряды испарительных и перегре-вательных каналов чередуются. Большинство металлоконструкций реактора изготовлены из слабо-легированной углеродистой стали, водопроводы и оболочки ТВЭЛов - из нержавеющей. Обогащение топлива в испарительных каналах 3 %, в пароперегревательных 6,5 % для опускного ТВЭЛа и 5 % для подъемного. Массовое паросодержание на выходе из испарительных каналов в 1-м блоке

12 %, во 2-м – 22 %. Мощность 2-го блока 200 МВт(э) и 530 МВт(т), расход воды через реактор 2600 т/ч на 1-м блоке и 3200 т/ч на 2-м.

Успешная эксплуатация реакторов БАЭС позволила создать аналогичные реакторы для атомных теплоэлектроцентралей (АТЭЦ). Такой тип реактора успешно эксплуатируется на Билибинской АТЭЦ. Отличие заключается в естественной циркуляции теплоносителя и выработке насыщенного пара давлением 6,5 МПа, поступающего из сепаратора на турбину. Несмотря на ухудшение показателей схемы, это оправдывается упрощением и повышением надежности. Для уменьшения гидравлического сопротивления при естественной циркуляции диаметр центральной трубки технологического канала увеличен до 25×1 мм, при этом диаметр канала стал равен 88 мм. В опускных трубопроводах отсепарированной воды установлены струйные насосы, рабочим органом в которых служит питательная вода. Тепловая мощность каждого из четырех реакторов Билибинской АЭС 62 МВт, электрическая - 12 МВт при отборе тепла 29 МВт.

Недостатком реакторов типа БАЭС явилась относительно небольшая мощность, лимитируемая, прежде всего, поверхностью теплообмена, а также высокое обогащение топлива. Поэтому дальнейшее развитие реакторов с графитовым замедлителем и водяным теплоносителем при принятии тех же конструктивных решений свелось к созданию новой конструкции технологического канала и ТВЭЛа. Канал стал неперегружаемым, при перегрузке из него вынималась сборка ТВЭЛов. Примером такого реактора является реактор типа РБМК.

### **3.2.2. Реакторы с неперегружаемыми каналами**

К реакторам такого типа относятся реакторы большой мощности кипящие (РБМК). Их электрическая мощность 1000 и 1500 МВт: РБМК-1000 и РБМК-1500, являющиеся дальнейшим развитием канальных графитовых реакторов. Первый реактор РБМК-1000 был введен на Ленинградской АЭС в 1973 г. Сейчас такие реакторы установлены также на Чернобыльской, Курской и Смоленской АЭС, а на Игналинской АЭС установлены два реактора РБМК-1500. Суммарная мощность таких блоков в СНГ 16 тыс. МВт.

Выполнен проект реактора такого типа мощностью 2400 МВт (РБМК-2400) с ядерным перегревом пара. Однако происшедшая 26 апреля 1986 г. авария с реактором РБМК-1000 на 4-м блоке Чернобыльской АЭС - самая крупная

авария в ядерной энергетике - показала потенциальную опасность реакторов такого типа и привела к отказу от их строительства. Более того, в настоящее время постоянно ставится вопрос о закрытии или коренной модернизации существующих работающих реакторов.

Рассмотрим конструкцию реактора РБМК-1000 (рис. 3.3, 3.4).

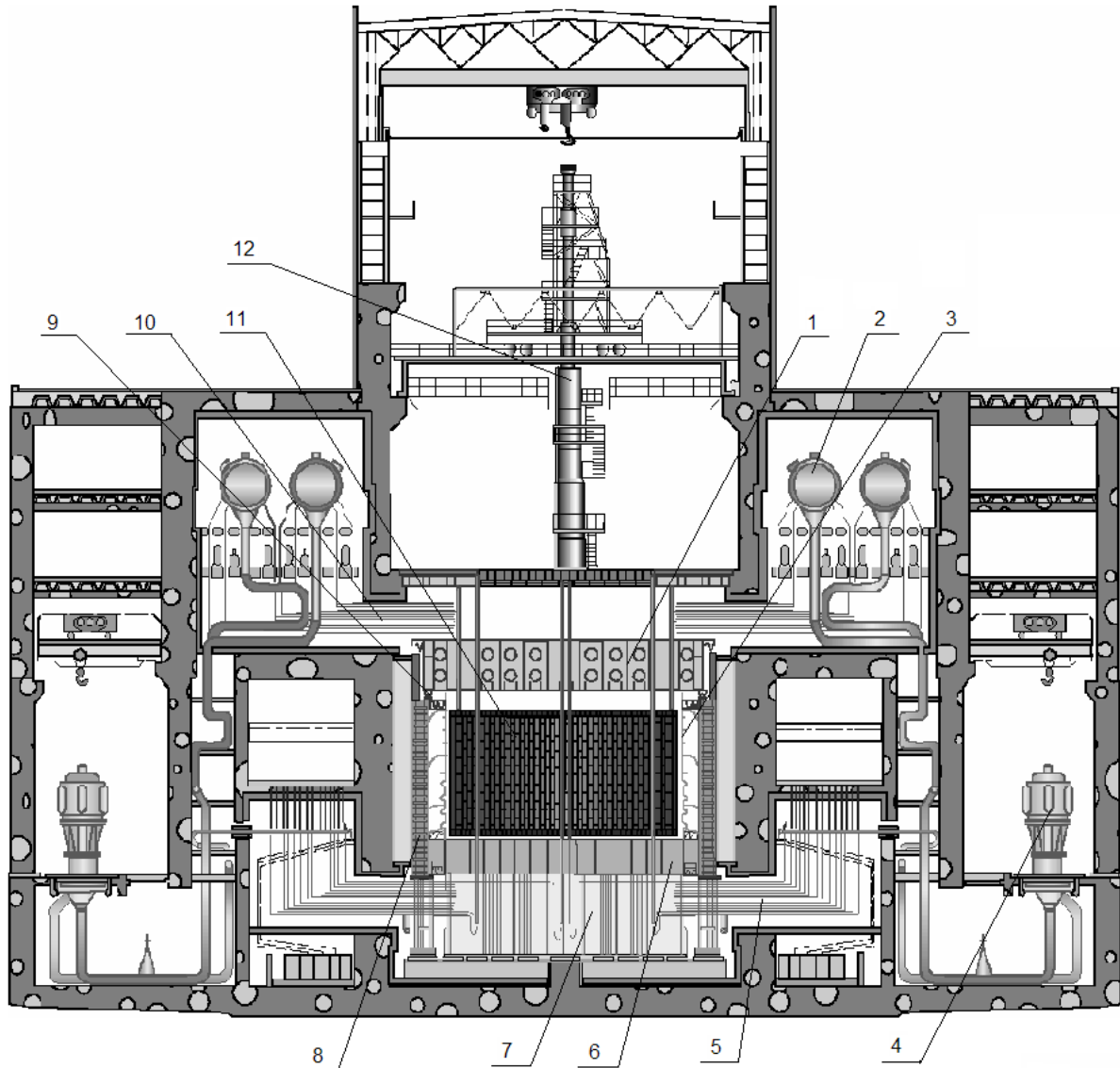


Рис. 3.3. Общий вид реакторной установки с реактором РБМК:

- |                                   |  |
|-----------------------------------|--|
| 1 – верхняя биологическая защита; | 7 – опорная конструкция (крестовина);                |
| 2 – барабаны-сепараторы;          | 8 – водяной бак;                                     |
| 3 – кожух реактора;               | 9 – катковые опоры для верхней биологической защиты; |
| 4 - ГЦН;                          | 10 - пароводяные трубопроводы;                       |
| 5 - водяные коммуникации;         | 11 - активная зона (графитовая кладка);              |
| 6 – нижняя биологическая защита;  | 12 разгрузочно-загрузочная машина                    |

Активная зона реактора размещается в бетонной шахте размером 21×21 м, глубиной 25 м (обычный бетон плотностью 2,2 т/м<sup>3</sup>) и состоит из графитовых

блоков 250x250 мм высотой 200, 300, 500 и 600 мм. Основные блоки высотой 600 мм, остальные устанавливаются в верхней и нижней частях кладки для исключения проскока нейтронов в местах стыков. Графитовая кладка цилиндрической формы. Активная зона диаметром 11,8 м и высотой 7 м окружена графитовым отражателем толщиной 1000 мм (боковой) и 500 мм (торцевой). Всего в реакторе 2488 графитовых колонн. В центре каждого блока имеется отверстие диаметром 114 мм, в которое вставляется технологический канал, канал СУЗ либо канал охлаждения отражателя, либо графитовые стержни.

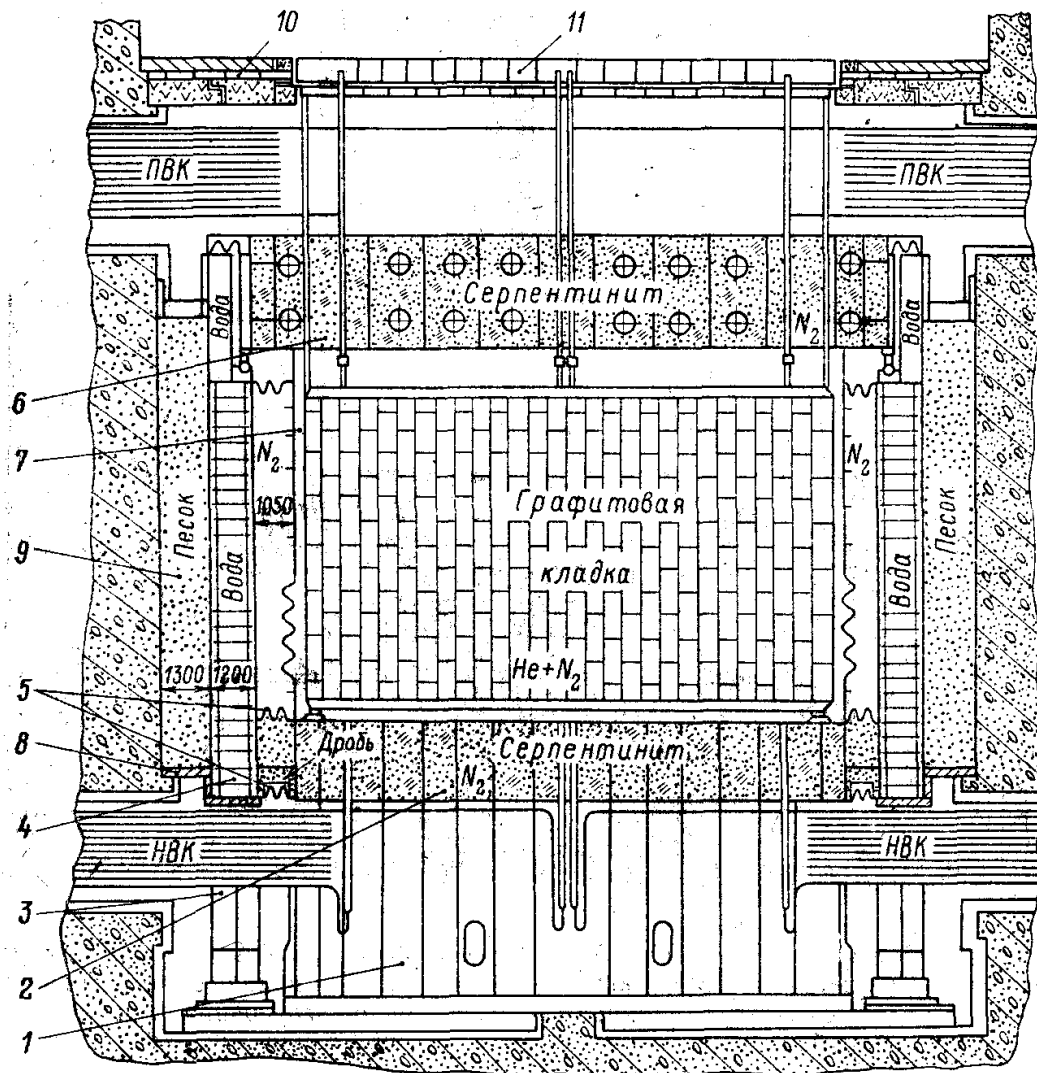


Рис. 3.4. Металлоконструкции и биологическая защита реактора РБМК-1000:

- |  |  |
|--|--|
| 1 - основная опорная металлоконструкция;                                   | 6 - верхняя металлоконструкц. (засыпка серпентинита $1,7 \text{ т/м}^3$ ); |
| 2 - нижняя металлоконструкция (засыпка серпентинита $1,7 \text{ т/м}^3$ ); | 7 - кожух реактора;  |
| 3 - стойка;  | 8 - защитные плиты;  |
| 4 - боковая биологич. защита;  | 9 - песчаная засыпка ( $1,3 \text{ т/м}^3$ );                              |
| 5 - компенсаторы;  | 10 - верхнее перекрытие;   |
|  | 11 - плитный настил (тяжелый бетон плотностью $4 \text{ т/м}^3$ )          |

Масса кладки составляет 1700 т. Графитовая кладка установлена в герметичном пространстве, образованном цилиндрическим кожухом и плитами верхней и нижней металлоконструкций. Для предотвращения окисления графита и улучшения теплоотдачи герметичная полость заполняется смесью азота и гелия (гелия до 40 % по массе). Пространство вокруг кожуха заполнено азотом под давлением, большим на 0,2...1 кПа давления гелиево-азотной смеси. Вокруг кожуха имеется кольцевой бак биозащиты толщиной 1,2 м, состоящий из 16 секторов, заполненных водой. На дне бетонной шахты под реактором установлена основная опорная металлоконструкция, представляющая собой две пересекающиеся по центру реактора перпендикулярно друг другу вертикальные пластины высотой 5,3 м с ребрами жесткости. На эту крестовину устанавливается и приваривается к ней нижняя металлоконструкция, представляющая собой металлический барабан диаметром 14,5 м и высотой 2 м. Внутренняя полость ее засыпана серпентинитом и заполнена азотом, верхнюю и нижнюю торцевые плиты металлоконструкции пронизывают трубы-тракты для технологических каналов, приваренные к этим плитам. Нижняя металлоконструкция является фундаментом для графитовой кладки (рис. 3.5).

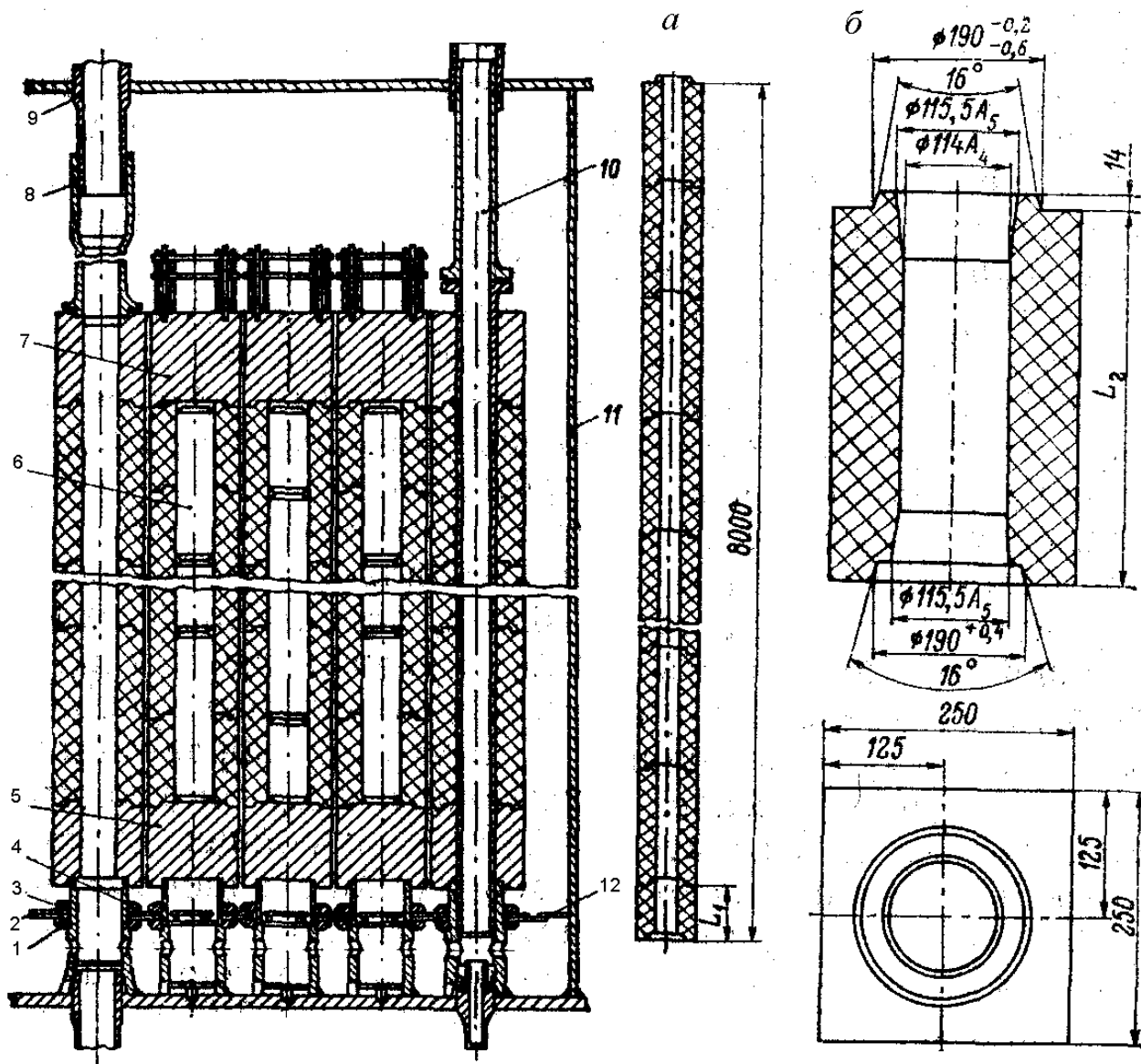


Рис. 3.5. Конструкция графитовой кладки реактора РБМК:

а – графитовая колонна; б – графитовый блок РБМК-1000

- |                        |                                   |
|------------------------|-----------------------------------|
| 1,3 - шайбы;           | 8 - фланец;                       |
| 2 - диафрагма;         | 9 - труба-тракт;                  |
| 4 - стакан;            | 10 - канал охлаждения отражателя; |
| 5, 7 - стальной блок;  | 11 - кожух реактора;              |
| 6 - графитовая втулка; | 12 - кольцо уплотнения.           |

На верхний лист этой металлоконструкции приваривается металлический стакан с прорезями для прохода газа, на этот стакан устанавливается стальной блок, а на него - графитовые блоки. Для фиксации блоков предусмотрен в торцевых частях замок типа "выступ-впадина". На стаканах имеется резьба, на которую накручиваются две шайбы с прокладкой-диафрагмой между ними для уменьшения теплоотдачи от стальных блоков к верхней плите нижней металлоконструкции и для направления части газа в зазоры между графитом и трубой технологического канала. На графитовую кладку кладется сверху также стальной блок, с которым соединяется фланец, в него входит труба-тракт, приваренная к верхней металлоконструкции. Верхняя металлоконструкция представляет собой металлический барабан диаметром 17 и высотой 3 м. Днища (верхнее и нижнее) сварены с обечайкой герметичным швом и между собой вертикальными ребрами жесткости. Верхняя металлоконструкция устанавливается на 16 катковых опор на водяном баке биозащиты. Внутри она заполнена серпентинитом и азотом. В верхнюю и нижнюю плиты металлоконструкции вварены трубы-тракты для установки технологических каналов. Естественно, трубы-тракты, привариваемые к верхним и нижним металлоконструкциям, соосны друг с другом и с отверстиями в графитовых блоках. В центральном зале имеется металлоконструкция верхнего перекрытия с проемом для установки технологических и специальных каналов. Проем перекрывается съемным настилом, состоящим из отдельных плит, и имеет функции биологической и тепловой защиты центрального зала. Настил состоит из верхних и нижних плит и блоков, опирающихся на стояки технологических каналов и каналов отражателя. Верхние блоки выполнены для каждого стояка в отдельности, нижние опираются на три стояка. Плиты и блоки настила представляют коробчатые металлоконструкции, заполненные железобарийсерпентинитовым цементным камнем. В пространстве между верхними и нижними блоками плит настила проходят кабели сервоприводов СУЗ, датчиков контроля энерговыделения и термопар. Через зазоры в плитах из центрального зала просасывается воздух, проходящий через помещение верхних коммуникаций реактора и затем в вентиляционный короб. Он охлаждает плитный настил и устраняет возможность попадания радиоактивных выбросов в центральный зал. Внутренние металлоконструкции реактора и графит работают в условиях высоких температур и нейтронного облучения: максимальная расчетная температура графита достигает 750 °С, температура металлоконструкций 350-450 °С. Тепло от кладки отводится к технологическим каналам СУЗ, теплопередача обеспечивается гелиево-азотной смесью. Для

обеспечения твердого контакта между графитом и трубами технологического канала на трубы надеваются графитовые разрезные втулки высотой 20 мм, размещающиеся вплотную друг к другу таким образом, чтобы каждое чередующееся кольцо имело плотный контакт друг с другом и с трубой технологического канала, или с графитовым блоком (рис. 3.6). Зазоры определялись с учетом усадки графита в процессе работы реактора и недопустимости заклинивания канала.

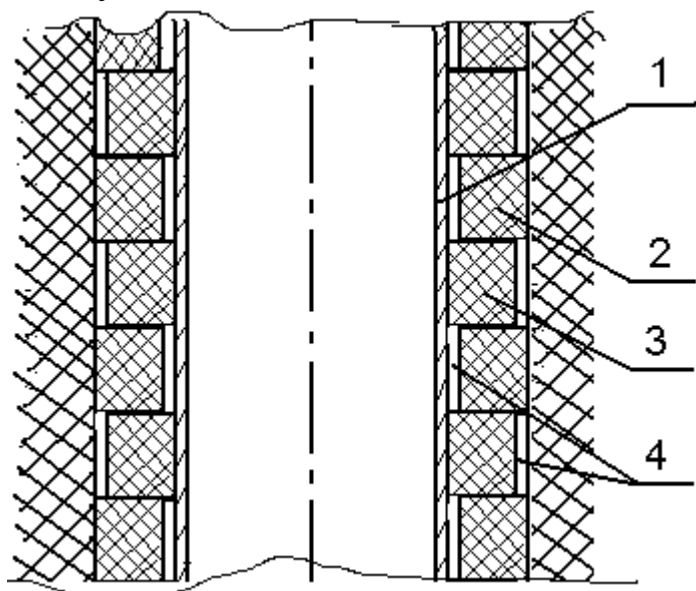


Рис. 3.6. Установка технологического канала в активную зону:

- 1 - труба канала;
- 2, 3 - графитовые разрезные кольца;
- 4 - газовый зазор

Технологический канал реактора (рис. 3.7) представляет собой сварную трубу, средняя часть которой изготовлена из трубы  $88 \times 4$  мм из циркония с 2,5 % ниобия, а верхняя и нижняя части - из коррозионно стойкой стали (08X18H10T).

Соединение средней и концевых частей осуществляется специальным переходником сталь-цирконий. Корпус канала располагается в специальных трубах-трактах, вваренных в верхнюю и нижнюю металлоконструкции. Верхняя часть канала крепится к верхней трубе-тракту с помощью усикового шва. Нижняя часть канала соединяется с трубой-трактом с помощью специального устройства, компенсирующего разность термических расширений технологического канала и металлоконструкций реактора. На случай выхода из строя сильфонного компенсатора ниже него установлено специальное сальниковое уплотнение. В технологический канал вставляется подвеска с ТВЭЛами. На верхнем конце подвески имеется запорная пробка, установленная в специальной обойме и уплотняющая канал прокладкой. Между кассетой и запорной пробкой установлена стальная шнековая пробка, являющаяся биологической защитой.

Тепловыделяющая сборка реактора (рис. 3.8) состоит из двух одинаковых частей, соединенных друг с другом. Каждая ТВС состоит из 18 ТВЭЛов стержневого типа, каркаса и крепежных деталей. ТВС взаимозаменяемы. Каркас - это центральная труба  $\text{Ø}12 \times 2,5$  мм из циркониевого сплава, на которой установлены одна концевая и 10 дистанционирующих решеток. Концевая решетка крепится к центральной трубе вальцовкой и служит для закрепления ТВЭЛов обжимными втулками.



Десять дистанционирующих решеток крепятся на центральной трубе путем пуклевок (вдавливания выступающего конца центральной ячейки в пазы на трубе), позволяющих им смещаться на 3,5 мм при тепловом расширении ТВЭЛов в осевом направлении.

Крайняя дистанционирующая решетка крепится на шпонке для увеличения жесткости против скручивания пучка. Дистанционирующая решетка представляет собой сотовую конструкцию и состоит из центральной, шести промежуточных и 12 периферийных ячеек и обода, соединенных между собой точечной контактной сваркой. На ободае предусматриваются дистанционирующие выступы.

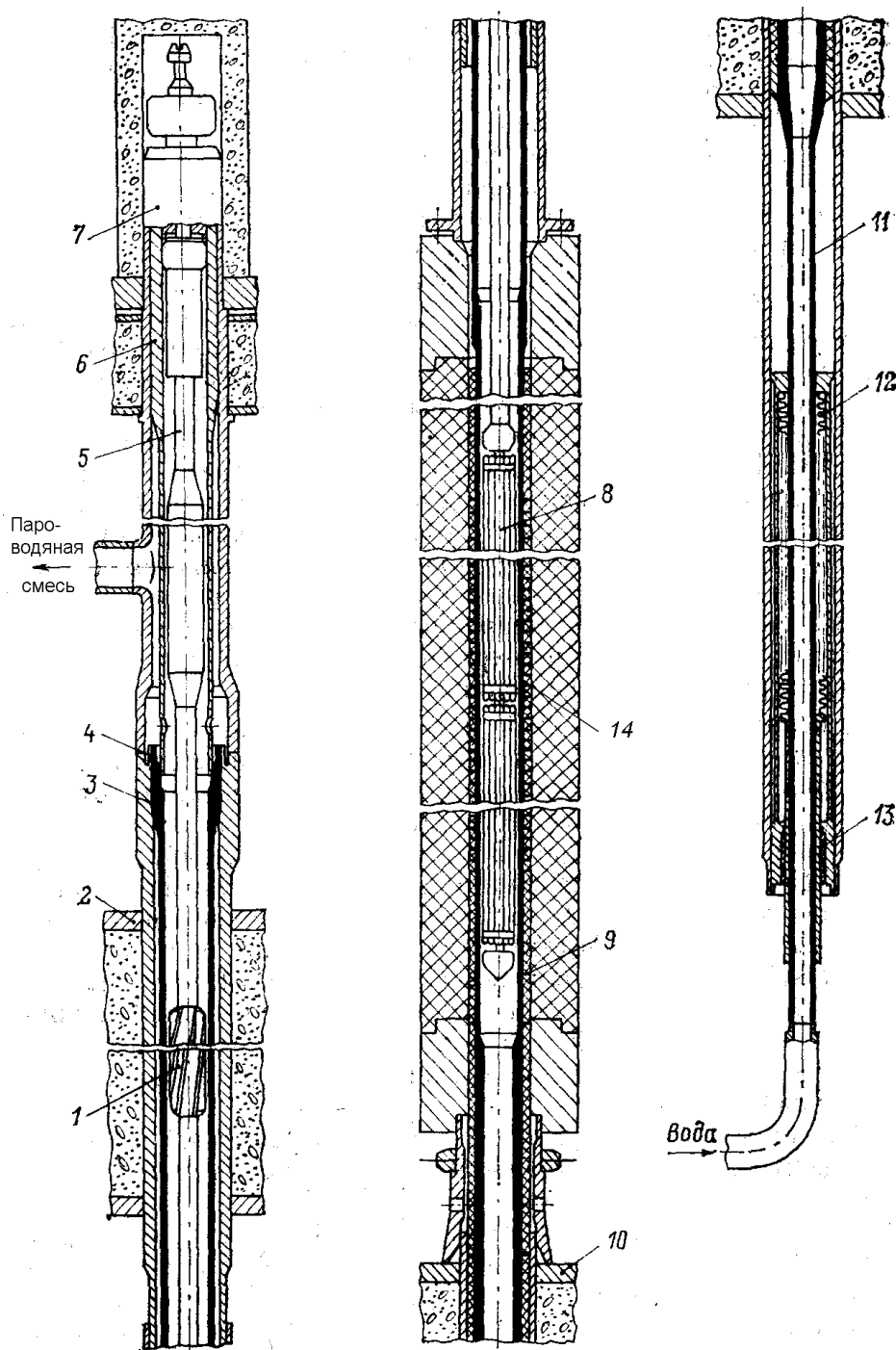


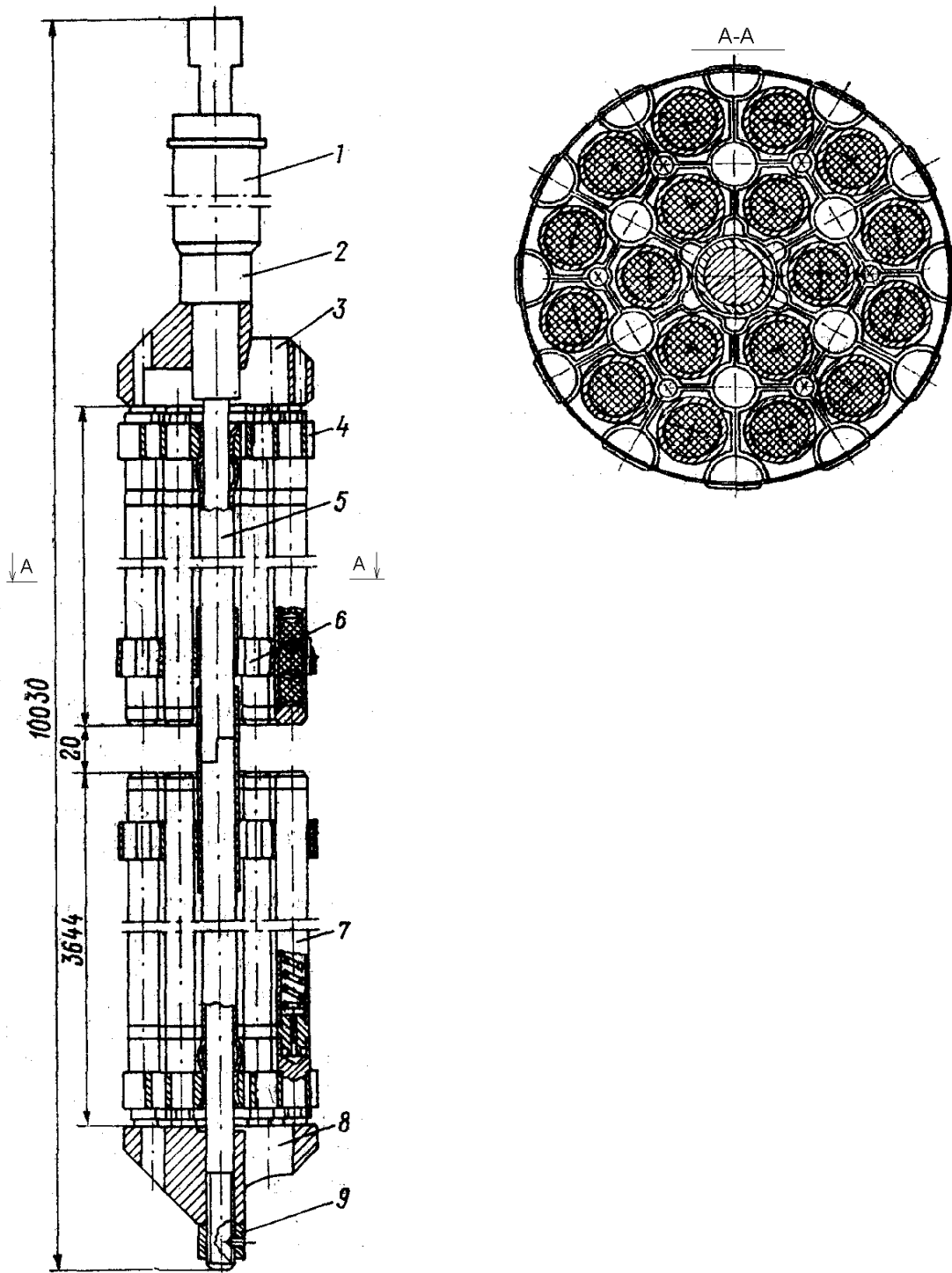
Рис. 3.7. Технологический канал реактора РБМК:

- |                                 |                                 |
|---------------------------------|---------------------------------|
| 1 – стальная пробка;            | 8 – ТВС;                        |
| 2 - верхняя металлоконструкция; | 9 – циркониевая труба;          |
| 3 - труба-тракт;                | 10 – нижняя металлоконструкция; |
| 4 - усиковый шов;               | 11 – нижняя часть трубы-тракта; |
| 5 - подвеска ТВС;               | 12 – сильфонный компенсатор;    |
| 6 -обойма;                      | 13 – сальниковое уплотнение;    |
| 7 - запорная пробка;            | 14 - графитовые кольца          |

Конец центральной трубы каркаса имеет прямоугольный срез на половину диаметра, выступ одной ТВС входит в срез другой. Зазор между ТВС составляет 20 мм. ТВЭЛы жестко закреплены в концевых решетках ТВС на верхней и нижней границе активной зоны и при работе в результате термического расширения выбирают зазор в центре активной зоны. ТВЭЛ состоит из оболочки из циркониевого сплава  $\text{Ø}13,5 \times 0,9$  мм, в которой находятся таблетки из двуокси урана обогащением 1,8 %, нижней заглушки, цилиндрической пружины, втулки с отверстием и наконечника. После аварии для уменьшения положительного парового коэффициента реактивности обогащение было повышено до 2,4 %.

Рис. 3.8. Тепловыделяющая сборка реактора РБМК:

- 1 – подвеска;
- 2 – штифт;
- 3 – хвостовик, наконечник верхней ТВС;
- 4 –концевая решетка;
- 5 – центральная труба (несущий стержень);
- 6 – дистанционирующая решетка;
- 7 – ТВЭЛ;
- 8 – наконечник;
- 9 – гайка



Герметизация ТВЭЛа выполняется электронно-лучевой и аргонодуговой сваркой. Внутренняя полость ТВЭЛа заполнена смесью аргона и гелия. Все детали ТВС, кроме штанги и дистанционирующих решеток, выполнены из циркониевого сплава. Штанга, соединяющая сборку с подвеской, и дистанционирующие решетки выполнены из нержавеющей стали ОХ18Н10Т.

Каналы СУЗ, ионизационных камер (КД) и каналы с датчиками контроля энерговыделения (ДКЭ) одинаковы по конструкции. Каналы СУЗ (рис. 3.9) имеют головки для крепления исполнительных механизмов и подвода охлаждающей воды. В каналах КД и ДКЭ к головке крепится герметичная гильза. В нижней части каналов СУЗ, КД и ДКЭ устанавливается дроссель для создания сопротивления

потоку охлаждающей воды и обеспечения надежного заполнения канала. В этих каналах внизу вместо сифонных установлены линзовые компенсаторы. Верхняя и нижняя части каналов выполнены из нержавеющей стали, средняя - из цирконий-ниобиевого сплава.

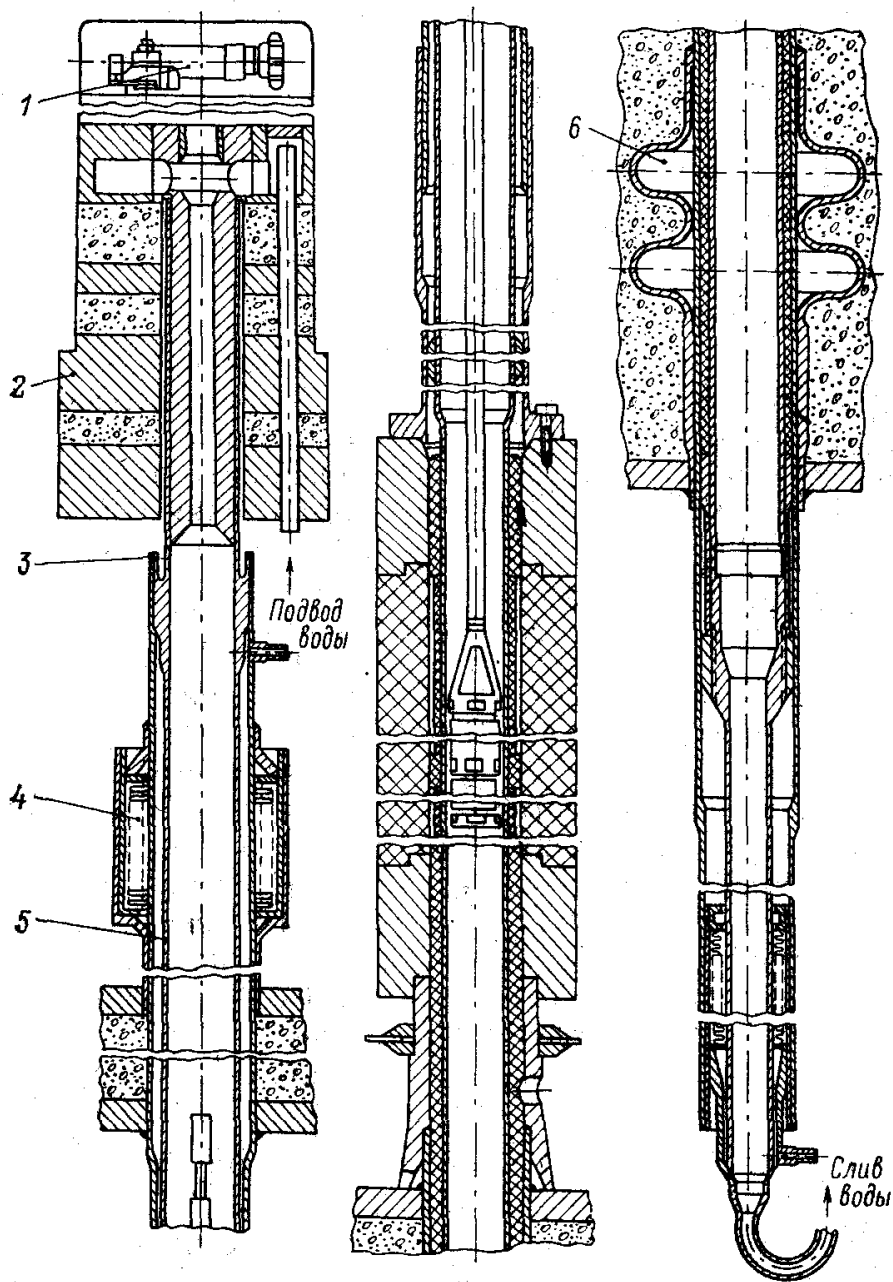


Рис. 3.9. Канал СУЗ:  
 1 – исполнительный механизм СУЗ;  
 2 – головка для крепления исполнительного механизма;  
 3 – упорный буртик и «усиковая» сварка;  
 4 – сифоны;  
 5 – канал СУЗ;  
 6 – линзовые компенсаторы

Канал охлаждения отражателя выполнен в виде трубки Фильда из нержавеющей стали.

В реакторе РБМК-1500 увеличение мощности канала в 1,5 раза достигнуто при той же конструкции реактора и ТВС введением в верхнюю часть ТВС специальных завихрителей-интенсификаторов теплообмена, повышающих значение критической тепловой нагрузки.

Некоторые характеристики технологических каналов реакторов РБМК-1000 и РБМК-1500 приводятся в табл. 3.1.

Таблица 3.1

### Основные характеристики каналов реакторов РБМК

Характеристика	РБМК-1000	РБМК-1500
Максимальная мощность канала, МВт	3	4,5
Расход теплоносителя через канал, кг/с	8,2	6,6
Максимальное паросодержание на выходе, %	19,6	36
Давление теплоносителя на входе в ТВС, МПа	7,97	8,73
То же на выходе из ТВС	7,56	7,51
Температура теплоносителя на входе в ТВС, °С	265	259
То же на выходе из ТВС	289,3	288
Максимальная скорость теплоносителя на выходе из ТВС, м/с	18,5	25,4
Максимальная линейная мощность ТВЭЛа, Вт/см	330	550

Технологические каналы расположены в 1693 ячейках. В исходном состоянии реактора в части технологических каналов установлены дополнительные поглотители (ДП). Обычно это 1440...1450 кассет и 230...240 ДП. Каналы СУЗ располагаются так же, как и технологические, в центральных отверстиях графитовых колонн. Квадратная решетка размещения СУЗ имеет шаг 700 мм и повернута относительно решетки технологических каналов на 45°. Представление о структуре активной зоны дает рис. 3.10. Стержни СУЗ функционально разделены на 4 группы:

- стержни радиального регулирования РР (89 шт.);
- стержни автоматического регулирования среднего уровня мощности АР (12 шт.);
- стержни аварийной защиты АЗ (21 шт.);
- стержни регулирования поля энерговыделения по высоте УСП, т.е. укороченные стержни, в количестве 21 шт.

Канал СУЗ имеет наружный диаметр 88 мм, внутренний 82 мм, выполнен из циркониевого сплава, поглощающий материал - карбид бора плотностью 1,65 г/см<sup>3</sup>. Снаружи на канал также надеты графитовые кольца. Поглощающие стержни (рис.3.11) набираются из однотипных звеньев, шарнирно соединенных друг с другом. Звено имеет втулочную конструкцию.

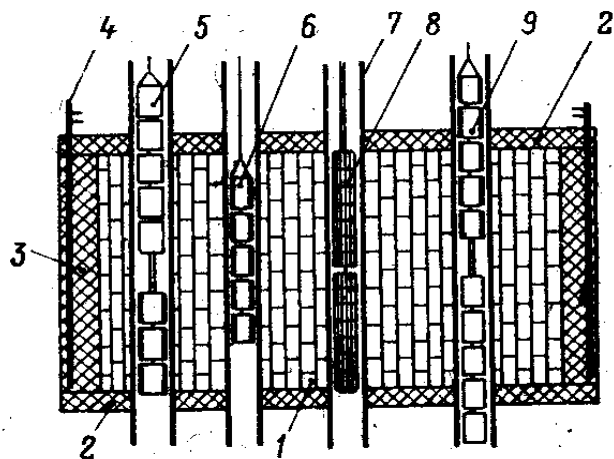


Рис. 3.10. Структура активной зоны реактора РБМК:

- 1 - графитовая кладка;
- 2 - торцевой отражатель;
- 3 - боковой отражатель;
- 4 - канал охлаждения отражателя;
- 5 - укороченный стержень-поглотитель (УСП);
- 6 - стержень автоматического регулятора (АР);
- 7 - технологический канал;
- 8 - тепловыделяющая кассета;
- 9 - стержень ручного регулирования (РР) и аварийной защиты (АЗ)

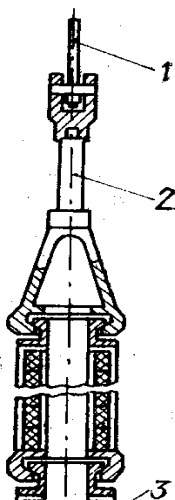
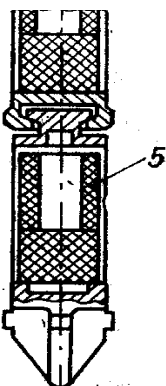


Рис. 3.11. Стержень-поглотитель:

- 1 – трос;
- 2 – штанга;
- 3 – звено поглотителя;
- 4 – телескопическая тяга;
- 5 – звено вытеснителя



Втулки из карбида бора  $\text{Ø}65 \times 7,5$  мм и длиной 984 мм заключены в герметичную кольцевую полость, образованную наружной  $\text{Ø}70 \times 2$  мм и внутренней трубами  $\text{Ø}50 \times 2$  мм, которые

изготовлены из алюминиевого сплава. Стержни РР, АР и АЗ собраны из пяти звеньев поглотителя и имеют общую длину 5120 мм, УСП - из трех звеньев общей длиной 3050 мм. У всех стержней, за исключением АР, имеются вытеснители, состоящие из пяти звеньев, связанных друг с другом, общей длиной 5000 мм. Каждое звено вытеснителя представляет собой трубу  $\text{Ø}74 \times 2,5$  мм из алюминиевого сплава с герметичными торцевыми заглушками. Одно звено пустое, остальные заполнены втулками и цилиндрами из графита. При выводе поглощающего стержня из активной зоны в эту часть вводится вытеснитель; за счет вытеснения воды, являющейся сильным поглотителем нейтронов, улучшается нейтронный баланс. Стержень АР не имеет вытеснителя.

Для охлаждения каналов СУЗ и отражателя используется автономный водяной контур с насосно-теплообменной установкой. Вода движется в каналах сверху вниз и омывает наружную и внутреннюю поверхности поглощающих стержней, нагреваясь от 40 до 60 °С. Стержни УСП выводятся вниз, все остальные - вверх. Через внутренние полости стержней проходит 1/3 общего расхода воды через канал. Температура графита контролируется специальными трехзонными термопарами, устанавливаемыми в каналах  $\text{Ø}45$  мм на стыках графитовых блоков в количестве 20 шт.

Система обеспечения безопасности реактора состоит из двух подсистем:

- защитные системы безопасности;
- локализующие системы безопасности.

Защитные системы безопасности – это:

- система аварийного охлаждения реактора (САОР), обеспечивающая отвод остаточного тепловыделения при нарушениях в контуре многократной принудительной циркуляции (КМПЦ);
- система защиты от превышения давления в контуре теплоносителя;
- система защиты реакторного пространства для поддержания в нем давления при аварийной ситуации с разрывом одного технологического канала. Принцип действия защиты заключается в отводе парогазовой смеси при одновременном гашении цепной реакции средствами аварийной защиты (АЗ).

Локализующие системы безопасности сводятся к системе прочноплотных боксов, выдерживающих повышенное давление в помещениях трубопроводов 1-го контура и другого оборудования (0,08-0,45 МПа) и системе отсечной и герметизирующей арматуры, отсекающей герметичные помещения от негерметичных.

Система управления и защиты обеспечивает:

- автоматическое поддержание заданного уровня мощности;
- быстрое снижение мощности стержнями АР и РР;
- аварийное прекращение цепной реакции стержнями АЗ, обеспечивающими полное автоматическое отключение блока при: выходе показателей уровней мощности, давления или воды в сепараторе за допустимые пределы; общем обесточивании; отключении сразу двух турбогенераторов или двух ГЦН; падении расхода питательной воды более чем в два раза; разрыве напорного коллектора ГЦН диаметром 900 мм.

Кроме того, СУЗ обеспечивает компенсацию изменения реактивности при разогреве и выходе на мощность и регулирование энерговыделения по активной зоне. Обязательным условием безопасной работы реактора является нахождение в активной зоне не менее 30 полностью погруженных стержней РР. Находясь в крайнем верхнем положении, стержни АР, АЗ и РР отстоят от верхней границы активной зоны на 200 мм. Скорость ввода стержней в зону составляет 0,4 м/с. Таким образом, только через 2 с после нажатия кнопки АЗ начинается влияние стержней СУЗ на ядерную реакцию. Укороченные стержни-поглотители вводятся в активную зону снизу и при выводе из активной зоны не участвуют в погашении ядерной реакции.

Недостатком реактора РБМК является положительный паровой коэффициент реактивности, составляющий в рабочей точке  $2 \cdot 10^{-4}$  на процент объемного паросодержания, т.е. реактор не обладает свойством саморегулируемости. Вклад воды в замедление нейтронов незначителен, в основном она является поглотителем нейтронов. Основным замедлителем является графит. Соотношение ядер углерода и топлива (графито-урановое соотношение) составляет примерно 120, что обеспечивает максимальный коэффициент размножения при принятом обогащении 1,8 %. Переход на меньшее графито-урановое соотношение потребует большего обогащения топлива, т.е. снизит экономичность установки.

В табл. 3.2 приводятся данные различных проектов реакторов с графитовым замедлителем и водяным теплоносителем, включая проект реактора РБМК-2400.

Таблица 3.2

Сравнительные характеристики реакторов с графитовым замедлителем и водяным теплоносителем

Характеристика	АЭС №1	БАЭС, блок №1	БАЭС, блок №2	Билибинская АТЭЦ	РБМК -1000	РБМК -1500	РБМК-2400 (проект)
Мощность, МВт:							
-электрическая	5	100	200	12	1000	1500	2400
-тепловая	30	286	530	62	3200	4800	6500
Размеры активной зоны, м							
-высота	1,7	6,0	6	3	7	7	7
-диаметр	1,54	7,2	7,2	4,1	11,8	11,8	25,38×7,05
Шаг топливных каналов, мм	120	200	200	200	250	250	235
Число топливных каналов:							
-испарительных	128	730	272	273	1693	1661	1920
-пароперегревательных	-	268	266	-	-	-	960



Максимальная мощность канала, МВт испарительного перегревательного	0,28 -	0,405 0,368	0,765 0,7	0,34 -	3,0 -	4,5 -	4,5 2,35
Тип ТВЭЛа	трубчатый				стержневой		
Материал	Нержавеющая сталь				Цирконий	Zr+ нерж. сталь	
Паропроизводительность реактора, т/час	42	380	760	95,5	5800	8800	9600

Окончание табл. 3.2.

Характеристика	АЭС №1	БАЭС, блок №1	БАЭС, блок №2	Били- бинс- кая АТЭЦ	РБМК -1000	РБМК -1500	РБМК- 2400 (про- ект)
Параметры перед турбиной:							
- давление, МПа	1,25	8,8	8,8	5,9	6,38	6,38	6,38
- температура, °С	270	500	500	274	280	280	450
Температура на входе в канал, °С:							
- испарительный	200	300	303	253	270	270	270
- перегревательный	-	320	320	-	-	-	293
То же на выходе:							
- испарительный	290	330	322	280	284	284	300
- перегревательный	-	510	510	-	-	-	-
Массовое паросо- держание после испарительных каналов, %	-	12	22	16,7	14,5	30	30
Расход воды через реактор, т/ч	300	2600	3200	600	37500	29000	33920

### 3.3.3. Авария на Чернобыльской АЭС

Случившаяся на 4-м блоке Чернобыльской АЭС 26.04.1986 г. авария стала самой крупной аварией в истории атомной энергетики. Авария произошла в 01 час 23 мин 40 с в ходе проведения испытаний одной из систем обеспечения безопасности. Эта система предусматривала выработку электроэнергии на выбеге турбогенераторов для питания главных циркуляционных насосов и

насосов системы аварийного охлаждения реактора. Предполагалось наложение двух аварийных ситуаций:

- полная потеря электроснабжения АЭС;
- одновременная максимальная проектная авария (разрыв трубопровода большого диаметра циркуляционного контура реактора).

Испытания по использованию энергии выбега турбогенератора после прекращения подачи пара на турбину, проводившиеся на 3-м блоке Чернобыльской АЭС в 1982 г., показали, что необходима некоторая доработка системы регулирования возбуждения генератора. Дополнительные испытания с модернизированной системой проводились в 1984 и 1985 гг.

Испытания проводились перед остановкой реактора на средний плановый ремонт.

Для проведения испытаний были практически заблокированы все защиты реактора, на "отравленном" реакторе в активной зоне были оставлены всего 5-8 стержней РР (по регламенту должно быть не менее 15). Все остальные стержни СУЗ были вынуты из активной зоны на высоту не менее 200 мм, а стержни УСП, не включенные в состав АЗ, также были опущены вниз и находились вне активной зоны. В работе находились все 8 ГЦН, после отключения турбогенератора в работе остались 4. Колебания расхода воды, уровня в барабане-сепараторе, давления пара привели к возрастанию объемного паросодержания, в свою очередь резко повышавшего реактивность реактора, а СУЗ, находившиеся вне активной зоны, компенсировать это повышение не могли. Рост мощности привел к интенсивному парообразованию, что, в свою очередь, способствовало дальнейшему росту мощности и привело в результате к разогреву топлива, пароциркониевой реакции, повышению давления в технологических каналах и тепловому взрыву, вызвавшему подъем верхней металлоконструкции. При этом произошло окончательное разрушение всех технологических каналов. В реакторное пространство проник кислород воздуха, произошло смешение его с образовавшимся водородом, загорелся графит. Значительное количество топлива было выброшено в окружающую среду и было разнесено ветром на значительную площадь. Радиоактивному заражению была подвергнута значительная территория.

Следует отметить, что по конструкции реакторы РБМК надежнее реакторов ВВЭР. Действительно, давление в каналах реактора и трубопроводах 1-го контура более чем вдвое ниже, трубопроводы имеют значительно меньший диаметр, последствия появления течи или разрыва одного из технологических каналов реактора ни в какое сравнение не могут идти с последствиями разрыва трубопроводов 1-го контура ВВЭР. Авария на IV блоке ЧАЭС относится к разряду запроектных, гипотетических аварий. Значительное число защит реактора дало основание Научному руководителю и Главному конструктору РБМК утверждать о его полной ядерной безопасности.

Несмотря на то, что РБМК оказались дороже ВВЭР, отсутствие прочного корпуса заводского изготовления позволило достаточно быстро ввести в строй очень большую мощность - 17000 МВт на пяти станциях, что составляет более 50 % всей мощности ядерной энергетики СНГ в настоящее время. Однако нейтронно-физические характеристики реактора оказались неудовлетворительными. Реактор

не обладал свойством саморегулируемости, его надежная работа зависела от ряда условий. Так, например, при начальной загрузке активной зоны, в которую входит 240 борсодержащих стержней (дополнительных поглотителей – ДП), ее обезвоживание приводит к отрицательному эффекту реактивности. В то же время небольшое увеличение паросодержания при запасе реактивности 30 стержней на номинальной мощности вызывает рост реактивности (паровой коэффициент реактивности составляет  $2 \cdot 10^{-4}$  на процент пара). Большим минусом является возможность горения графита при нарушении плотности кожуха реактора. Разработчики реактора не предусмотрели создания защитных систем безопасности, при имевшем место наборе преднамеренных отключений СУЗ и нарушений регламента эксплуатации, считая такое сочетание невозможным. Чернобыльская авария показала, что создание реакторов, не обладающих предельной безопасностью, не саморегулируемых, не может быть оправдано какой бы то ни было экономией и нуждой в электроэнергии. Именно поэтому представляется, что реакторы типа РБМК в дальнейшем строиться не будут, а имеющиеся будут постепенно выводиться из эксплуатации.

Еще раз о хронологии событий. Испытания на 4-м энергоблоке были намечены на дневное время на 25 апреля при тепловой мощности реактора 700 МВт перед остановкой реактора на плановый ремонт. Испытания должны были проводиться при режиме пониженной мощности, для которого характерны повышенный, по сравнению с номинальным, расход теплоносителя через реактор, незначительный недогрев теплоносителя до температуры кипения на входе в активную зону и минимальное паросодержание. В соответствии с программой испытания нужно было отключить аварийную систему охлаждения активной зоны реактора. Диспетчер энергосистемы дал разрешение на отключение реактора с половинной мощности только с 23.00 25 апреля и тогда персонал блока принял решение о проведении испытаний, пытаясь снизить мощность реактора и стабилизировать её на уровне 1000 МВт (т). Однако удержать работу реактора на этой мощности не удалось, и мощность упала до 30 МВт. При попытке поднять мощность были отключены автоматические регуляторы и в активной зоне были оставлены только 6-8 регулирующих органов (регламентное требование – в активной зоне должно оставаться не менее 30 регулирующих органов). Извлечение стержней было связано с желанием операторов поддержать мощность реактора, поскольку реактор должен был останавливаться, был отравлен, и обогащение топлива было снижено. В результате увеличенного расхода теплоносителя падает давление пара. Защита, отключающая реактор при чрезмерно низком давлении пара, была отключена для сохранения мощности, были, практически, извлечены все оставшиеся компенсирующие стержни, в результате чего реактор приобрёл крайнюю нестабильность. Тогда операторы сокращают расход теплоносителя. Сокращение расхода теплоносителя усугубило нестабильное состояние реактора и увеличило производительность пара в каналах охлаждения активной зоны. Так как реактору свойственен положительный паровой коэффициент реактивности, появился всплеск энергии, который по подсчётам превосходил номинальную мощность реактора примерно в 100 раз. Неожиданное

увеличение мощности разрушает часть ядерного топлива, мельчайшие раскалённые топливные частицы вступают в реакцию с водой, что приводит к паровому взрыву, уничтожившему активную зону реактора, и к разрушению кровли здания реакторного отделения. В 01 час 23 минуты 40 с оператор управления реактором нажал кнопку ручной аварийной остановки реактора. Спустя 3 секунды появляются сигналы аварийных защит по периоду разгона реактора и по превышению мощности. Это объясняется тем, что вытеснители аварийных стержней вытеснили столбы воды, расположенные под этими стержнями, и в нижнюю часть активной зоны была введена положительная реактивность. Начинается неуправляемый разгон реактора в его нижней части.

Взрыв привел к выбросу расплавленных радиоактивных частиц в атмосферу. Радиоактивное облако, состоящее из дыма, радиоактивных продуктов деления и частиц ядерного топлива, поднялось в воздух на высоту до 1 километра. Более тяжёлые частицы из этого облака осели вблизи от разрушенного реактора, а более лёгкие компоненты, в том числе продукты деления и благородные газы, были отнесены преобладающими ветрами к северо-западу от АЭС.

На оборудовании и разрушенных конструкциях энергоблока начался пожар, вызвавший клубы пара и пыли, огонь охватил крышу турбинного зала, запасы дизельного топлива и горючих материалов. Пожары были погашены к 05.00 26.06.86, но они перешли в горение графитовой кладки реактора, вызвавшей продолжительный выброс радиоизотопов. Выброс продолжался 20 дней. Интенсивность выброса снизилась на 10-й день, когда удалось прекратить горение графита.

Различными независимыми организациями проводился анализ причин, вызвавших аварию. Были рассмотрены различные причины, как связанные с действием оперативного персонала, так и с конструкцией реактора. Результаты рассмотрения можно суммировать следующим образом: «...представляется, что авария явилась следствием совпадения следующих основных факторов:

- специфических физических характеристик реактора;
- особенностей конструкции органов управления реактора;
- реактор был приведен в состояние, не оговоренное регламентом и не исследованное.

Наиболее важным представляется то, что именно физические характеристики реактора обусловили его неустойчивое поведение».

Непосредственной причиной возникновения аварии явился ввод положительной реактивности в нижнюю часть реактора при срабатывании аварийной защиты.

Основными задачами на первом этапе ликвидации последствий аварии с 26.04.86 г. по 06.05.86 г. были:

- прекращение самоподдерживающейся цепной реакции деления;
- обеспечение охлаждения ядерного топлива;
- снижение выброса радиоактивных материалов в окружающую среду;
- предотвращение дальнейшего развития аварии.

Поэтому первым этапом для решения этих задач явилась засыпка активной зоны реактора с вертолётов различными материалами. Общее количество материалов, сброшенных с вертолётов в активную зону реактора за это время, составило 16000 т, в том числе 2400 т свинца для охлаждения ядерного топлива, 40 т карбида бора для предотвращения самоподдерживающейся ядерной реакции, 800 т доломита для поглощения тепла и выделения  $\text{CO}_2$ , способствующего тушению пожара, 1800 т песка и глины – для гашения и ограничения горящего графита, а также ограничения выброса продуктов деления.

Последующие исследования показали, что засыпаемых материалов в шахте реактора практически не было. Это явилось, вероятно, следствием двух причин:

- попавшие в шахту реактора материалы засыпки оказались в зоне высоких температур, расплавились, перешли в лавообразное состояние и растеклись в нижней части шахты;

- непосредственно в шахту реактора попало очень малое количество материалов засыпки.

Дело в том, что взрывом активной зоны подняло верхнюю плиту реактора с трубными коммуникациями, образовался как бы щит, отбрасывавший от развала реактора падающие сверху материалы.

Можно считать, что снижение и, затем прекращение выбросов радиоактивных веществ и газов в атмосферу явилось следствием естественных процессов выгорания топлива, спада остаточного тепловыделения, завершения выгорания графитовой кладки, теплоотводом за счёт естественной конвекции потоков атмосферного воздуха.

С целью защиты от попадания расплавленных радиоактивных материалов в грунтовые воды, а также удержанию расплавов активной зоны на нижней плите реактора, под нижнюю плиту реактора в течение месяца была подведена дополнительная охлаждаемая плита. Однако развитие аварии не привело к проплавлению фундаментной плиты и этот дополнительный теплообменник не был задействован.

В связи с тем, что разрушенный энергоблок представлял мощный открытый источник ионизирующего излучения и аэрозольного радиоактивного загрязнения, было принято решение закрыть разрушенный реактор саркофагом. Так как основным источником облучения персонала была загрязнённая территория, было принято решение засыпать её слоем щебня и залить бетоном. В результате мощность дозы облучения удалось снизить в 10 раз, а в отдельных местах – и до 30 раз. Основной объект – укрытие – был завершён до 01.12.86 г. При сооружении укрытия максимально использовались существующие строительные конструкции, не разрушенные взрывом. Работы проводились дистанционно, с помощью роботов, и поэтому плотность саркофага, тем более через 20 лет после его сооружения, была недостаточна. Поэтому в 2007 г. было принято решение о ремонте саркофага.

15.12.2000 г. был остановлен последний действующий энергоблок №3 Чернобыльской АЭС. Тем самым Украина выполнила свои обязательства перед

международным сообществом об остановке Чернобыльской АЭС. Вообще, решение об остановке Чернобыльской АЭС носило скорее политический, чем технический характер. Оборудование Чернобыльской АЭС ещё не выработало свой технический ресурс. Однако эксплуатация этой АЭС ассоциируется в общественном мнении со словом «опасность» и, поэтому чем быстрее оно сотрётся из памяти населения, тем более быстрыми темпами будет развиваться мирная атомная энергетика.

Ранее, после пожара в турбинном цехе блока №2, который случился 11.10.1991 г., второй блок не был введён в эксплуатацию. Расчётный срок эксплуатации 1-го энергоблока заканчивался в 2007 г., строительство 5-го и 6-го блоков после Чернобыльской аварии было прекращено. Таким образом, с остановкой 3-го блока все блоки Чернобыльской АЭС были остановлены.

Основные выводы по требованиям к конструкции реактора АЭС, которые можно сделать после Чернобыльской аварии 1986 г. следующие:

- любой ядерный реактор должен обладать свойством саморегулируемости;
- в активной зоне реактора не должно содержаться горючих материалов;
- в результате действия любой аварийной защиты в активную зону не должна вводиться положительная реактивность.

Эксплуатация реакторов любых типов должна проводиться при работе всех аварийных защит. При выходе из строя любой системы защиты реактор необходимо остановить.

### **3.3. Реакторы с графитовым замедлителем и газовым теплоносителем**

#### **3.3.1. Низкотемпературные реакторы.**

Развитие реакторов с графитовым замедлителем и газовым теплоносителем прошло три этапа. На 1-м этапе развивались низкотемпературные реакторы, использующие в качестве теплоносителя углекислый газ. Первый реактор такого типа был пущен в 1956 г. на английской станции Колдер-Холл. В связи с тем, что газ практически не поглощает нейтроны, реактор может работать на природном уране с достаточно высоким коэффициентом воспроизводства (0,8-0,9). Основным конструкционным материалом в реакторе являются графит и сплав на основе магния, магнокс, слабо поглощающий нейтроны (например, состав магнокса "С": 0,05 % Be, 1 % Al, остальное магний). В качестве топлива используется металлический уран. Недостаток магнокса - низкая температура плавления (640 °С) и то, что при температуре сверх 450 °С резко ухудшаются его механические свойства. Поэтому температура углекислого газа на выходе из реактора принимается на уровне 400 °С. В первом реакторе она была принята равной 340 °С. Активная зона реактора образована графитовыми колоннами с отверстием в центре, в которое вставляются ТВЭЛы. ТВЭЛ представляет собой цилиндр диаметром порядка 30 мм с продольным ребрением, служащим как для повышения поверхности теплоотдачи, так и для фиксации ТВЭЛа в канале. Между

графитовыми кирпичами имеются каналы для СУЗ. Графитовые колонны устанавливаются на опорной плите и окружаются металлическим кожухом. На АЭС Колдер-Холл температура  $\text{CO}_2$  на входе порядка  $180\text{ }^\circ\text{C}$ , давление газа  $0,78\text{ МПа}$ , на выходе  $345\text{ }^\circ\text{C}$ , КПД станции составляло всего  $19\%$ , электрическая мощность  $42\text{ МВт}$ . Всего в мире построено  $36$  реакторов такого типа, из которых только в Англии  $26$  шт. суммарной электрической мощностью  $6000\text{ МВт}$ . Несмотря на низкий КПД и высокую стоимость, строительство таких реакторов в Англии оправдывалось наработкой плутония, использовавшегося в ядерном оружии. Однако последующие типы реакторов были более экономичными (КПД  $31,5\%$ ) и значительно более мощными (электрическая мощность реактора станции Уилфа составляет  $590\text{ МВт}$ ). Повышение экономичности и мощности было достигнуто повышением температуры углекислоты до  $414\text{ }^\circ\text{C}$ , давления газа до  $2,75\text{ МПа}$  и увеличением габаритов. Так, например, реактор АЭС Уилфа имеет диаметр активной зоны  $17,4\text{ м}$ , высоту  $9,14\text{ м}$ ,  $6150$  рабочих каналов, масса графита составляет  $3740\text{ т}$ . Для реактора АЭС Колдер-Холл соответствующие значения составляют  $9,45\text{ м}$ ;  $6,4\text{ м}$ ;  $1696$  рабочих каналов и  $650\text{ т}$  графита. В связи с большими размерами металлический корпус заменен корпусом из предварительно напряженного железобетона (ПНЖБ), корпус сферический, применена интегральная компоновка (парогенератор расположен внутри корпуса реактора). Наиболее серьезной проблемой, связанной с эксплуатацией реакторов с магниоксовыми ТВЭЛами, была проблема коррозии отдельных деталей корпуса, выполненных из низкоуглеродистой стали с малым содержанием кремния. Проблема возникла в начале 70-х годов и касалась элементов, находящихся под напряжением, в основном болтов и гаек. Проблема была решена путем снижения температуры  $\text{CO}_2$  на выходе из реактора до  $370\text{-}380\text{ }^\circ\text{C}$ , что естественно повлекло за собой снижение  $\%$  электрической мощности блока на  $20\text{-}25$ .

### 3.3.2. Усовершенствованные газоохлаждаемые реакторы (УГР)

Эти реакторы явились вторым этапом развития газоохлаждаемых реакторов с графитовым замедлителем. Необходимость развития таких реакторов объяснялась в первую очередь резким сокращением потребности в оружейном плутонии в связи с его накоплением. Поэтому проблемы экономики вышли на первый план. В то же время значительный задел по газоохлаждаемым реакторам и ориентация промышленности препятствовали переходу на значительно более дешевый тип реакторов, какими являлись водо-водяные реакторы. В результате были созданы усовершенствованные газоохлаждаемые реакторы (УГР) или AGR – Advanced Gas-Cooled Reactor, обладавшие по сравнению с низкотемпературными реакторами следующими особенностями.

1. В реакторе применены стержневые ТВЭЛы диаметром  $14\text{-}16\text{ мм}$  в оболочках из нержавеющей стали, собранные в кассеты по  $36$  шт. в каждой, использующие обогащенный до  $2,5\%$  оксид урана. Это в  $5$  раз

увеличило расчетное выгорание (до 18000 МВт·сут./т урана против 3500 МВт·сут./т в низкотемпературных реакторах).

2. Давление углекислоты было поднято до 4,2 МПа и температура на выходе - до 650-675 °С. Это позволило применить современные турбоустановки с промперегревом пара, работающие при начальных параметрах пара 17 МПа и 540 °С. В результате КПД станции повысился до 42 %.

3. Корпус реактора изготовлен из ПНЖБ. Внутри корпуса расположены активная зона, парогенераторы, защита и газодувки. Циркуляция теплоносителя организована таким образом, чтобы холодный газ омывал вначале стенки бетонной полости, проходил в зазорах между графитовыми блоками и лишь затем поступал под активную зону. В результате температура графитового замедлителя поддерживается на уровне, при котором радиационное распухание графита и запасенная энергия в нем будут минимальны.

4. Перегрузка топлива проводится под нагрузкой.

Общий вид реактора УГР АЭС "Данджнесс-Б" приводится на рис. 3.12.

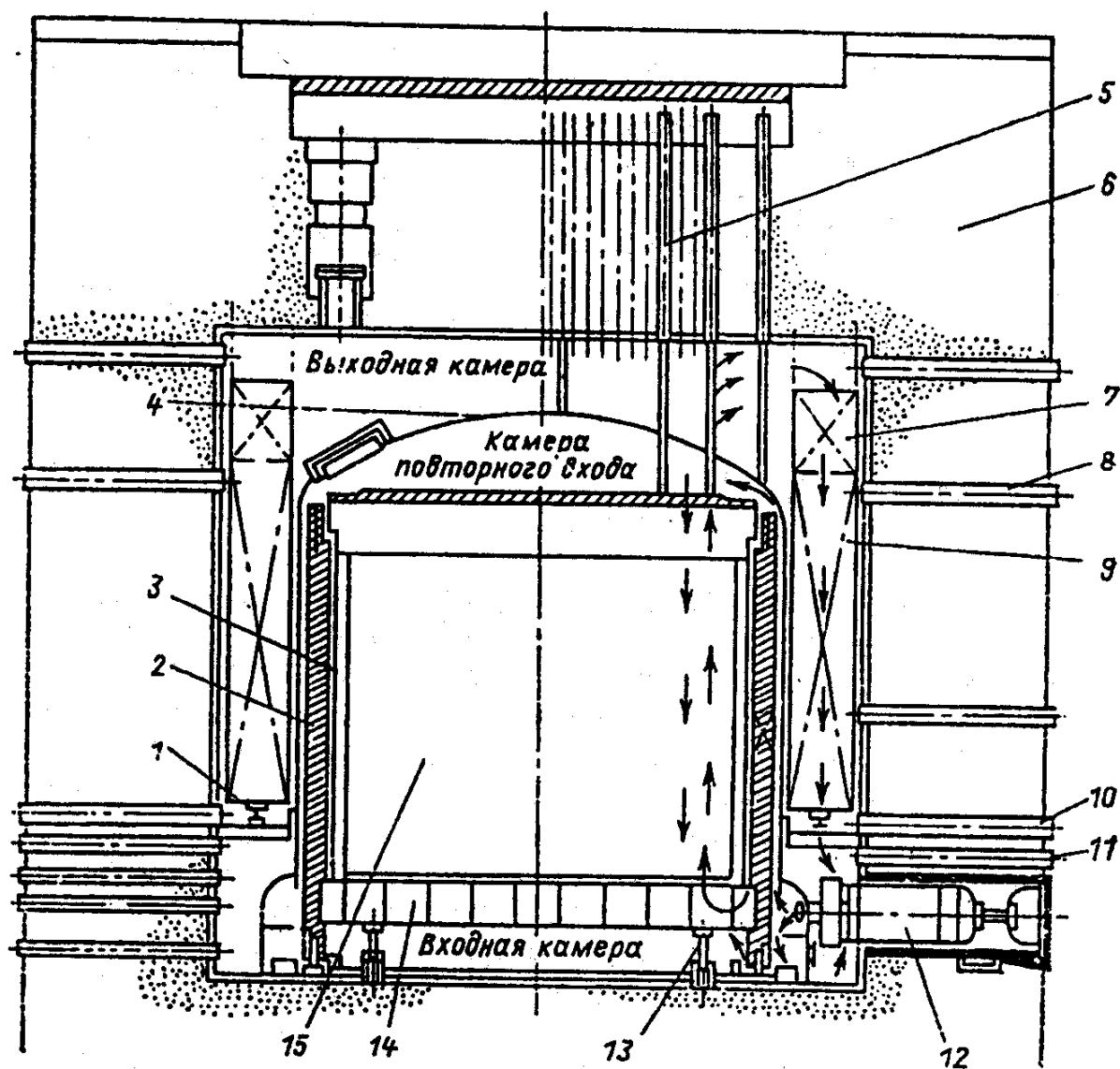


Рис. 3.12. Реакторная установка АЭС "Данджнесс-Б":



- |                            |   |
|----------------------------|---|
| 1 - опора парогенератора;  | 8 - выход пара;                           |
| 2 - защита парогенератора; | 9 - парогенератор;                        |
| 3 - бак активной зоны;     | 10 - вход питательной воды;               |
| 4 - кожух;                 | 11 - аварийное охлаждение парогенератора; |
| 5 - каналы для перегрузки; | 12 - газодувка;                           |
| 6 - корпус из ПНЖБ;        | 13 - опора;                               |
| 7 - пароперегреватель;     | 14 - опорная конструкция активной зоны;   |
|                            | 15 - активная зона.                       |

Графитовая кладка реактора состоит из цилиндрических и прямоугольных блоков (рис. 3.13). В круглых вертикальных отверстиях цилиндрических блоков размещаются ТВС, а в отверстиях прямоугольных блоков - СУЗ и датчики внутриреакторных измерений. ТВС представляет собой пучок стержней из 36 ТВЭЛов, собранных в защитном цилиндрическом графитовом кожухе.

Длина каждой ТВС около 1 м. В каждый топливный канал диаметром 250 мм последовательно загружается 8 ТВС, число параллельных каналов для ТВС 412 шт., шаг между ними 400 мм. Диаметр топливного сердечника из диоксида урана 14,5 мм, толщина оболочки из нержавеющей стали 0,4 мм. Температура углекислого газа на входе в реактор 300, на выходе 675 °С. Газографитовые реакторы строились в Англии и Франции до середины 80-х гг., затем они уступили место водо-водяным реакторам, более дешевым и компактными.

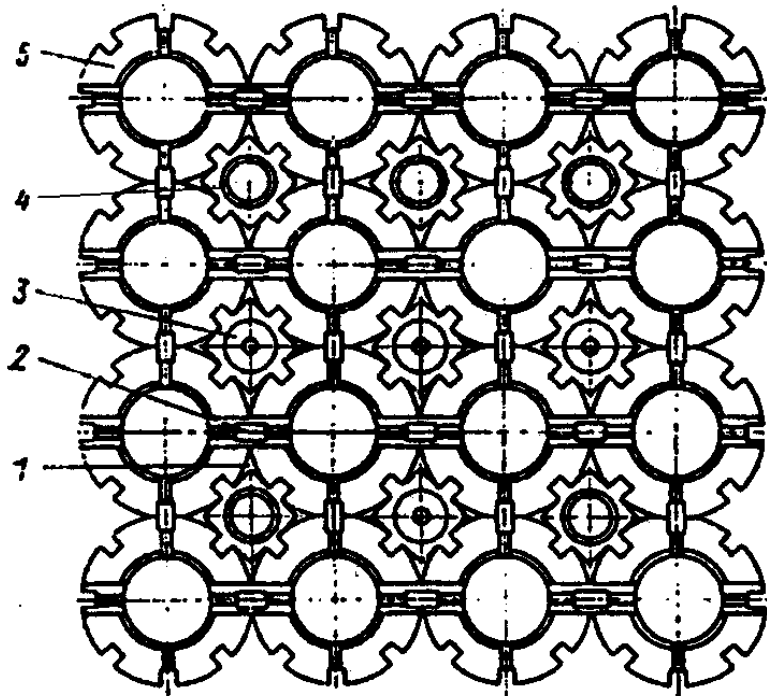
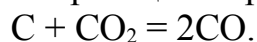


Рис. 3.13. Графитовая кладка реакторов УГР:

- 1 - газовый канал;
- 2 - графитовая шпонка;
- 3 - блок для размещения внутризонных детекторов;
- 4 - блок СУЗ;
- 5 - блок для ТВС.

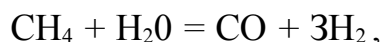
### 3.3.3. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы

Интерес к газоохлаждаемым реакторам снова возрос при применении в качестве теплоносителя в них гелия. Одним из недостатков углекислого газа в качестве теплоносителя является его реакция с графитом

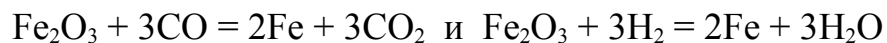


Для подавления этой реакции в углекислый газ добавляется метан  $CH_4$ , проникающий в поры графита и образующий защитную пленку. С повышением температуры скорость реакции возрастает и поэтому в контакте с графитом  $CO_2$  при температурах выше  $680^\circ C$  не применяется. Повышение же температуры сокращает поверхность парогенератора, уменьшает затраты на собственные нужды, позволяет в перспективе перейти к прямому газотурбинному циклу и, наконец, использовать выделяющуюся в ядерном реакторе энергию не только для выработки электроэнергии, но и в химических и металлургических процессах. Реакторы с повышенной температурой газового теплоносителя называются высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами (ВТГР) и являются III этапом развития газовых реакторов с графитовым замедлителем. В связи с высокой температурой теплоносителя ( $1000$  и более  $^\circ C$ ) в таких реакторах применяется гелий и в активной зоне отсутствует металл. Гелий - инертный газ, не взаимодействующий с графитом до весьма высоких температур, не поглощающий нейтроны. Так как основным конструкционным материалом в таких реакторах является графит, играющий роль не только конструкционного материала, но и матрицы для диспергирования в ней микрочастиц ядерного топлива и оболочки ТВЭЛа, реактор имеет хороший нейтронный баланс, и при использовании в нем ториевого цикла коэффициент воспроизводства может приближаться к единице.

Использование реактора ВТГР для металлургии и в химической промышленности основано на реакции пароводяной или парокислородной конверсии метана



выход которой увеличивается с повышением температуры и понижением давления. Продукты реакции являются восстановителями железной руды по реакциям



Кроме того, продукты реакции могут использоваться для получения водорода, а также для дальнего теплоснабжения. Схема такой АЭС выглядит следующим образом. Гелий нагревается в реакторе до температур  $900-1100^\circ C$  и поступает в конвертор, где охлаждается до  $700-750^\circ C$ . Туда же поступает смесь метана и водяного пара. На катализаторе проходит эндотермическая реакция конверсии метана, продукты реакции охлаждаются и направляются в восстановительную печь, куда поступает и железная руда либо направляются на установку получения водорода, либо к тепловому потребителю, у которого осуществляется реакция метанизации с выделением теплоты. Гелий после конвертора направляется на парогенератор, где генерирует водяной пар, идущий в паровую турбину. После парогенератора гелий газодувкой подается в реактор. Из

паровой турбины отбирается водяной пар, поступающий в конвертор. В более дальней перспективе при повышении температуры гелия сверх 1100-1200 °С гелий может использоваться для процессов газификации или гидрогенизации твердых или жидких топлив. Возможность использования ядерной энергии для высокотемпературных процессов является мощным стимулом для развития высокотемпературных реакторов.

Переход к прямому газотурбинному циклу резко снижает стоимость оборудования, позволяет повысить КПД установки (при температурах перед турбиной 1000 °С и выше) и перейти к "сухим" градирням, так как тепло в окружающую среду отводится при высокой температуре. Следовательно, исчезает проблема охлаждения АЭС и зависимость места расположения от наличия водных источников.

В ВТГР применяется принципиально новая конструкция ТВЭЛа без металлической оболочки, так называемый микроТВЭЛ. Основой микроТВЭЛа является топливное ядро, которое образуется из карбидов или дикарбидов урана и тория либо двуокисей этих элементов. Диаметр топливного ядра - 200-300 микрон. Это ядро покрывается двумя слоями пироуглерода. Первый слой - буферный, имеющий низкую плотность и высокую пористость, предназначен для впитывания газообразных продуктов деления. Кроме того, этот слой компенсирует объемные изменения топливного сердечника, вызванные облучением и распуханием. 2-й слой, значительно более плотный, является как бы подушкой для следующего слоя из карбида силиция (кремния), задерживающего изотопы бария, стронция и церия, диффундирующие через слои пироуглерода. Наконец, 4-8 слои покрытия (также из пироуглерода) играют роль рубашки, защищающей хрупкий слой карбида кремния. Толщина каждого слоя пироуглерода 100 микрон, слоя карбида - 30 микрон. Получившиеся сферические частицы перемешиваются с каменноугольной смолой, прессуются, высушиваются и в виде таблеток или шаров используются в качестве ТВЭЛов в активной зоне. Покрытие топлива осуществляется высаживанием на них вещества покрытия из газовой фазы при термическом разложении соответствующего газа. Для пироуглерода используются метан, ацетилен или пропилен, для карбида кремния - метилтрихлорсилан.

В настоящее время существуют две конструктивные концепции ВТГР: американская и немецкая.

Значительные успехи в развитии ВТГР (HTGR – High Temperature Gas-Cooled Reactor) достигнуты в США. В июне 1967 г. была введена в строй АЭС "Питч-Боттом" с прототипным реактором ВТГР мощностью 40 МВт(э), а через 7 лет в 1974 г. состоялся пуск АЭС "Форт-Сент-Врейн" с ВТГР мощностью 330 МВт(э). На номинальном уровне мощности реактор начал работать в 1979 г. После успешного пуска и работы этой АЭС началась разработка более крупных коммерческих АЭС, в частности АЭС "Фултон" с двумя блоками ВТГР по 1160 МВт(э). Реактор АЭС "Форт-Сент-Врейн" (рис. 3.14) имеет интегральную компоновку 1-го контура. Внутри шестигранного железобетонного корпуса размером под ключ 20,3 и высотой 35 м размещаются сам реактор, парогенераторы и газодувки. Внутренняя полость корпуса

цилиндрической формы имеет диаметр около 9 и высоту 22,5 м. В верхней части корпуса помещен сам реактор, под ним в нижней части - парогенераторы и газодувки. Бетонный корпус реактора армирован стальными оброчами и предварительно напряжен стальными канатами. Через верхнюю крышку корпуса проходят каналы, используемые для перегрузки топлива и для размещения приводов СУЗ. С внутренней стороны стенок корпуса установлена охлаждаемая водой оболочка из углеродистой стали, образующая газоплотную камеру и являющаяся первичной противоаварийной оболочкой. Вторичной противоаварийной оболочкой является сам корпус реактора.

Водяная защита и слои керамической теплоизоляции, прикрепленные к наружной поверхности металлической оболочки, снижают температуру внутренней поверхности бетона до 70 °С.

Активная зона реактора набирается из шестигранных графитовых блоков размером под ключ 361 и высотой 792 мм (рис.3.15). В каждом блоке имеется 102 продольных сквозных канала диаметром 21 мм и 210 заглушенных каналов для ТВЭЛов Ø15,9 мм и выгорающих поглотителей Ø12,7 мм (рис. 3.15).

Рис. 3.14. Реактор АЭС "Форт-Сент-Врейн":

- |                          |                                     |
|--------------------------|-------------------------------------|
| 1 - газодувка;           | 5 - канал датчиков энерговыделения; |
| 2 - парогенератор;       | 6 - опорная плита;                  |
| 3 - активная зона;       | 7 - корпус.                         |
| 4 - каналы приводов СУЗ; |                                     |

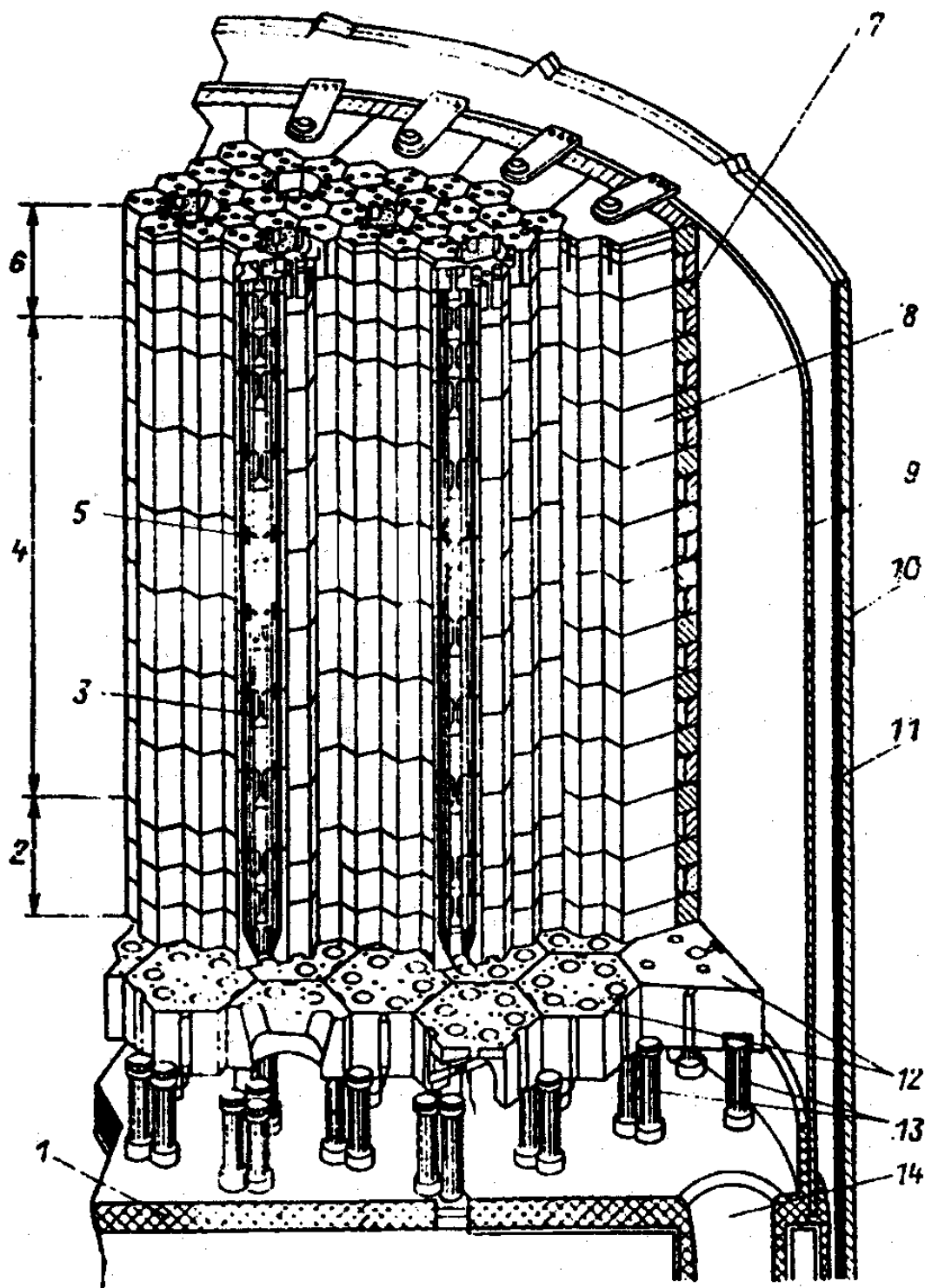


Рис. 3.15. Активная зона реактора HTGR АЭС «Форт-Сент-Врейн»:

- |                                   |                               |
|-----------------------------------|-------------------------------|
| 1 - керамическая тепловая защита; | 8 - блок бокового отражателя; |
| 2 - нижний отражатель;            | 9 - обечайка активной зоны;   |

- |                               |                                    |
|-------------------------------|------------------------------------|
| 3 – технологический канал;    | 10 – герметичная оболочка;         |
| 4 – активная зона;            | 11 – тепловая защита;              |
| 5 – ТВС;                      | 12 – блоки нижней плиты;           |
| 6 – верхний отражатель;       | 13 – опора;                        |
| 7 – слой борированных блоков; | 14 – входной канал парогенератора. |

Активная зона реактора имеет цилиндрическую форму высотой 4,75 м диаметром 6 м и окружена графитовым отражателем толщиной 1 м на верхнем торце и 1,2 м на нижнем торце и боковых поверхностях. ТВЭЛы, загружаемые в глухие каналы представляют собой цилиндрические стержни высотой 5-6 см, выполненные прессованием микроТВЭЛов в графитовой матрице. Топливом является высокообогащенный до 93 % диоксид урана, воспроизводящий материал - двуокись тория.

Выгорающие поглотители представляют собой графитовые стерженьки, содержащие до 5 % карбида бора. Регулируется реактор 74-мя регулирующими стержнями, перемещаемыми попарно от одного привода. Перегрузка топлива происходит на остановленном реакторе со сбросом давления и расхолаживанием контура. Перегрузка выполняется через вертикальные каналы в крышке реактора. Каждый канал обслуживает группу топливных колонн. Через те же перегрузочные каналы проходят приводы СУЗ, убираемые во время перегрузки. Графитовые блоки отражателя и самой активной зоны не рассчитаны на весь срок службы реактора и также заменяются во время перегрузки, только блоки отражателя примерно в 2 раза реже, чем топливные. Теплоноситель после газодувок проходит между отражателем и металлической оболочкой корпуса и поступает в верхнюю часть активной зоны. Зона омывается нисходящим течением теплоносителя. При этом приводы СУЗ и перегрузочные устройства находятся в зоне относительно холодного газа.

Немецкая концепция ВТГР принципиально отлична от американской. Активная зона немецких реакторов состоит из шаровых ТВЭЛов с диспергированными микрочастицами в графитовой матрице, окруженной графитовой оболочкой. Диаметр шара 6 см. Шары медленно движутся в активной зоне сверху вниз и омываются нисходящим движением теплоносителя. Диаметр графитовой матрицы с микроТВЭЛами 5 см, толщина оболочки из пиролитического графита 0,5 см. Шаровые ТВЭЛы загружаются в активную зону сверху и выгружаются снизу через трубу в коническом днище. Загрузка и выгрузка ТВЭЛов ведется непрерывно и, следовательно, не требуется компенсации реактивности за счет избытка топлива над критической массой. Существуют две системы прохождения ТВЭЛами активной зоны: однократная (ОПАЗ) и многократная (МПАЗ). При выгрузке ТВЭЛы поступают на систему сортировки и выгоревшие удаляются на переработку. ТВЭЛы возвращаются в активную зону пневмотранспортом. Рабочей средой пневмотранспорта является гелий. Регулирование реактора осуществляется подвижными стержнями, погружающимися в шаровую засыпку.

Каждая конструктивная концепция имеет свои достоинства и недостатки. К недостаткам призматических ТВЭЛов следует отнести неравномерность

выгорания топлива в активной зоне и необходимость остановки реактора на перегрузку. К недостаткам шаровых ТВЭЛов относятся трудности в выравнивании энерговыделения по зоне, обеспечении одинаковых условий выгорания топлива в них, да и в необычной конструкции активной зоны, основные элементы которой находятся в непрерывном движении. Представляется, что шаровая конструкция активной зоны все же более удобна. Проработки отечественных ВТГР проводились в 80-е годы также с шаровой концепцией активной зоны.

Сопоставление систем ОПАЗ и МПАЗ приводит к таким выводам. В системе ОПАЗ скорость циркуляции ТВЭЛов значительно ниже, чем при МПАЗ, необходимая глубина выгорания достигается за один проход, но она неодинакова для всех ТВЭЛов из-за различных траекторий их движения в шаровой засыпке и неравномерности распределения потока нейтронов по ее объему. Главное достоинство ОПАЗ заключается в получении более высокой (на 150-200 °С) температуры гелия на выходе из реактора при одинаковой температуре топлива. Действительно, максимальное тепловыделение и обогащение топлива имеет место в верхней части активной зоны, куда поступает холодный гелий (подается газ всегда сверху вниз, чтобы не создавался псевдокипящий слой). В нижней же части основное количество топлива уже выгорело, нейтронный поток и тепловыделение там невелики и отвод тепла от поверхности ТВЭЛа может быть обеспечен при небольшом перепаде температур между поверхностью ТВЭЛа и гелием, т.е. температура гелия на выходе из реактора приближается к температуре ТВЭЛа. Перекос по высоте нейтронного потока повышает эффективность органов СУЗ, вводимых в активную зону сверху, и уменьшает необходимую глубину их погружения в шаровую засыпку.

Система МПАЗ обеспечивает равномерное и оптимальное выгорание топлива, что экономически выгодно, но требует сложной и разветвленной системы циркуляции ТВЭЛов (рис. 3.16).

Первым вариантом реактора с шаровыми ТВЭЛами является прототипный реактор AVR мощностью 15 МВт(э), пущенный в Юлихе в 1967 г. Успешная эксплуатация этого реактора привела к проектированию и постройке реактора мощностью 300 МВт(э), успешно эксплуатируемого в течение последних лет. Этот реактор известен как ТНТР (ториевый высокотемпературный реактор). В активную зону этого реактора засыпаются 675000 шаров с топливом. Внутри каждого шарового ТВЭЛа диаметром 6 см и толщиной графитовой оболочки 0,5 см диспергировано 33000 топливных частиц диаметром 400 мкм. Высота активной зоны 6 м, диаметр 5,6 м. Шаровые ТВЭЛы медленно циркулируют по системе МПАЗ через активную зону, выходят через выпускной канал в коническом днище активной зоны и, проходя систему сортировки, снова возвращаются в зону. Регулирование реактора осуществляется поглощающими стержнями, перемещающимися в каналах в графитовом отражателе; остановка реактора обеспечивается вводом поглощающих стержней непосредственно в активную зону, а также введением в активную зону трифторида бора. Сопоставление и основные характеристики реакторов ВТГР приведены в табл. 3.3.

Как уже указывалось, корпуса современных ВТГР выполняются из ПНЖБ. Основные достоинства таких корпусов:

- возможность изготовления корпуса любого размера и формы с параметрами теплоносителя, характерными для современных и перспективных установок;
- высокая безопасность и невозможность внезапного хрупкого разрушения корпуса;
- благоприятная радиационная обстановка за корпусом, поскольку толщина корпуса по условиям прочности в 1,5-2 раза больше, чем необходимо для радиационной защиты;
- возможность размещения в корпусе всего оборудования 1-го контура;
- возможность строительства корпуса на месте из местных стройматериалов по обычной строительной и монтажной технологии.

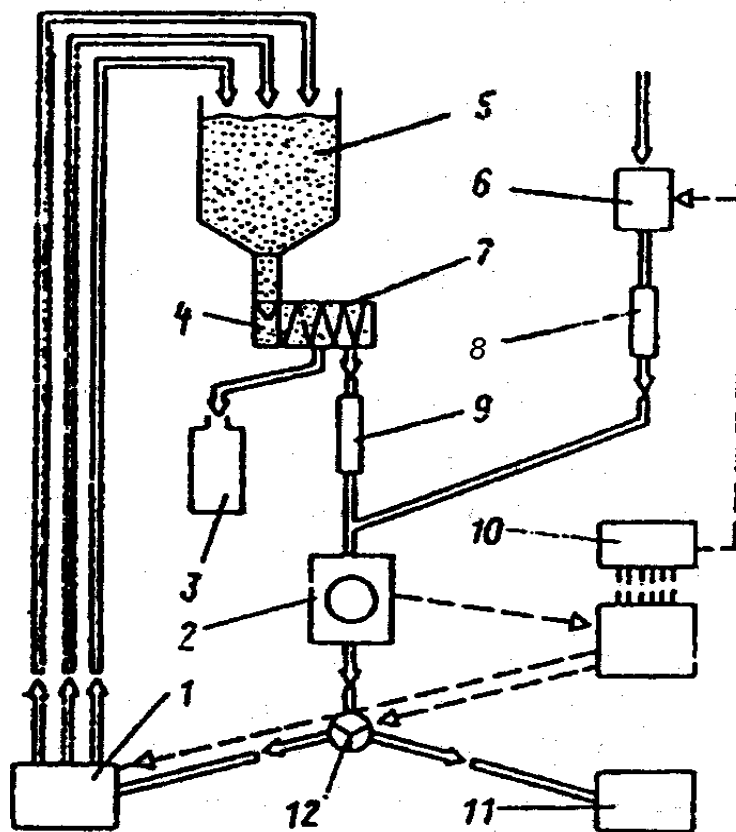


Рис. 3.16. Схема циркуляции ТВЭЛов в реакторе с засыпной активной зоной:

- |                                  |                                 |
|----------------------------------|---------------------------------|
| 1 - подъемник ТВЭЛов;            | 7 - шнек;                       |
| 2 - измеритель выгорания;        | 8, 9 - промежуточные штреки;    |
| 3 - емкость поврежденных ТВЭЛов; | 10 - вычислительное устройство; |
| 4 - накопитель;                  | 11 - выход шаров;               |
| 5 - активная зона;               | 12 - распределитель.            |
| 6 - бункер свежего топлива;      |                                 |

Схемы корпусов из ПНЖБ представлены на рис. 3.17. Сопротивление внутреннему давлению в корпусе создается системой тросов предварительного натяжения, когда при отсутствии внутреннего давления бетон работает с



максимальными напряжениями сжатия (что хорошо переносится бетоном). При повышении давления внутри корпуса напряжения в бетоне снижаются до нуля. Напряжения в бетоне создаются как тросами, пропускаемыми в специальных трубах (их может быть несколько тысяч), так и обматывая внешнюю поверхность корпуса стальной проволокой или лентой с необходимым натягом. Тросы закрепляются с одного конца наглухо и специальными домкратами натягиваются с другого.

Таблица 3.3

Основные характеристики ВТГР

Характеристика	«Питч-Боттом»	«Форт-Сент-Врейн»	«Фултон»	AVR	THTR
Тепл. мощность, МВт	115	842	3000	46	750
Электрическая мощность, МВт	40	330	1160	15	300
КПД АЭС (нетто), %	34,6	39,4	39	29	40
Темпер. гелия на входе, °С	377	405	320	270	270
То же на выходе, °С	750	784	750	950	750
Давление теплоносителя, МПа	2,5	4,9	4,9	1,0	4,0
Энергонапряженность активной зоны, МВт/м <sup>3</sup>	8,3	6,3	8,4	2,2	6,0
Расход теплоносителя, кг/с	55,5	427,8	1334	13,6	300,5
Высота активной зоны, м	2,28	4,75	6,34	3	5,6
Диаметр активной зоны, м	2,79	5,94	8,47	3	5,1
Тип ТВЭЛа	Кольцевой	Призматический	Шаровой		
Максимальная температура топлива, °С	1330	1260	1350	1250	1250
Параметры пара: температура, °С	538	538	540	505	530
давление, МПа	10,2	16,9	16,9	7,3	18
Глубина выгорания, МВт·сут./кг	73	100	98	-	127

Существует специальная система контроля напряжения в тросах, когда при ослаблении или разрыве одного из тросов подается соответствующий сигнал. Даже одновременный выход из строя нескольких из десятка тысяч тросов не сказывается на прочности корпуса. Охлаждение корпуса создается внутренней изоляцией и трубами в бетоне, по которым прокачивается охлаждающая вода, а плотность - внутренней стальной обшивкой. В то же время корпусам из ПНЖБ свойственны и определенные недостатки. Это, прежде всего, большая длительность строительства, невозможность демонтажа, большая нагрузка на фундамент. В связи с этим разработаны проекты корпусов из предварительно напряженного чугуна.

Отдельные элементы такого корпуса изготавливаются на заводах и собираются на месте монтажа (рис. 3.18). Отдельные чугунные сегменты в вертикальном и горизонтальном направлениях соединяются с помощью специальных штифтов и шпонок. Предварительное натяжение в вертикальном и горизонтальном направлениях, как и в корпусах из ПНЖБ, обеспечивается осевыми тросами и круговой навивкой. Герметичная оболочка с закрепленной на ней керамической или стальфолиевой изоляцией крепится к чугунным блокам с помощью штифтов.

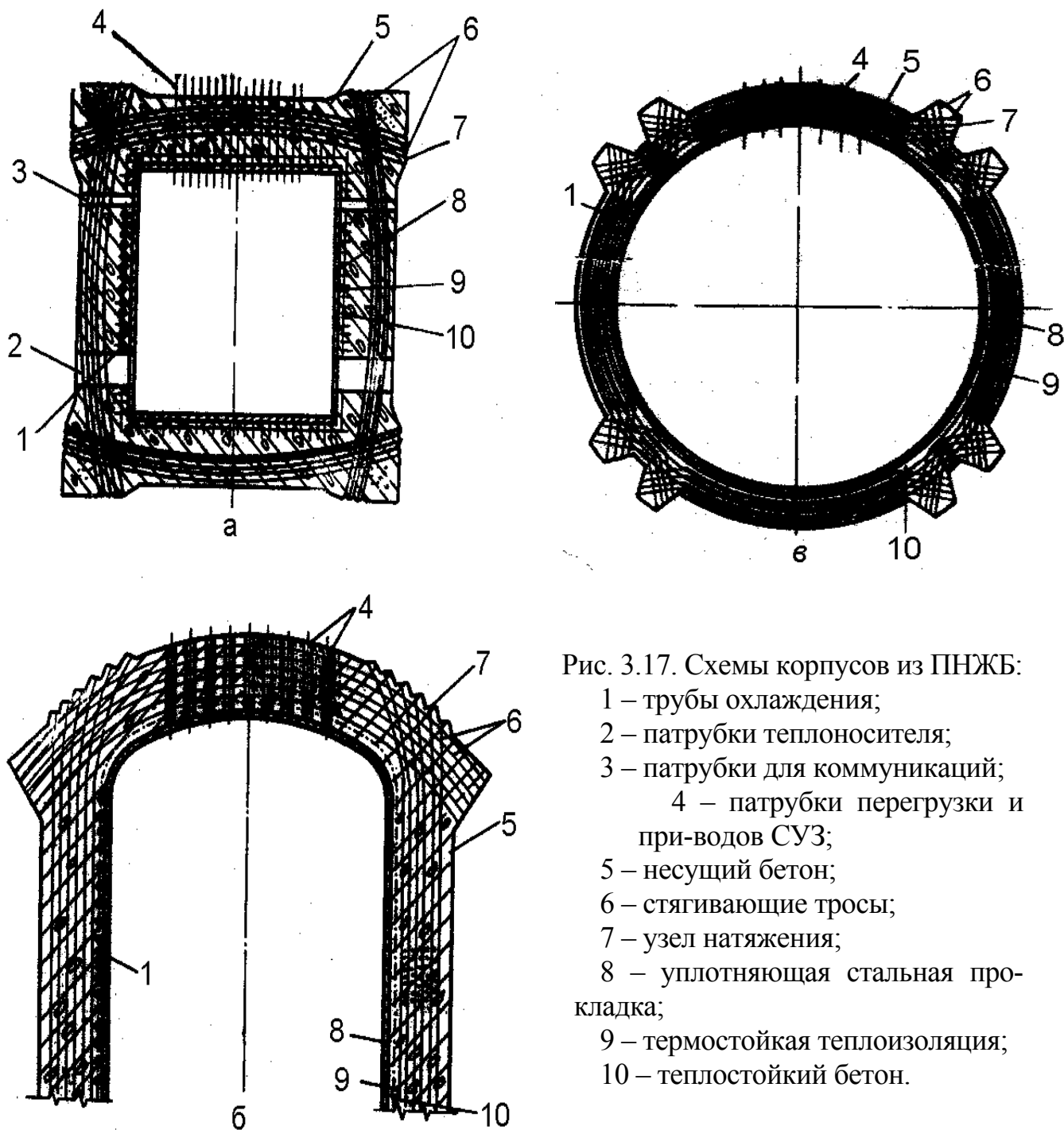


Рис. 3.17. Схемы корпусов из ПНЖБ:

- 1 – трубы охлаждения;
- 2 – патрубки теплоносителя;
- 3 – патрубки для коммуникаций;
- 4 – патрубки перегрузки и при-водов СУЗ;
- 5 – несущий бетон;
- 6 – стягивающие тросы;
- 7 – узел натяжения;
- 8 – уплотняющая стальная прокладка;
- 9 – термостойкая теплоизоляция;
- 10 – теплостойкий бетон.

Преимущества такого корпуса:

- меньший вес;
- возможность демонтажа и проведения ремонтных работ;

- меньшая подверженность радиационному воздействию, ползучести под напряжением и усадке;
- более высокая допустимая температура (до 400 С);
- более высокое качество отдельных элементов в связи с заводским изготовлением;
- облегчение условия работы герметичной оболочки, поскольку коэффициенты линейного расширения и модули упругости чугуна и стали меньше отличаются друг от друга, чем для стали и бетона.

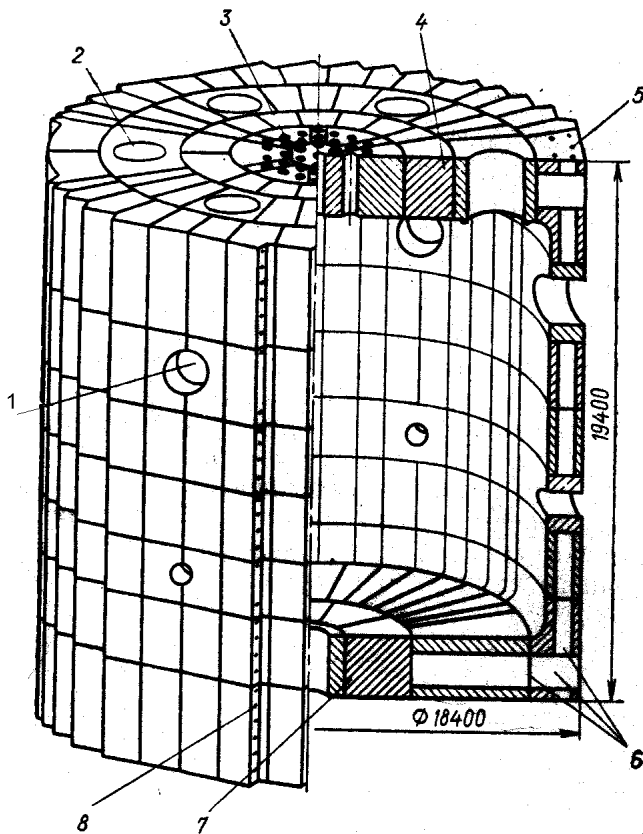


Рис. 3.18. Корпус из чугуна:  
 1 – проходка для трубопроводов;  
 2 -отверстия для парогенераторов;  
 3 - каналы для перегрузки и стержней СУЗ;  
 4 - чугунные блоки;  
 5 - отверстия для тросов;  
 6 -каналы охлаждения;  
 7 - днище корпуса;  
 8 - станции натяжения.

Проведенные оценки показали, что такие корпуса могут оказаться дешевле, чем традиционные из ПНЖБ при существенном сокращении сроков строительства. Немаловажным является также возможный отказ от системы охлаждения или существенное ее упрощение.

### Контрольные вопросы

1. Какие преимущества и недостатки графита, как замедлителя нейтронов?
2. Приведите классификацию и примеры реакторов с графитовым замедлителем.
3. Приведите особенности и устройство реакторов I и II блоков Белоярской АЭС. Отличия в их конструкции?
4. Сопоставьте реакторы БАЭС с реактором Первой АЭС.

5. Назовите недостатки конструкции графитового реактора с перегружаемыми каналами.
6. Чем объясняется повышение мощности реакторов РБМК в  $5 \div 10$  раз по сравнению с реакторами БАЭС?
7. Назовите особенности конструкции реакторов РБМК.
8. Назовите достоинства и недостатки реакторов РБМК.
9. Какие конструктивные причины аварии на IV блоке Чернобыльской АЭС?
10. Какова конструкция низкотемпературных реакторов с газовым теплоносителем?
11. Реакторы типа УГР (конструкция, особенности, примеры)?
12. Высокотемпературные газографитовые реакторы (конструкция, перспективность, преимущества)?
13. Какая конструкция ТВЭЛ в высокотемпературных реакторах?
14. Какая конструкция и примеры американского и немецкого вариантов высокотемпературных реакторов. Сопоставьте эти варианты?
15. Как осуществляется перегрузка ТВЭЛ в высокотемпературных реакторах разных типов?
16. Какие существуют схемы движения шаровых ТВЭЛов в высокотемпературных реакторах, достоинства и недостатки каждой схемы?
17. Устройство корпусов высокотемпературных реакторов?
18. Чем объясняется неодинаковая высота графитовых кирпичей в реакторах РБМК?
19. Каким газом обтекается графитовая кладка в реакторах РБМК?
20. Основные отличия реакторов РБМК от реакторов БАЭС?
21. Когда произошла Чернобыльская авария?
22. Эксплуатационные причины аварии на IV блоке ЧАЭС?

## 4. РЕАКТОРЫ С ТЯЖЕЛОВОДНЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ

### 4.1. Общие положения

Использование тяжелой воды в качестве замедлителя основано на ее ядерно-физических свойствах. Тяжелая вода ( $D_2O$ ) имеет такие же теплофизические свойства, что и легкая вода ( $H_2O$ ), но в связи с чрезвычайно малым макроскопическим сечением поглощения тепловых нейтронов ( $\Sigma_a = 3,88 \cdot 10^{-5} \text{ см}^{-1}$ ) является наилучшим замедлителем для ядерных реакторов. Коэффициент замедления нейтронов для тяжелой воды равен 3300, в то время как для легкой воды он составляет 61, а для графита 190. Утечка быстрых и тепловых нейтронов в тяжелой воде примерно одинакова, в отличие от легководных систем, в которых утечка быстрых нейтронов значительно выше. Достоинством  $D_2O$  является и большее время жизни нейтронов в тяжеловодном реакторе, составляющее 50 мс против 0,1 мс в реакторах на  $H_2O$ , что обуславливает более медленный подскок мощности на мгновенных нейтронах. Наконец, кинетика тяжеловодных реакторов существенно инерционнее, чем у реакторов других типов. Последнее обстоятельство связано с тем, что при взаимодействии  $\gamma$ -квантов с энергией выше 2,23 МэВ с ядрами дейтерия по реакции ( $\gamma, n$ ) образуются нейтроны. Эти фотонейтроны рождаются с запаздыванием, определяемым периодом  $\beta$ -распада предшественников  $\gamma$ -излучателей, а это запаздывание намного больше периодов полураспада излучателей запаздывающих нейтронов. Все перечисленные обстоятельства способствуют большей безопасности тяжеловодных реакторов, что чрезвычайно важно. Низкое поглощение нейтронов обеспечивает высокую эффективность использования  ${}_{92}^{235}\text{U}$ , т.е. возможность применения необогащенного топлива даже при использовании в качестве конструкционного материала стали. По сравнению с легководными реакторами на единицу массы расходуемого  ${}_{92}^{235}\text{U}$  в реакторах с  $D_2O$  выделяется в два раза больше энергии, при этом 50 % этого энерговыделения связано с делением ядер  ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ , образующегося из  ${}_{92}^{238}\text{U}$ . Выгружаемое топливо содержит в два раза больше  ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ , чем выгружаемое топливо водо-водяных реакторов. Весьма перспективным является использование конверторного цикла в тяжеловодных реакторах (ТВР), то есть получение вторичного топлива  ${}_{92}^{233}\text{U}$  из  ${}_{90}^{232}\text{Th}$ . Напомним, что топливный цикл называется конверторным, если в качестве первичного топлива используется  ${}_{92}^{235}\text{U}$ , а получают  ${}_{92}^{233}\text{U}$  из  ${}_{90}^{232}\text{Th}$  или  ${}_{94}^{239}\text{Pu}$  из  ${}_{92}^{238}\text{U}$ , и бридерным, если в качестве первичного топлива используется  ${}_{92}^{233}\text{U}$  или  ${}_{94}^{239}\text{Pu}$  и они же получают. Эффективность этого цикла определяется высоким средним значением количества нейтронов, образующихся при делении ядра  ${}_{92}^{233}\text{U}$  в тепловом спектре нейтронов (2,29) и более высоким сечением поглощения нейтронов ядрами  ${}_{90}^{232}\text{Th}$ , чем  ${}_{92}^{238}\text{U}$ . В то время как наработка плутония в ТВР с естественным ураном составляет около 2,7 г плутония на 1 кг урана, равновесная наработка  ${}_{92}^{233}\text{U}$  достигает 16 г на 1 кг тория.

Конечно, ТВР свойственны и определенные недостатки. Это, прежде всего, высокая дороговизна тяжелой воды, хотя она содержится в водах морей и океанов, но в чрезвычайно малом количестве. Так, на 7000 молекул  $H_2O$  приходится 1 молекула  $D_2O$ . Именно низкой концентрацией и трудностью выделения и объясняется высокая стоимость тяжелой воды. Кроме того, в  $D_2O$  большая длина замедления нейтронов, вследствие чего удельное тепловыделение в активной зоне колеблется в интервале 5-15 МВт/м<sup>3</sup>, т.е. реакторы имеют весьма значительные размеры. Чтобы использовать специфические достоинства  $D_2O$  как замедлителя, его температура должна поддерживаться до уровня 100 °С, т.е. быть достаточно низкой. Однако низкая температура замедлителя препятствует использованию отводимой от замедлителя теплоты, которое складывается из энергии излучения, выделяющейся в замедлителе (примерно 6 %) и натеков тепла из технологических каналов. Повышение температуры замедлителя даст возможность использовать это тепло, но ухудшит нейтронный баланс. Существенным недостатком  $D_2O$  является появление радиоактивного и обладающего большой проникающей способностью трития, образующегося при взаимодействии нейтрона с дейтерием. В связи с высокой стоимостью тяжелой воды и биологической опасностью образующегося трития, необходимо обеспечить высокую герметичность контура с тяжелой водой, а также сбор возможных протечек. Причем, нежелательно как попадание обычной воды в тяжелую - ухудшаются ее замедляющие свойства, так и попадание тяжелой воды в легкую - увеличиваются затраты на восполнение протечек  $D_2O$  и происходит выделение трития. Очевидно, в первую очередь необходима герметизация контура замедлителя.

Тяжеловодные реакторы (ТВР или HWR – Heavy Water Reactor) классифицируются по применяемому теплоносителю ( $D_2O$ ,  $H_2O$ ,  $CO_2$ , органические жидкости) и по типу конструкции (канального типа - с трубами, находящимися под давлением теплоносителя, и корпусного типа, когда под давлением теплоносителя находится корпус). Во всех типах реакторов основной конструкции является бак-каландр, т.е. бак, днища которого соединены трубами. Внутри бака находится тяжелая вода, по трубам проходит теплоноситель.

Рассматривая общие особенности ТВР, надо отметить, что гетерогенная структура активной зоны с каналами, содержащими пучки ТВЭЛов и теплоноситель, чревата опасностью повышения реактивности при уменьшении количества теплоносителя, если последний вносит существенный вклад в поглощение нейтронов. Чтобы избежать этого явления при утечке теплоносителя, реактор должен быть недозамедленным, т.е. характеристики активной зоны должны быть неоптимальными.

Учитывая преимущества ТВР, в мире в настоящее время находится в эксплуатации и строится порядка 45 реакторов различной мощности. Особенно развиты тяжеловодные реакторы в Канаде. Объективные условия этой страны позволяют ей получать относительно дешевую тяжелую воду. В Канаде

применяются только тяжеловодные реакторы канального типа, получившие название CANDU (Canada Deuterium Uranium).

Канада, имеющая большие запасы природного урана, не обладала необходимым потенциалом для его обогащения и поэтому она развивала ядерную энергетику на природном уране.

Проведенные в Чехии проработки показали, что при наличии природных запасов урановых руд и применении их для выработки электроэнергии можно получить без регенерации топлива в 10 раз, а при применении регенерации топлива - в 1000 раз больше электроэнергии, чем в случае экспорта урановых руд и покупки за них обычных топлив. Конечно, эти показатели зависят от соотношения цен на природный уран и уголь на мировом топливном рынке, но общую тенденцию они все же отражают. Поэтому реакторы типа ТВР были сооружены в Южной Корее, Индии, Пакистане, Аргентине. Имеются тяжеловодные реакторы в Англии, Японии, Италии.

Оригинальный тяжеловодный реактор корпусного типа с использованием  $\text{CO}_2$  в качестве теплоносителя был пущен в Чехословакии, но в связи с проникновением  $\text{CO}_2$  в воду 2-го контура и вызванную этим коррозию он был остановлен. Реакторы небольшой мощности с  $\text{D}_2\text{O}$ -замедлителем, корпусные были пущены в Швеции, Норвегии. В ряде стран проводились разработки и даже были пущены  $\text{D}_2\text{O}$ -реакторы с органическим теплоносителем. Однако опыт эксплуатации органического теплоносителя показал, что в результате нейтронного облучения он полимеризуется и требует весьма сложную систему очистки. Кроме того, такой теплоноситель намного дороже воды. Поэтому, несмотря на такие привлекательные свойства, как низкое давление, слабая активация в нейтронном поле и низкая коррозионная активность, в атомной энергетике от него отказались. Проводилось проектирование тяжеловодных реакторов и в СССР, однако ни один проект не был доведен до строительства.

#### **4.2. Канальные реакторы с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем**

Как указывалось, реакторы такого типа наиболее распространены в Канаде - реактор CANDU. Первый реактор такого типа мощностью 22 МВт(э) - реактор NPD (Nuclear Power Demonstration Reactor) был пущен в 1962 г., затем в 1967 г. - прототипный реактор мощностью 208 МВт(э) на станции "Дуглас-Пойнт". Типовой реактор CANDU мощностью 514 МВт(э) был построен в 1971 г. на станции "Пикеринг-А", и его конструкция является типичной для всех реакторов этого типа (рис. 4.1).

Активная зона реактора размещена в горизонтально расположенном цилиндрическом баке-каландре из нержавеющей стали, заполненном тяжелой водой. Диаметр бака 8 м, длина несколько более 8 м, масса без топлива и замедлителя 665 т. Бак между плоскими торцами пронизан 390 каландровыми трубами  $\text{Ø}131$  мм, толщина стенки 1,55 мм, в которых проходят технологические каналы. Материал каландровых труб - циркалой-2 или сплав  $\text{Zr}+2,5\% \text{Nb}$ . Каждый технологический канал с обоих концов вальцовкой

присоединен к опорным цапфам, удерживаемым в подшипниках скольжения на торцах цилиндрического корпуса. Наружная поверхность бака окружена бетонными стенками. По торцам бака имеются комбинированные тепловые защиты из стальных полос и плит, внутри цилиндрической части каландра установлена тепловая защита из полос нержавеющей стали, толщиной около 115 мм. Защита охлаждается водой, циркулирующей по трубам, проложенным по окружности.

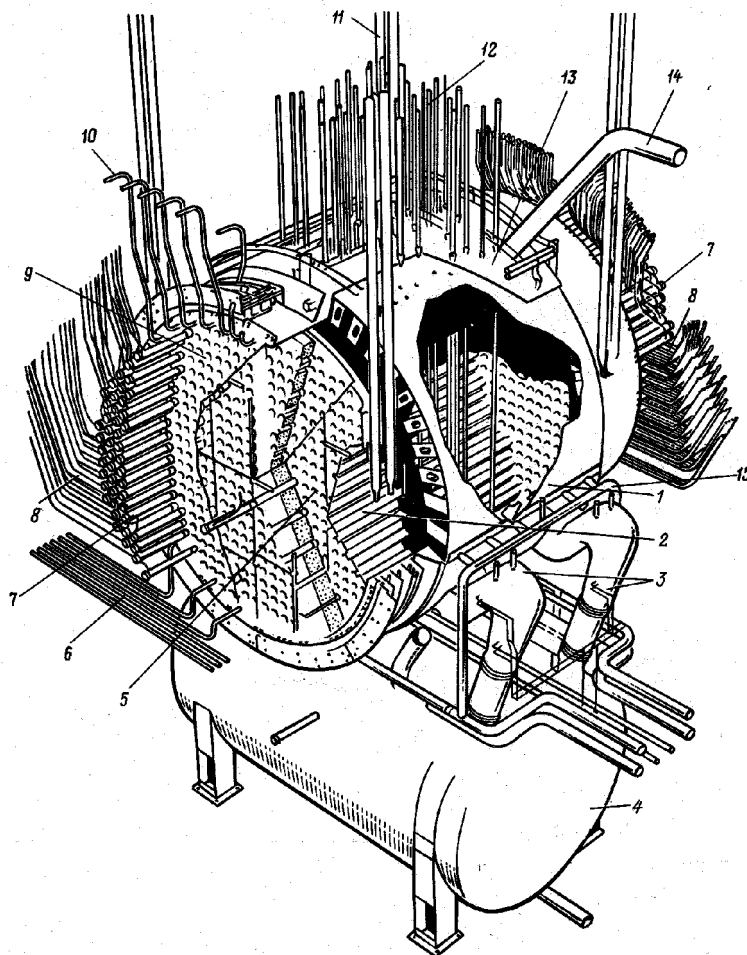


Рис. 4.1. Общий вид реактора "Пикеринг":

- |  |  |
|--|--|
| 1 – бак-каландр;                                 | 8 – отвод и подвод теплоносителя;          |
| 2 - трубы каландра;                              | 9 – наружный трубный лист торцевой защиты; |
| 3 - трубы для слива замедлителя;                 | 11 – опорные штанги корпуса;               |
| 4 - бак для слива $D_2O$ ;                       | 12 – каналы стержней СУЗ;                  |
| 5 – внутренняя трубная доска торцевой защиты;    | 13 – оболочка корпуса;                     |
| 6, 10 – вход и выход охлаждения торцевой защиты; | 14- подвод гелия;                          |
| 7 – трубы технологических каналов;               | 15 – коллектор входа $D_2O$ .              |

Снаружи каландра имеются 25 групп сопел для охлаждения орошением внутренних металлических частей, не покрытых замедлителем, в которых



выделяется теплота как во время работы за счет излучения, так и при остановках реактора. Под каландром расположен горизонтальный бак Ø5,4 м и длиной 11,5 м из нержавеющей стали с толщиной стенки 19,1 мм. Бак соединен с баком-каландром четырьмя сбросными трубопроводами с гидрозатворами и трубами с клапанами с верхней частью бака-каландра. Во время работы в нижнем баке поддерживается давление гелия выше, чем в верхней части бака-каландра. При необходимости давление газа сбрасывается, и замедлитель под действием силы тяжести сливается из каландра в бак, прекращая ядерную реакцию. Труба технологического канала имеет наружный диаметр 103 мм, толщину стенки 5,08 мм для циркаловых труб и 3,94 мм для цирконий-ниобиевых труб. Канальные трубы с обоих концов соединены со стальными частями, в которых установлены съемные пробки для обеспечения доступа к ТВС при перегрузке. В кольцевом зазоре между трубами каландра и технологическими каналами прокачивается азот, являющийся теплоизоляцией между горячим теплоносителем в каналах и холодным замедлителем в баке-каландре. Схема отвода тепла от реактора двухконтурная. К каждому каналу присоединены трубопроводы для подвода и отвода теплоносителя - некипящей тяжелой воды, температура которой на входе в реактор 250 °С, на выходе 293 °С, давление теплоносителя 9 МПа. Контур с теплоносителем содержит 160 т D<sub>2</sub>O, 280 т тяжеловодного замедлителя циркулируют через корпус реактора и внешний теплообменник при атмосферном давлении со средней температурой 60 °С. Система отвода теплоты разделена на две идентичные петли, в которых установлены по шесть кожухотрубных парогенераторов, генерирующих насыщенный пар под давлением около 4 МПа. Перегрузка топлива в реакторе непрерывная. С каждого торца реактора установлено по перегрузочной машине (рис. 4.2), работающей по полуавтоматической схеме: стыковка с каналом, уплотнение по каналу, удаление изолирующей и защитной пробок, установка или удаление топливной сборки, установка пробок и расстыковка с каналом. Перегрузочные машины передвигают кассеты в соседних каналах в противоположных направлениях.

ТВС реактора (рис. 4.3) состоит из пучка стержневых ТВЭЛов Ø15,2 мм в оболочке из циркалоя. Число стержней в пучке 24, число ТВС в каждом канале 12, длина каждой ТВС 495 мм. Дистанционируется ТВС в канале ребрами на кожухе. Перегружается топливо постепенным проталкиванием ТВС от одного торца к другому. В сутки перегружается 9 кассет. В процессе работы регулирование обеспечивается 14-ю камерами, расположенными внутри зоны. Эти камеры представляют собой трубы, заполняемые обычной водой. Кроме того, имеется 18 компенсирующих стержней из кобальта, вводимых в активную зону вертикально между каналами в корпусе. Эти стержни предназначены для компенсации ксенонового отравления. Образующийся в них радиоизотоп кобальта имеет самостоятельное коммерческое значение. В реакторе, установленном на АЭС "Брук", применяется другой метод компенсации ксенонового отравления, при котором в активную зону вводят вспомогательные стержни, содержащие обогащенное топливо.

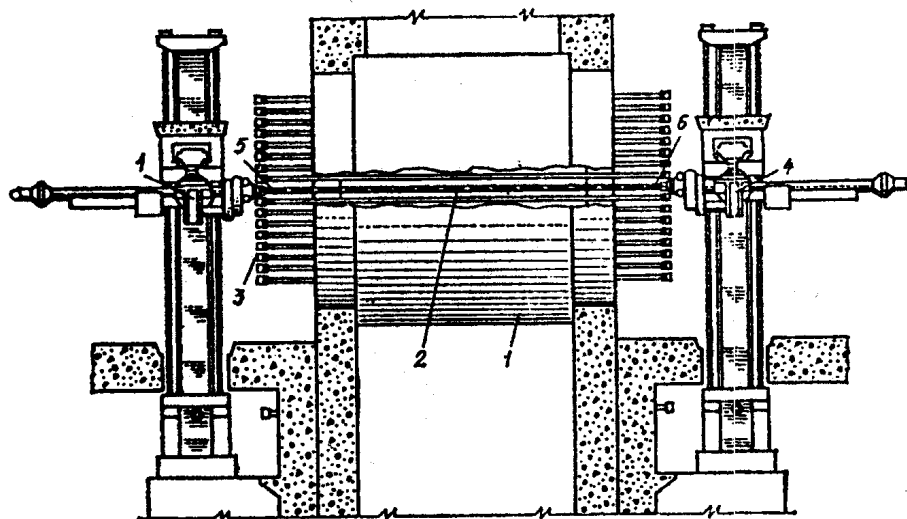
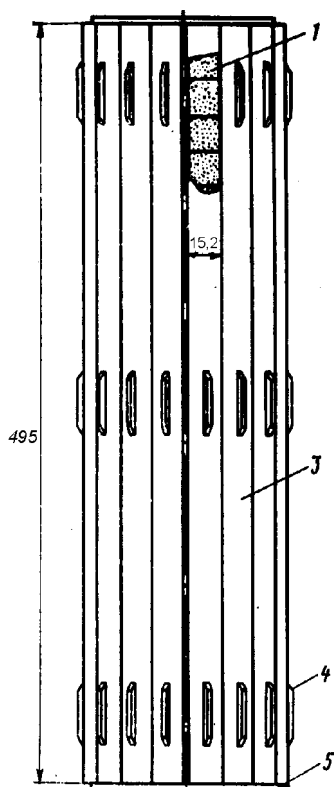


Рис.4.2. Расположение перегрузочных машин в реакторе CANDU:

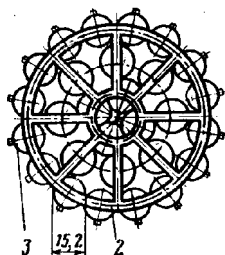
- |                      |                           |
|----------------------|---------------------------|
| 1 – реактор;         | 4 – перегрузочная машина; |
| 2 – топливный канал; | 5 – ТВС для загрузки;     |
| 3 – торец канала;    | 6 – ТВС для выгрузки      |



Аварийная остановка реактора осуществляется сбросом в активную зону 11 кадмиевых стержней, установленных над корпусом. При необходимости эта защита дублируется сливом замедлителя в дренажный бак. В последних конструкциях реактора CANDU дренажный бак отсутствует, бак-каландр помещается в защитный бак, заполненный обычной водой и аварийная остановка реактора, помимо кадмиевых стержней, осуществляется впрыском в замедлитель поглотителя нейтронов (соли гадолиния). При изменениях реактивности, выходящих за пределы, которые могут быть скомпенсированы системами регулирования, например при запуске реактора, целиком загруженного свежим топливом, в замедлитель добавляется бор в виде окиси, выводимый затем на ионообменных фильтрах.

Рис.4.3. Тепловыделяющая сборка реактора CANDU:

- |   |
|---|
| 1 – таблетки из диоксида урана в ТВЭЛе;   |
| 2, 5 – каркас ТВС;                        |
| 3 – ТВЭЛ с оболочкой из циркалоя;         |
| 4 – дистанционирующий выступ из циркалоя. |



Рассмотрим защитную систему станции. Противоаварийная оболочка представляет собой двухбарьерную систему. Каждый из 4-х реакторов станции "Пикеринг" расположен в собственном защитном здании, в котором поддерживается давление несколько ниже атмосферного. Все четыре здания охватываются большим "вакуумным зданием" объемом  $8 \cdot 10^4 \text{ м}^3$ , выполненным из армированного бетона. Давление в этом здании поддерживается равным 6,6 кПа. Вакуумное здание в состоянии удерживать весь пар, образующийся при потере теплоносителя 1-го контура. Для конденсации этого пара в здании имеется спринклерная система охлаждения, включающаяся при повышении давления. Бак с водой для питания этой системы объемом  $7600 \text{ м}^3$  расположен в верхней части вакуумного здания. Комбинация реакторного и вакуумного зданий обеспечивает удержание радиоактивности в случае разрыва 1-го контура. В самом реакторном здании давление в этом случае не превысит 0,14 МПа, что меньше, чем расчетное проектное значение.

Основные характеристики реакторов CANDU, приводятся в таб.4.1, из которой видно, как улучшались характеристики с их развитием.

Таблица 4.1

Некоторые характеристики канальных реакторов с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем

Характеристика	Реактор NPD	АЭС "Дуглас-Пойнт"	АЭС "Пикеринг-А"	АЭС "Брук-Д"
Электрическая мощность, МВт	22	208	514x4	750x4
Тепловая мощность, МВт	-	701	1744x4	2894x4
Год пуска	1962	1967	1973	1983
Диаметр бака-каландра, м	-	5,99	8,04	8,46
Длина активной зоны, м	4,455	5,94	5,94	6,435
Число ТВЭЛов в ТВС	19	19	28	37
Диаметр и толщина оболочки	15,25x0,38			13,08x0,3
Длина ТВС, мм	495			
Диаметр ТВС, мм	82,04	81,69	102,4	
Число ТВС на канал	9	12	12	13
Число рабочих каналов	-	306	390	480
Давление теплоносителя на	8,3	10,3	10,3	9,8
Температура теплоносителя на выходе, С	-	293	293	304
Среднее выгорание МВт сут./т урана	6800	8490	7700	8500

### 4.3. Канальные реакторы с тяжеловодным замедлителем и легководным теплоносителем

Применение легководного теплоносителя дает возможность перейти на прямой энергетический цикл, отказаться от парогенератора и, следовательно, улучшить экономические показатели станции. Реакторы такого типа появились уже в 1968 г. в Великобритании, затем в Канаде, Японии, Италии. Конструкции всех этих реакторов принципиально одинаковы и отличаются друг от друга только конкретным исполнением отдельных узлов. Английский реактор был построен в Уинфрите, являлся прототипным, мощность его была 300 МВт тепловая и 100 МВт электрическая. Целью его создания явилась необходимость накопления опыта эксплуатации таких реакторов, так как в Великобритании с 70-х годов предполагалось развивать атомную энергетику на базе тяжеловодных реакторов с легководным теплоносителем. К достоинствам таких реакторов следует отнести одноконтурную схему АЭС, меньшее давление пара в каналах, чем в реакторах CANDU, меньшее необходимое количество тяжелой воды и меньшие потери этой воды, так как она используется только в качестве замедлителя и находится в баке-каландре при низких давлении и температуре. Крупным недостатком, особенно с позиций сегодняшнего дня, является положительный паровой коэффициент реактивности. Легкая вода в связи с тем, что ее очень мало, влияет в основном только на поглощение, а не на замедление нейтронов, поэтому парообразование вызывает рост реактивности. Тем не менее, эксплуатация реактора была успешной, был разработан проект такого реактора мощностью 660 МВт(э) и было принято решение о строительстве шести таких реакторов. Однако в дальнейшем это решение было отменено, и развитие ядерной энергетики Великобритании базируется на корпусных легководных реакторах типа PWR.

Конструкция реактора SGHWR (Steam Generating Heavy Water Reactor) – парогенерирующий тяжеловодный реактор в Уинфрите такова (рис.4.4): бак-каландр расположен вертикально; в реакторе 104 вертикальных топливных каналов с внутренним диаметром 130 и толщиной стенки 5 мм. В пределах активной зоны каналы выполнены из циркалоя, а по краям - из нержавеющей стали. Топливные каналы проходят внутри каландровых каналов, наружным диаметром 184 мм и толщиной стенки 3,3 мм. Каландровый бак имеет длину 3960 и диаметр 3710 мм. Бак и каналы каландра выполнены из алюминия, промежуток между топливными и каландровыми каналами заполнен циркулирующим с малой скоростью углекислым газом, играющим роль теплоизоляции и используемым для контроля герметичности каналов. С торцов и вокруг каландра расположены баки водяной биозащиты. Тяжелая вода в каландре находится под давлением, несколько выше атмосферного, и при температуре 80 °С. Для отвода тепла от тяжеловодного замедлителя предусмотрен специальный контур циркуляции с очисткой D<sub>2</sub>O от примесей, в том числе и от бора. Верхний уровень воды в каландре находится выше верха активной зоны. Пространство над уровнем воды заполнено гелием. Компенсация избыточной реактивности осуществляется добавкой в

замедлитель нуклида бора, концентрация которого в течение кампании меняется. Регулирование мощности реактора осуществляется изменением уровня замедлителя, т.е. вылетом нейтронов.

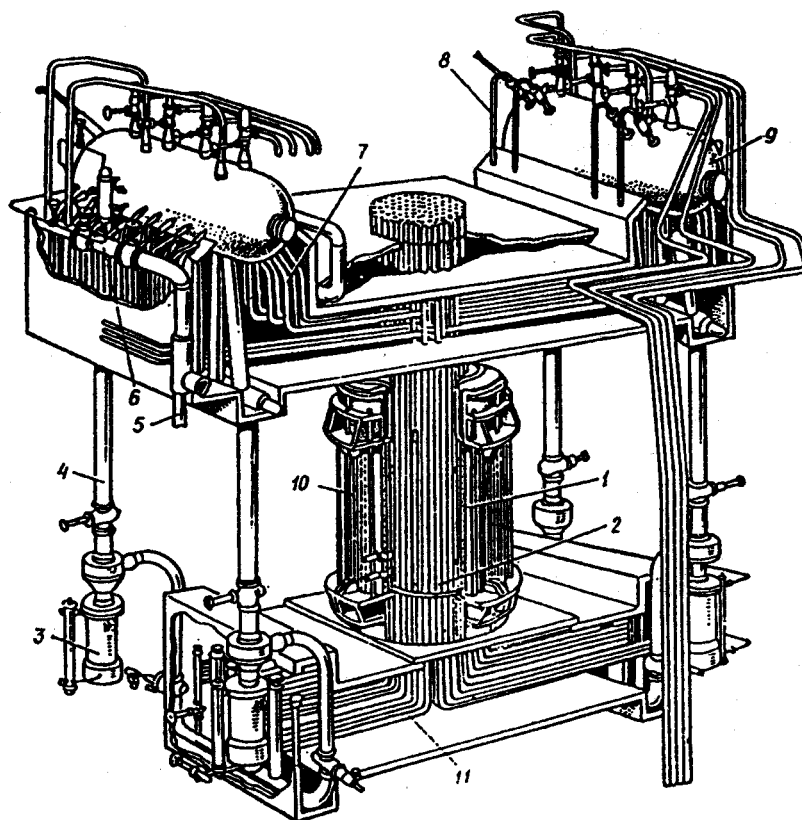


Рис. 4.4. Тяжеловодный реактор с кипящим легководным теплоносителем:

- |                                 |   |
|---------------------------------|---|
| 1 - каландр;                    | 7 - пароводяные трубы;                    |
| 2 - топливный канал;            | 8 - питательная вода;                     |
| 3 - ГЦН;                        | 9 - сепаратор пара;                       |
| 4 - опускной трубопровод;       | 10 - нейтронная защита;                   |
| 5 - трубопровод пара к турбине; | 11 - трубопроводы подвода воды к каналам. |
| 6 - коллектор пара;             |   |

Аварийная остановка реактора производится сливом замедлителя, а также заполнением специальных 12 U-образных труб, проходящих через каландр, которые в течение нескольких секунд могут быть заполнены раствором бора. Поглощающих стержней и механических приводов СУЗ в реакторе SGHWR не предусмотрено. ТВС состоит из 36 ТВЭЛов диаметром 16 мм, длиной 3,6 м с оболочкой из циркалоя, заполненной таблетками из спеченной двуокиси урана при обогащении 2,3%.

ТВС крепится к подвеске, заканчивающейся пробкой, с помощью которой производится крепление подвески в канале и его уплотнение. Центральная трубка в ТВС выполнена с отверстиями, через которые в аварийных ситуациях при потере теплоносителя в реакторе разбрызгивается

вода из системы аварийного охлаждения реактора, что обеспечивает целостность ТВЭЛов. Паросодержание теплоносителя на выходе из канала 11%, давление 6,5 МПа, температура насыщения 282 °С. По обеим сторонам реактора находятся сепараторы пара, к которым подходят трубопроводы от каждого канала. Основные характеристики таких реакторов Канады, Японии, Италии приводятся в табл. 4.2.

Таблица 4.2

Основные характеристики D<sub>2</sub>O-реакторов с теплоносителем H<sub>2</sub>O

Характеристика	«Уинфрит»	«Джентили»	«Фуген»	«Сирена»
Страна	Англия	Канада	Япония	Италия
Год пуска	1968	1972	1975	1977
Тепловая мощность, МВт	300	833	557	130
Электрическая мощность, МВт	100	250	165	42
Диаметр каландра/высота активной зоны, м	3,71/3,96	-/5,0	4,9/3,7	/4
Число рабочих каналов	104	308	224	60
Давление теплоносителя, МПа	6,5	5,55	6,86	4,315
Паросодержание на выходе из канала, %	11	16,5	15	28,5
Обогащение топлива, %	2,3	Природн. уран	1,5	Природный уран
Диаметр и толщина оболочки ТВЭЛа, мм	16x0,71	19,8x0,59	16,8x0,86	20x0,5
Диаметр и толщина трубы каландра, мм	130x5,1	103,5x2,41	117,8x4,3	106,1x3,15

### Контрольные вопросы

1. Приведите классификацию реакторов с тяжеловодным замедлителем?
2. Какой основной конструкционный элемент тяжеловодных реакторов?
3. Чем объясняется развитие тяжеловодных реакторов?
4. Какие преимущества и недостатки тяжеловодных реакторов?
5. Приведите конструктивное отличие реакторов типа «Пикеринг» от реакторов типа «Джентили»?
6. Какова конструкция ТВС тяжеловодных реакторов?
7. Как дистанционируется ТВС в технологическом канале?
8. Что имеет более высокую температуру – теплоноситель или замедлитель?

9. Какая среда помещается между трубами каландра и технологическими трубами?

10. Какому типу реакторов Вы отдадите предпочтение: CANDU или SGHWR?

11. Как осуществляется перегрузка реакторов типа CANDU?

12. Как осуществляется регулирование мощности реакторов типа CANDU?

13. Применяется ли механическая система регулирования в CANDU?

14. Из какого металла сделан бак-каландр в реакторе CANDU?

15. Какие материалы используются в качестве поглотителя в SGHWR?

16. Диаметр ТВЭЛа в тяжеловодных реакторах больше или меньше диаметра ТВЭЛа ВВЭР?

17. Удельное энерговыделение у тяжеловодных реакторов больше или меньше, чем у ВВЭР?

18. Какой уровень глубины выгорания у HWR? Как эта величина соотносится с глубиной выгорания топлива у других типов реакторов?

## 5. ЖИДКОСОЛЕВЫЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

### 5.1. Общие положения

Реакторы такого типа относятся к гомогенным реакторам, в которых топливо и теплоноситель смешаны. Хотя такие реакторы не получили распространения в настоящее время, положительный опыт работы единственной крупномасштабной экспериментальной установки (мощность 8 МВт(э)), построенной в конце 60-х гг. в Ок-Риджской национальной лаборатории США, - реактор MSRE (Molten-Salt Reactor Experiment) и выполненный проект реактора MSBR (Molten-Salt Breeder Reactor) мощностью 1000 МВт(э) заставляют рассматривать такие реакторы в качестве перспективных. Однако следует отдавать себе отчет во всех трудностях, с которыми связано осуществление реакторов этого типа.

Идея создания таких реакторов основана на том, что топливо в смеси с теплоносителем попадает в активную зону, где за счет замедления нейтронов создаются критическая масса и условия для прохождения ядерной реакции. Выделяющаяся в результате прохождения реакции теплота передается теплоносителю и его температура повышается. Когда теплоноситель с топливом выходит из активной зоны, замедление нейтронов прекращается, и прекращается ядерная реакция. Затем теплоноситель поступает в систему теплообменников, где охлаждается, передавая теплоту рабочему телу, участвующему в выработке электроэнергии или поддерживающему различные высокотемпературные процессы.

Преимущества реакторов подобного типа таковы:

1. В активной зоне реактора значительно уменьшается количество конструкционных материалов или они вообще отсутствуют. Следовательно, исключается паразитный захват нейтронов. В реакторах с циркулирующим горючим легко организовать непрерывную циркуляцию горючего через байпасный контур, в котором удаляются продукты деления. Обе эти причины способствуют высокоэффективному балансу нейтронов. В результате КВ в таких реакторах достигает значений 0,8-0,9 для уран-плутониевого цикла и 1,06-1,1 для уран-ториевого.

2. Низкие удельные топливные загрузки, достигаемые по тем же причинам. Так, например, несмотря на наличие топлива в контуре переработки и в теплообменнике 1-го контура, удельная загрузка делящегося горючего составляет в жидкосолеовом реакторе (ЖСР) 1,5 кг/МВт(э), в то время как для реакторов ВВЭР - 3,9 кг/МВт(э) (с учетом топлива, находящегося в годичном цикле переработки и рефабрикации ТВЭЛов). Это обстоятельство может оказаться решающим для экономии естественных запасов делящегося горючего, так как позволяет, по крайней мере, удвоить энергетические мощности реакторов на той же сырьевой базе.

3. В реакторах с твердотопливными ТВЭЛами глубина выгорания топлива часто ограничивается теплофизическими и механическими свойствами ТВЭЛа, а также накоплением продуктов деления и выгоранием делящихся



изотопов. В ЖСР нет проблемы, связанной с ТВЭЛами, а если учесть, что в ЖСР организовано непрерывное удаление продуктов деления, то можно утверждать, что глубина выгорания в реакторах этого типа практически не ограничена.

4. ЖСР обладают по сравнению с твердотопливными реакторами значительно более высоким уровнем безопасности. Прежде всего, у них отрицательный температурный коэффициент реактивности, обеспечивающий саморегулируемость реактора. Это связано с тепловым расширением жидкого топлива, т.е. саморегулируемость осуществляется практически безынерционно. Поверхность раздела между топливом и теплоносителем - обычно наиболее уязвимое место твердотопливных реакторов. Одной из наиболее сложных проблем в реакторах является потеря теплоносителя. Эти проблемы, естественно, в ЖСР отсутствуют. Повышению безопасности в ЖСР способствует и низкое, практически атмосферное давление теплоносителя в активной зоне. Наконец, наращивание мощности в твердотопливных реакторах связано с увеличением числа ТВЭЛов, что приводит к понижению статистической надежности аппарата. ЖСР является фактически одноТВЭЛЬным аппаратом, и повышение мощности достигается увеличением размеров.

5. В связи с тем, что в ЖСР отсутствуют оболочки ТВЭЛа и твердое топливо, нет проблем с термоциклической усталостью при изменении нагрузки, а также ксеноновым отравлением реактора. Ксенон в связи с малой растворимостью в жидком топливе может быть относительно легко выведен из аппарата. Таким образом, ЖСР значительно больше приспособлен для работы при переменных нагрузках, чем любой другой тип реактора.

6. Большим достоинством ЖСР является сравнительная простота и дешевизна топливного цикла. В топливном цикле ЖСР исключается проблема перевода топлива из твердой фазы в жидкую или газообразную для выделения наработанного топлива и рефабрикации ТВЭЛов. Упрощается проблема изготовления ТВЭЛов. Не требуются дорогие дефицитные материалы, используемые для оболочки ТВЭЛов и регулирующих органов. Соединение в одной установке ядерного реактора и оборудования для переработки топлива, через которое пропускается часть циркулирующего расплава, исключает необходимость остановки реактора на перегрузку, выдерживание отработавшего топлива на станции с последующей транспортировкой на перерабатывающие заводы. Следовательно, топливная составляющая на таких АЭС будет ниже.

7. В реакторах с твердотопливными ТВЭЛами изотопный состав выгружаемого топлива определяется длительностью кампании. В ЖСР возможно непрерывное выведение из активной зоны как промежуточных, так и конечных продуктов наработки. Так, например, если в уран-плутониевом цикле непрерывно выводить из топлива  $^{239}_{94}\text{Np}$ , то можно снизить содержание  $^{239}_{94}\text{Pu}$  в составе изотопов нарабатываемого плутония.

8. Большое значение также имеет возможность получения в жидкосолевых реакторах высокопотенциальной теплоты, так как они не имеют ограничений по теплопередаче и температурам оболочек ТВЭЛов. Например, в ЖСР

теплоноситель может разогреваться до температур 1000 – 1300 °С при давлении в контуре, не превышающем нескольких атмосфер.

В то же время на пути создания ЖСР имеется ряд трудностей, не преодоленных полностью и по сей день. Прежде всего, это высокая сложность и радиоактивность всего контура, что чрезвычайно усложняет профилактические осмотры и ремонтные работы. Требуется создание совершенно новых механизмов и устройств по дистанционному обслуживанию оборудования 1-го контура. Достаточно сложно также сочетание в одной установке двух различных производств: выработки электроэнергии и получения вторичного топлива. Наконец, не может полностью считаться решенной и проблема выбора несущей среды для топливной композиции. Использование газообразной топливной фазы требует высокого давления, при котором становится вероятной утечка радиоактивного газового теплоносителя. Водные взвеси и растворы тоже вряд ли подходят, так как возникают проблемы: с распределением делящегося изотопа и воспроизводящего материала в потоке и по объему реактора, с выпадением и скоплением частичек топлива по тракту и в застойных зонах, с коррозией оборудования и трубопроводов, с радиоллизом воды. Кроме того, температура теплоносителя при использовании воды относительно невысока. Выход в американских проектах найден в использовании расплавов фтористых солей легких металлов, однако эти соли имеют высокую температуру плавления, что, безусловно, затрудняет эксплуатацию установки. Помимо этого, наличие в теплоносителе фтористых солей лития приводит к образованию трития - одного из наиболее опасных радиоактивных изотопов, так как при проникновении в живые организмы он замещает водород в молекулах органических соединений. Скорость наработки трития в ЖСР, содержащих LiF, в 50 раз выше, чем в ВВЭР, ВТГР и других реакторах, уступая только тяжеловодным реакторам. Однако в ЖСР тритиевая проблема осложнена тем, что эти реакторы работают при высоких температурах, и тритий легко диффундирует через металлические стенки системы топливного и промежуточного контуров, попадая в парогенератор и загрязняя окружающую среду. Следует отметить, что проблемы блокировки утечки трития в контур парогенератора не решены и в настоящее время.

## **5.2. Жидкосолевой уран-ториевый реактор-размножитель на тепловых нейтронах**

Успешные испытания ЖСР, построенных в Ок-Риджской национальной лаборатории США в 50-х (Aircraft Reactor Experiment) и в 60-х годах (MSRE), привели к разработке проекта крупной АЭС с ЖСР - MSBR-1000 электрической мощностью 1000 МВт. Трехконтурная АЭС включает также систему переработки и регенерации топлива. Состав теплоносителя 1-го контура: 71,772 % LiF; 16,0 % BeF<sub>2</sub>; 12,0 % ThF<sub>4</sub> и 0,228 % UF<sub>4</sub> (<sup>233</sup>U). Температура плавления этой соли 500 °С, теплоемкость 1,34 кДж/кг·град. В качестве теплоносителя 2-го контура используется смесь 92,0 % NaBF<sub>4</sub> и 8 % NaF. Температура плавления этой соли 385 °С, теплоемкость 1,51 кДж/кг·град. Тепло, сообщенное в реакторе топливной соли, передается в теплообменнике

промконтура теплоносителю промконтура, который генерирует в парогенераторе водяной пар сверхкритических параметров (24 МПа, 538 °С), поступающий в турбогенератор. Полный тепловой КПД АЭС составляет 44 %. Очистка топливной соли от газообразных продуктов деления осуществляется в байпасном контуре, а вывод редкоземельных материалов, протактиния и извлечение урана - в системе переработки топлива. Контур с топливной солью и 2-й контур с теплоносителем выполнены в виде 4-х параллельно соединенных петель, в каждой из которых установлены топливный насос и теплообменник. Реакторный бокс цилиндрической формы, диаметр 18,8 м, высота 10,6 м. В нем установлены реактор, 4 теплообменника 1-го контура и 4 топливных насоса. Температура отсека поддерживается электронагревателями на уровне 540 °С, что исключает теплоизоляцию трубопроводов и оборудования, препятствует замерзанию топливной соли и облегчает ремонт и техническое обслуживание реактора. Вся реакторная установка размещена в герметичном железобетонном здании, выполняющем функцию вторичной противоаварийной оболочки. Реактор MSBR представлен на рис. 5.1. Корпус реактора изготовлен из модифицированного хастелоя-Н, рассчитан на давление 0,525 МПа, диаметр корпуса 6,7 м, высота 6,1 м и толщина стенок 51 мм. Активная зона реактора состоит из графитовых блоков 100x100 мм длиной 3,95 м, на боковых поверхностях которых имеются графитовые дистанционирующие выступы.

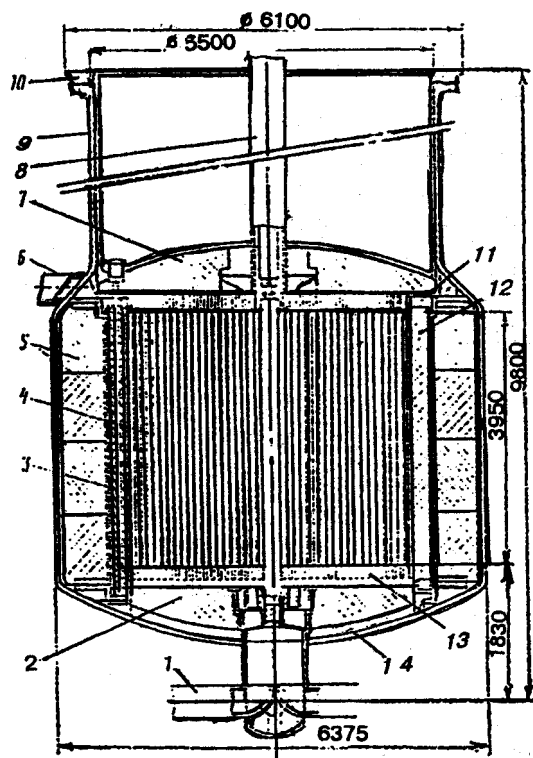


Рис. 5.1. Конструктивная схема реактора MSBR:

- 1 - входной коллектор;
- 2 - нижний торцевой отражатель;
- 3 - вертикальный канал;
- 4 - графитовый замедлитель;
- 5 - боковой отражатель;
- 6 - выходной коллектор;
- 7 - верхний торцевой отражатель;
- 8 - стержни регулирования;
- 9 - корпус;
- 10 - верхняя крышка;
- 11, 13 - верхнее и нижнее графитовые кольца;
- 12 - графитовые пластины;
- 14 - днище реактора.

В центре, каждого блока по оси имеется канал Ø15 мм, по которому прокачивается топливная соль. Объемная доля топливной соли в этой части активной зоны составляет 13%. Вокруг центральной части активной зоны установлены графитовые пластины прямоугольного сечения 51x25,4 мм длиной 3,95 м. Между этими пластинами проходит часть потока топливной соли,



Наименование	Значение
Толщина радиальной зоны воспроизводства, м	0,38
Толщина кольцевого зазора, м	0,05
Толщина бокового отражателя, м	0,76
Толщина торцевой зоны воспроизводства, м	0,23
Толщина торцевого зазора, м	0,08
Толщина торцевого отражателя, м	0,61
Число графитовых блоков в активной зоне	1412
Размер графитового блока, см	10x10x395
Масса графита в отражателе, т	303
Масса активной зоны в сборе, т	272
Время жизни графита при флюенсе нейтронов с энергией больше 50 кэВ $3 \cdot 10^{22}$ см <sup>-2</sup> , год	4
Коэффициент воспроизводства	1,062
Выход воспроизведенного урана-233, % / год	3,3
Удельная загрузка топлива, кг/МВт(э)	1,51
Время удвоения, год	21
Количество тория в контуре, т	88,6
Количество делящегося материала, кг, в том числе	
урана-233	1286
урана-235	112
протактиния-233	110

Рассматривая перспективность реакторов типа ЖСР, нельзя не остановиться на воздействиях этих реакторов на окружающую среду. Проведенные проработки показывают, что с этой точки зрения, хотя и не все вопросы технически решены, ЖСР имеет определенные преимущества перед твердотопливными реакторами, особенно с учетом всего ядерно-энергетического комплекса. Основной проблемой является проблема улавливания и удержания трития. Возможность широкого использования ЖСР определяется общим прогрессом в ядерной энергетике.

### Контрольные вопросы

1. Какие преимущества и недостатки гомогенных ядерных реакторов?
2. Что является теплоносителем в гомогенных ядерных реакторах?
3. Особенности проекта MSBR-1000?
4. К какому типу реакторов относительно энергии нейтронов относится жидкосолевой реактор?
5. Какой состав топливной смеси?
6. Сколько контуров имеет АЭС с ЖСР и почему?
7. Что собой представляет зона воспроизводства в ЖСР?

### 6. РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

## 6.1. Общие положения

Перспективность реакторов на быстрых нейтронах (РБН) определяется тем, что в них возможна повышенная наработка вторичного ядерного топлива. КВ у них значительно больше единицы. Это объясняется тем, что поглощение нейтронов в сырьевом материале, каким является  $^{238}_{92}\text{U}$ , осуществляется в том случае, когда энергия нейтронов  $E \geq 1$  МэВ, а это основной спектр нейтронов для РБН. В качестве первичного горючего в реакторах могут использоваться  $^{233}_{92}\text{U}$ ,  $^{235}_{92}\text{U}$ ,  $^{239}_{94}\text{Pu}$ ,  $^{241}_{94}\text{Pu}$ . Для оценки того, какое топливо целесообразно использовать в РБН, рассмотрим количество свободных нейтронов, появляющихся в среднем при делении одного ядра. Эта величина определяется выражением

$$\eta = \nu / (1 + \alpha),$$

где  $\nu$  - среднее число вторичных нейтронов, освобождавшихся в результате одного деления;

$$\alpha = \frac{\sigma_c}{\sigma_f} - \text{отношение сечения радиационного захвата к сечению деления.}$$

В табл. 6.1 приводятся значения параметров некоторых делящихся изотопов при захвате быстрого нейтрона.

Таблица 6.1

Значения параметров делящихся изотопов в типичном спектре нейтронов, существующем в реакторе на быстрых нейтронах ( $\eta$  – число вторичных нейтронов, приходящихся на один нейтрон, поглощенный топливом)

Параметр	Уран-233	Уран-235	Плутоний-239	Плутоний-241
$\alpha$	0,108	0,244	0,231	0,114
$\nu$	2,57	2,50	2,96	3,04
$\eta$	2,32	2,01	2,4	2,73
$\eta-1$	1,32	1,01	1,4	1,73

Как следует из данных, приведенных в табл. 6.1, наилучшими характеристиками обладают изотопы плутония, особенно  $^{241}_{94}\text{Pu}$ , образующегося из  $^{240}_{94}\text{Pu}$  при захвате им нейтрона. Плутоний-240 помимо роли сырьевого изотопа для производства  $^{241}_{94}\text{Pu}$  дает заметный вклад в размножение нейтронов, поскольку имеет  $\nu = 3,17$  при величине  $\sigma_f = 0,408$  барн,  $\sigma_c = 0,354$  барн и пороговой энергии деления  $E_f = 0,6$  МэВ. Соответствующие значения для  $^{238}_{92}\text{U}$  составляют - 2,7; 0,048 барн; 0,202 барн и 1,4 МэВ, а для  $^{232}_{90}\text{Th}$  - 2,54; 0,010 барн; 0,240 барн и 1,4 МэВ.

Однако изотопы плутония не встречаются в природе и должны быть накоплены в результате работы реакторов на тепловых нейтронах либо производиться в самих РБН. Это тем более важно, что из-за низкого (на порядок) сечения деления на быстрых нейтронах для самоподдерживающейся ядерной реакции количество делящегося вещества в РБН должно быть при

равной мощности на порядок больше, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Использование в РБН в качестве делящегося вещества первичного горючего  ${}_{92}^{235}\text{U}$  приведет к быстрому исчерпанию дешевых месторождений урана и маленькой мощности ядерной энергетики, что явно не выгодно. Мерой эффективности РБН в наработке делящихся материалов может служить время удвоения  $T_2$ , определяемое как время, необходимое для производства избыточного топлива, достаточного для первой загрузки другого такого же реактора.

Рассмотрим реактор, воспроизведенное топливо которого не используется для других реакторов в течение времени его удвоения. В этом случае

$$T_2, \text{лет} = \frac{\text{Начальная загрузка делящимся изотопом, кг}}{\text{Скорость накопления делящегося изотопа, кг/год}}$$

Поскольку коэффициент воспроизводства определяется как

$$KB = \frac{\text{Топливо, производимое за год}}{\text{Топливо, сгоревшее за год}},$$

то коэффициент избыточного воспроизводства определится как

$$KB - 1 = \frac{\text{Чистое накопление топлива за год}}{\text{Топливо, сгоревшее за год}}.$$

В связи с вкладом в энерговыделение теплоты, образующейся в результате деления образующихся изотопов, скорость сгорания ядерного горючего уменьшается на величину

$$N_{fi} \cdot \sigma_{fi} / (N_{fi} \cdot \sigma_{fi} + N_{fe} \cdot \sigma_{fe}) = 1 / (1 + F),$$

где  $N_{fi}, \sigma_{fi}$  - ядерная плотность и сечение деления ядерного горючего;

$N_{fe}, \sigma_{fe}$  - соответствующие величины для сырьевого материала.

Определим количество сгоревшего плутония за год при мощности реактора Р МВт при условии, что количество энергии, выделяемое при одном акте деления ядра плутония, составляет 215 МэВ или  $3,44 \cdot 10^{-11}$  Дж =  $3,44 \cdot 10^{-11}$  Вт·с. Следовательно, для получения энергии в 1 МВт·сут. необходимо, чтобы произошло  $24 \cdot 3600 \cdot 10^6 / 3,44 \cdot 10^{-11} = 2,5 \cdot 10^{21}$  актов деления. Для получения энергии, выделяющейся в реакторе в течение года при заданном коэффициенте использования мощности реактора КИМ, потребуется  $P \cdot 365 \cdot \text{КИМ} \cdot 2,5 \cdot 10^{21}$  делений. В 1 кг плутония содержится  $6,023 \cdot 10^{26} / 239 = 2,5 \cdot 10^{24}$  ядер плутония. Следовательно, годовой расход плутония с учетом деления сырьевых материалов и радиационного захвата нейтронов ядрами плутония будет равен:

$$G_{\text{год}} = \frac{365 \cdot P \cdot \text{КИМ} \cdot 2,51 \cdot 10^{21} \cdot (1 + \alpha)}{(1 + F) \cdot 2,5 \cdot 10^{24}} \text{ кг/год},$$

чистое накопление вторичного горючего за год:

$$G_{\text{вт}} = \frac{0,365 \cdot P \cdot \text{КИМ} \cdot (1 + \alpha) \cdot (KB - 1)}{(1 + F)} \text{ кг/год},$$

и время удвоения при условии начальной загрузки реактора делящимся изотопом в количестве М кг:

$$T_2 = \frac{M}{G_{\text{вт}}} = \frac{2,7 \cdot M \cdot (1 + F)}{P \cdot \text{КИМ} \cdot (1 + \alpha) \cdot (KB - 1)}, \text{ лет.}$$

Из последнего выражения следует, что для достижения малого времени удвоения удельная мощность (мощность, отнесенная к единице массы делящегося изотопа –  $P/M$ ) должна быть большой. Это также желательно с точки зрения минимизации загрузки высокообогащенного топлива. Плотность энерговыделения в РБН лежит в пределах 300-800 МВт/м<sup>3</sup>, т.е. значительно выше, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Следовательно, одной из основных проблем в РБН должен быть высокий теплоотвод. Кроме того, величина КВ тем больше, а время удвоения тем меньше, чем более жесткий спектр нейтронов в активной зоне реактора. Как известно, выработка электроэнергии удваивается каждые 7-10 лет. Следовательно, для самообеспечения ядерной энергетики время удвоения  $T_2$  также должно быть равно этой величине. Для этого величина КВ должна быть равна 1,3-1,5. Такая величина КВ возможна только в реакторах на быстрых нейтронах.

Улучшение теплоотвода в РБН достигается распределением топлива в активной зоне в тонких ТВЭЛах и применением теплоносителей с хорошими теплофизическими свойствами, характеризующимися малым сечением поглощения и малым замедлением нейтронов. Наиболее подходящими теплоносителями для таких систем могут быть жидкие металлы и, возможно, газообразный гелий под высоким давлением. Проведенные сопоставления различных металлов на предмет их использования в качестве теплоносителя показали, что наиболее предпочтительным является натрий. Его преимущества:

- высокая температура кипения при атмосферном давлении (881 °С);
- высокая теплопроводность и хорошие теплопередающие свойства при низкой мощности, затрачиваемой на перекачку;
- небольшое замедление и поглощение нейтронов.

При использовании натрия при низком давлении в реакторе теплоноситель может быть нагрет до весьма высоких температур, обеспечивающих высокий КПД паросилового цикла. Однако использование жидкого натрия создает и ряд сложных технических проблем. Поэтому возник интерес к использованию в РБН гелиевого теплоносителя. Его применение решает отдельные технические вопросы, но при этом возникают другие, не менее сложные. Во всех действующих реакторах на быстрых нейтронах, несмотря на ряд сложностей, в настоящее время используется в качестве теплоносителя жидкий натрий.

Первым РБН для производства электроэнергии был запущенный в 1951 г. в США реактор - EBR-1 мощностью 200 кВт. Реактор использовал в качестве топлива уран-235 и охлаждался смесью натрия и калия. В нашей стране разработка РБН началась с 1949 г. в г. Обнинске под руководством акад. А.И. Лейпунского. В настоящее время крупные действующие АЭС с РБН имеются в России, Франции, Англии, США, Японии. Наиболее крупный РБН работает во Франции - реактор "Супер-Феникс" электрической мощностью 1200 МВт. Далее - реактор 3-го блока Белоярской АЭС - БН-600, пущенный в эксплуатацию в 1980 г. В конце 70-х - начале 80-х годов считалось, что при имевших место в то время темпах развития ядерной энергетики после 1990-1995 годов в основном будут строиться только РБН. Однако после аварии Чернобыльской АЭС произошло замедление ввода АЭС, значительно большее



внимание уделяется аспектам безопасности. После прекращения «холодной войны» высвободилось большое количество оружейного плутония, накопленное в наиболее развитых в промышленном отношении странах, и возникла необходимость и возможность его использования в мирных целях. В связи с этим проблема использования РБН в значительной мере потеряла свою актуальность, но не перспективность. Очевидно, сейчас проблема ввода РБН в широкую эксплуатацию отодвинулась на 20-25 лет. Дальнейшие возможности развития быстрых реакторов определяются уровнем их безопасности и экономичности. Пока в ряде Европейских стран (Франция, Германия, Англия) работы по созданию Европейского быстрого реактора (EFR), проводимые совместно, приостановлены, некоторые проекты РБН, например БН-800 и БН-1600 (Россия), подверглись существенной доработке в направлении значительного увеличения безопасности и повышения экономичности.

На безопасность РБН влияют следующие особенности реакторов:

- большая плотность энерговыделения в активной зоне;
- большое содержание плутония в активной зоне, усиливающее радиационную опасность при разрушении 1-го контура;
- низкая доля запаздывающих нейтронов при делении плутониевого топлива и, следовательно, небольшой запас реактивности между нормальным стационарным режимом и выходом на режим надкритичности на мгновенных нейтронах;
- малое время жизни нейтронов, что приводит к быстрому разгону реактора при увеличении реактивности;
- изменение реактивности при изменении плотности натрия в активной зоне;
- эффекты расширения активной зоны и доплеровского расширения резонансных уровней, ограничивающие длительность переходных процессов;
- возможность быстрого распространения повреждений ТВЭЛов из-за локальной закупорки каналов с теплоносителем.

Отметим, что эффективная доля запаздывающих нейтронов для  $^{239}_{94}\text{Pu}$  составляет  $\beta=0,0021$ , а с учетом делений урана-238 быстрыми нейтронами среднее значение  $\beta$  для плутониевого РБН составляет 0,004, в то время как для уранового реактора на тепловых нейтронах  $\beta=0,0065$ . Из-за отсутствия замедлителя среднее время жизни мгновенных нейтронов для РБН составляет  $10^{-5}$ - $10^{-7}$  с, а в реакторах на тепловых нейтронах это значение лежит в области  $10^{-3}$ - $10^{-4}$  с. При скачке реактивности  $\rho > \beta$  период разгона реактора будет очень малым. Так, например, при среднем времени жизни мгновенных нейтронов  $10^{-6}$  с, средней доле запаздывающих нейтронов  $\beta = 0,004$  и при скачкообразном увеличении реактивности на 1,2%, период реактора составит  $1,25 \cdot 10^{-4}$  с. Эти и другие перечисленные выше особенности РБН заставляют с большой осторожностью относиться к созданию и вводу в действие такого реактора, хотя многие вопросы могут быть компенсированы теми или иными техническими решениями. В то же время развитие ядерной энергетики без использования РБН вряд ли возможно, так как дешевые запасы урановых руд

ограничены. Применение РБН расширяет топливную базу ядерной энергетики, по крайней мере, в 30-50 раз и снимает проблему энергетического голода для человечества на сотни лет.

Одной из характеристик надежности энергоустановки является коэффициент использования установленной мощности. По этому показателю реактор БН-600 является лидером среди других реакторов России: для БН-600 значение КИУМ в течение ряда лет составляет 75-76 %, в то время как проектное значение КИУМ для ВВЭР-1000 находится на уровне 68 %.

При развитии ядерной энергетики следует учитывать необходимость выжигания долгоживущих актиноидов, накапливающихся в отработавшем топливе ядерных реакторов. Это плутоний, нептуний, америций и кюрий. Если отработавшее топливо поместить в интенсивные нейтронные потоки, то актиноиды выгорают. Лучше всего это делать в РБН. Один реактор БН-800 может выжигать актиноиды, вырабатываемые в трех-четырех ВВЭР-1000. Утилизация накопленного оружейного топлива в легководных реакторах связана с потерей 50-60 % его энергетического потенциала и одновременным накоплением токсичных и радиационно-опасных актиноидов.

Таким образом, стимулами к созданию и строительству быстрых реакторов являются:

- расширение топливной базы ядерной энергетики, снимающие проблем энергоресурсов на столетия;
- выжигание образующихся при работе ядерных реакторов на тепловых нейтронах высокотоксичных и радиационно-опасных актиноидов и плутония;
- достаточно высокий КИУМ работающих реакторов, накопленный опыт их создания и эксплуатации в передовых странах мира.

Классифицировать реакторы на быстрых нейтронах можно по:

- применяемому теплоносителю: натрий, гелий или тетраоксид азота;
- компоновке оборудования - интегральная или петлевая;
- взаимному расположению топлива и сырьевого материала.

## **6.2. Реакторы на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем**

Использование жидкого натрия в качестве теплоносителя связано с рядом сложных технических проблем, решение которых и получение опыта эксплуатации и привели к задержке в развитии РБН на 20-25 лет.

Факторы, вызвавшие потенциальные трудности использования натрия:

1. Натрий обладает значительной наведенной активностью в результате захвата нейтронов с образованием натрия-24 (период полураспада 15 ч), излучающего гамма-кванты. Это создает трудности при ремонтных работах, профилактике оборудования и его эксплуатации.

2. При контакте натрия с водой происходит бурная экзотермическая реакция с образованием окиси натрия. Для исключения попадания окиси натрия в реактор, выпадающей там в осадок и забивающей проход теплоносителя либо корродирующей материалы 1-го контура, применяется промежуточный контур.

Теплоноситель промконтур нагревается теплоносителем 1-го контура и в свою очередь генерирует водяной пар в парогенераторах. Кроме того, промконтур является как бы буфером, препятствующим распространению взрывных реакций в активную зону реактора и выбросу в результате этих реакций радиоактивного натрия. Теплоносителем промконтур также является натрий, находящийся под давлением, большим, чем давление в 1-м контуре.

3. Натрий обладает высокой коррозионной активностью. В результате этого основным конструкционным материалом являются нержавеющие стали аустенитного класса.

4. При температурах свыше 200 °С натрий на воздухе загорается. Поэтому необходима надежная изоляция натрия от воздуха, что достигается наличием над уровнем натрия в реакторе газовой подушки из инертного газа, обычно аргона.

5. При температуре ниже 97 °С натрий застывает. Поэтому для пуска станции необходим предварительный электрообогрев всего оборудования и трубопроводов. В зависимости от тепловой схемы пуск станции может потребовать нескольких недель. При остановке станции натрий должен быть слит в бак с электрообогревом.

6. Для очистки натрия от оксидов и гидридов в системе трубопроводов устанавливаются специальные "ловушки", горячие или холодные, предназначенные для улавливания и удаления этих веществ. В "холодных ловушках" происходит охлаждение некоторой части теплоносителя до температур, при которых оксиды выпадают в осадок и могут быть отфильтрованы. В "горячих ловушках" часть натрия попадает в сосуд с корродируемым материалом (например, кольцами из углеродистой стали), в результате чего натрий поглощает кислород, содержащийся в оксидах.

7. Особые требования предъявляются к арматуре и насосам. Арматура должна быть ковальной для предупреждения межкристаллитной коррозии. В связи с высокой теплопроводностью натрия арматура должна обладать стойкостью против теплового удара, а малая вязкость натрия требует применения для арматуры твердых материалов, препятствующих задиранью. Важное требование к арматуре для натрия - отсутствие протечек через сальники. Даже небольшая протечка опасна загоранием, не говоря уже о высокой стоимости натрия. Применяются бессальниковые конструкции либо комбинированные уплотнения с замораживанием протечек.

8. В отличие от воды натрий непрозрачен, поэтому работы по перегрузке топлива или замене отдельных компонентов конструкции внутри корпуса реактора должны выполняться вслепую.

Отметим другие особенности РБН. В связи с большим удельным тепловыделением ТВЭЛы реактора БН имеют диаметр 4-8 мм, т.е. меньше, чем в реакторах на тепловых нейтронах. Это удорожает ТВЭЛы (стоимость ТВЭЛа приблизительно обратно пропорциональна диаметру в степени - 1,5). В качестве топлива используется двуокись урана в оболочке из нержавеющей стали. Для снижения максимальной температуры топлива часто применяется

втулочная конструкция сердечника ТВЭЛа. Большая теплопроводность карбидов урана и плутония позволяет повысить энерговыделение в топливе, однако использование карбидов требует дополнительных исследований для выяснения их совместимости с материалом оболочки ТВЭЛа. Из-за малых габаритов активной зоны весьма велика (до 80 %) утечка нейтронов из нее, поэтому активную зону окружают отражателем. В качестве материала отражателя используется природный или обедненный уран, образующийся как отвал обогатительных производств. Кроме отражения нейтронов в активную зону, в таком отражателе осуществляется захват нейтронов ядрами урана-238, приводящий к накоплению плутония-239 в отражателе. Эта область отражателя, содержащая сырьевые материалы, окружающая активную зону, называется зоной воспроизводства или экраном. В зоне воспроизводства происходит также энерговыделение в результате деления ядер урана-238 на быстрых нейтронах, хотя и значительно меньшее, чем в активной зоне. Поэтому обычно в эту зону направляется часть потока натрия. Природный или обедненный уран размещается и в торцевых частях ТВЭЛов. Он образует верхнюю и нижнюю торцевые зоны воспроизводства. В связи с меньшим энерговыделением ТВЭЛы радиальной зоны воспроизводства могут быть выполнены большего диаметра, чем в активной зоне. ТВЭЛы и стержни регулирования активной зоны и зоны воспроизводства охлаждаются натрием, протекающим снизу вверх. В связи с этим создается перепад давления, вызывающий осевые усилия, действующие на сборки и способствующие их всплытию. Для предотвращения всплытия ТВС используют различные конструктивные решения; наиболее часто применяемым является использование гидравлического упора, создающего усилие, направленное в сторону, противоположную движению теплоносителя. Достигается это подводом теплоносителя перпендикулярно оси ТВС и созданием под нижним глухим торцом ТВС области пониженного давления. Иногда используются механические фиксаторы хвостовика кассеты, вскрываемые под действием механизма перегрузки. Хвостовики ТВС закрепляются в опорном коллекторе, из которого распределяются потоки теплоносителя. Напорный коллектор представляет собой барабан, имеющий две опорные плиты с гнездами для установки хвостовиков ТВС и соединяющую их обечайку. Плиты образуют камеры высокого и низкого давлений теплоносителя, охлаждающие соответственно активную зону и зону воспроизводства. Так как энерговыделение в активной зоне в РБН намного выше, чем в реакторах на тепловых нейтронах, к моменту перегрузки ТВС в ТВЭЛах накапливается большое количество осколков деления и, следовательно, остаточное тепловыделение в ТВС достаточно большое. Поэтому выгруженные из активной зоны ТВС до выемки из реактора переносятся в хранилище отработавших ТВС, находящееся за пределами активной зоны, и охлаждаются там также натрием. С большим и неравномерным тепловыделением по ТВС связано распухание топлива и деформации, приводящие к изгибу ТВЭЛов к центру активной зоны. Это нарушает нормальное охлаждение ТВЭЛов и может

привести к образованию локальных критмасс. Очевидно, в конструкции ТВС должны быть механические ограничители изгиба ТВЭЛов.

Регулирование РБН может осуществляться как перемещением топливных стержней в активной зоне, так и вводом специальных стержней-поглотителей. Сечения поглощения быстрых нейтронов у всех материалов почти одинаковы. Поэтому выбор поглощающего материала не столь важен. Обычно применяются бористые стали, карбид бора или тантал в оболочке из нержавеющей стали. Иногда оба способа регулирования совмещаются, причем компенсирующие кассеты выполняются из 2-х частей: поглощающей из обедненного урана и топливной. Количество компенсирующих и регулирующих кассет обычно невелико из-за малых размеров зоны и малым запасом реактивности в начале кампании. Последнее имеет место благодаря компенсирующему влиянию воспроизводимого топлива. Кроме того, отравляющее влияние продуктов деления не превышает 3-4 % отрицательной реактивности, то есть, отравления практически нет.

Необходимо иметь в виду, что натрий вносит существенный вклад в поглощение нейтронов. Поэтому утечка натрия из активной зоны недопустима как по нейтронно-физическим, так и по пожароопасным соображениям. Поэтому корпус реактора обычно окружается страховочным кожухом. Между основным корпусом и страховочным кожухом обычно прокачивается горячий аргон. В связи с низким давлением натрия толщина корпуса реактора составляет 10-30 мм, такая же толщина и страховочного кожуха, материал этих элементов - нержавеющая сталь. Объем кожуха выбирается таким образом, чтобы при вытекании натрия из основного корпуса активная зона не оголялась.

В связи с большим потоком нейтронов в активной зоне там имеет место и наибольшая наработка вторичного горючего. Возможны две компоновки активной зоны и зоны воспроизводства: активная зона окружается зоной воспроизводства и ТВС с обогащенным и обедненным ураном (плутонием) чередуются. Получила большее распространение первая компоновка, так как при этом поток нейтронов на корпус уменьшается.

Компоновка оборудования 1-го контура возможна петлевая и интегральная. При петлевой компоновке в корпусе реактора размещается только активная зона, а ГЦН и теплообменники 1-го контура находятся вне корпуса реактора. Такая компоновка обладает высокой ремонтпригодностью. При интегральной компоновке внутри корпуса реактора располагаются как активная зона, так и ГЦН и теплообменники 1-го контура. В этом случае проще обеспечить герметичность контура натрия. Такая компоновка дает возможность получить несколько более высокую температуру теплоносителя, при ней легче организовать естественную циркуляцию теплоносителя; корпус реактора больше защищен от нейтронного потока. Опыт проектирования и технико-экономический анализ свидетельствуют о том, что показатели обоих вариантов примерно одинаковы. Выбор компоновки на современном этапе определяется имеющимся опытом сооружения и эксплуатации, производственными возможностями, уровнем техники и т.д. Петлевая компоновка применяется в первых отечественных реакторах БОР-60, БН-350, в американском реакторе

"Энрико Ферми", японском "Мондзю", немецком NSR-300. В остальных эксплуатируемых и строящихся реакторах применяется интегральная компоновка. В табл. 6.2 приводятся основные характеристики отечественных установок с реакторами на быстрых нейтронах, в табл. 6.3 - зарубежных установок.

Таблица 6.2

Основные характеристики отечественных установок с РБН

Характеристика	БОР-60	БН-350	БН-600	БН-800	БН-600М	БН-1600
Год пуска	1969	1973	1980	-	-	-
Тепловая мощность, МВт	60	1000	1480	2100	1520	4000
Электрич. мощность, МВт	12	350	600	830	600	1600
Компоновка реактора	петлевая		интегральная			
Температура натрия на входе в реактор, °С	360-480	300	377	354	395	
Температура натрия на выходе из реактора, °С	580-600	500	550	547	550	
Топливо	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub> или UO <sub>2</sub> + PuO <sub>2</sub>				
Температура натрия 2-го контура на выходе из протеплообменника, °С	560	450	520	505	-	-
То же на входе, °С	340	270	320	309	-	-
Параметры пара: P, МПа	9	5	14	14	14	14
t, °С	500	435	505	490	500	500
Мощность и число турбин	-	50x3	200x3	400x2	200x3	800x2
Длительность кампании, сут.	300	300	480	440	650	-
Средняя глубина выгорания, МВт·сут./кг за год работы	-	66	66	66	75-97	-
Удельная металлоемкость реактора в т/МВт(э)	-	-	15,06	12,0	8,87	-

Таблица 6.3

Основные характеристики зарубежных реакторов БН с натриевым теплоносителем

Характеристика	"Эн-рико Ферми"	"Клинч Ривер"	"Фе-никс"	"Супер Феникс"	PFR	SNR-300	"Монд-зю"
Страна	США		Франция		Анг-лия	ФРГ	Япония
Мощность, МВт							
– тепловая	200	975	563	3000	600	762	714
- электрическая	65	350	250	1200	250	327	300
Компоновка	Петле-вая	Интегральная				Петлевая	
Температура натрия, °С:							
на входе	288	338	400	395	400	377	390
на выходе	427	535	560	545	560	546	540
Число ТВС в активной зоне	91	198	103	364	78	205	198
Число ТВЭЛов в ТВС	140	217	217	271	325	96	169
Наружный диаметр ТВЭЛа, мм	4,01	-	6,6	8,65	5,84	7,6	6,5
Толщина оболочки ТВЭЛа, мм	0,125	-	0,4		0,38	0,38	0,45
Средняя энергона-пряженность активной зоны, МВт/м <sup>3</sup>	480	-	430	300	400	400	300

Конструкцию реакторов БН рассмотрим подробно на примере БН-600 (рис. 6,1, 6.2). Корпус реактора БН-600 представляет собой бак цилиндрической формы с эллиптическим днищем и конической верхней частью.

Максимальный внутренний диаметр корпуса 12,9 м, высота 13 м. Цилиндрическая часть имеет толщину 30 мм, днище - 34 мм и крышка - 55 мм. Корпус окружен страховочным кожухом толщиной 10 мм. Корпус через опорное кольцо установлен на катковые опоры фундамента. Внутри корпуса расположена металлоконструкция коробчатого типа, так называемый опорный пояс, на котором крепятся напорная камера с активной зоной, зоной воспроизводства, хранилищем отработавших ТВЭЛов, внутрибаковая нейтронная защита, промежуточные теплообменники, циркуляционные насосы 1-го контура. На опорном поясе закреплена обечайка для тепловой защиты стенок корпуса, образующая зазор для охлаждения стенок корпуса. Три насоса

1-го контура и шесть промежуточных теплообменников смонтированы в цилиндрических стаканах, установленных на опорном поясе.

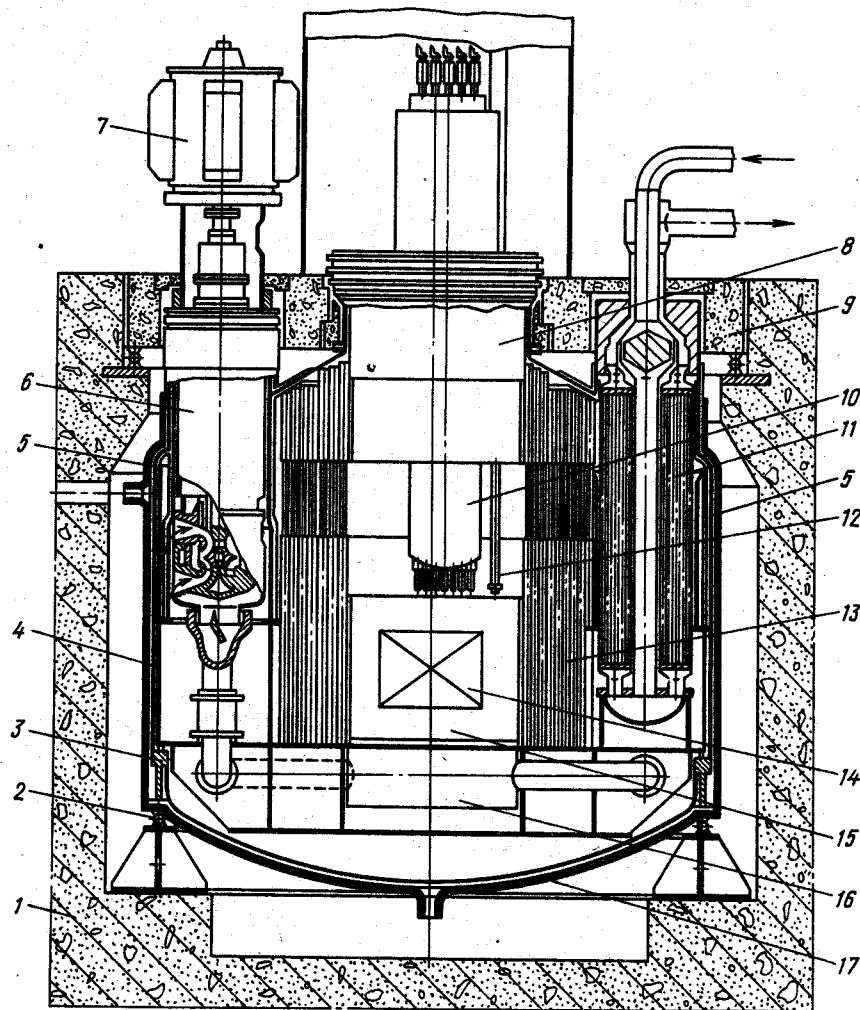


Рис. 6.1. Вертикальный разрез реакторной установки БН-600:

- |                                 |   |
|---------------------------------|---|
| 1 - фундамент;                  | 10 – центральная колонна с механизмами СУЗ; |
| 2 – катковые опоры;             | 11 – промежуточный теплообменник;           |
| 3 – опорное кольцо;             | 12 - механизм перегрузки;                   |
| 4 – опорный пояс;               | 13 – нейтронная защита;                     |
| 5 - корпус;                     | 14 – активная зона;                         |
| 6 – циркуляционный насос;       | 15 – зона воспроизводства;                  |
| 7 – электродвигатель насоса;    | 16 - напорная камера;                       |
| 8 – поворотные пробки;          | 17 – защитный кожух с теплоизоляцией.       |
| 9 – верхняя неподвижная защита; |   |

В верхней части корпуса имеется соответственно шесть отверстий для установки теплообменников и три отверстия для насосов. Компенсация разности термических расширений между стаканами теплообменников и



насосов, с одной стороны, и корпусом и страховочным кожухом, с другой - обеспечивается сильфонными компенсаторами. Опорный пояс - основная силовая конструкция внутри корпуса реактора - имеет систему радиальных ребер, образующих три сливные камеры, являющиеся участком трассы теплоносителя 1-го контура, поступающего от 2-х теплообменников к насосу.

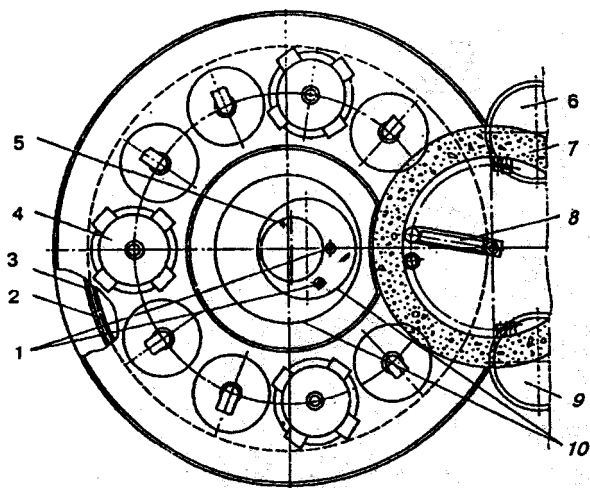


Рис. 6.2. Реактор БН-600. Вид сверху:

- 1 - механизмы перегрузки;
- 2 - корпус;
- 3 - защитный кожух;
- 4 - электродвигатель насоса;
- 5 - центральная колонна с механизмами СУЗ;
- 6 - барабан отработавших ТВС;
- 7 - перегрузочный бокс;
- 8 - механизм передачи ТВС;
- 9 - барабан свежих ТВС;
- 10 - поворотные пробки.

На верхней конической части корпуса реактора имеются 2 поворотные пробки (рис.6.3), с помощью которых механизм перегрузки наводится на любую ТВС, находящуюся в активной зоне, зоне воспроизводства или в хранилище. Герметичность установки пробок на коническую часть корпуса обеспечивается замерзающим уплотнением из сплава олово-висмут. Внутренний объем поворотных пробок заполнен слоями графита и стали, поэтому они одновременно служат биологической защитой. Газовые полости над уровнем натрия в корпусе реактора и в насосе заполнены аргоном под давлением 0,14 МПа и служат компенсаторами давления.

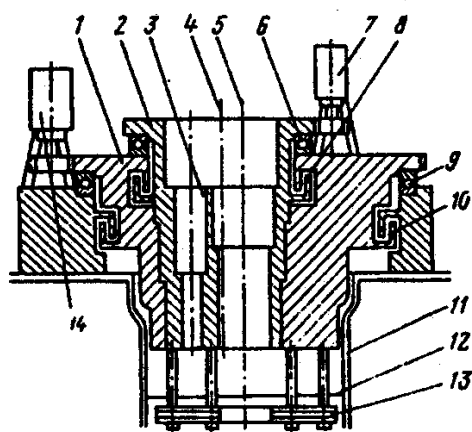


Рис.6.3. Схема двойной поворотной пробки:

- 1 - большая поворотная пробка;
- 2 - малая поворотная пробка;
- 3 - канал РЗМ;
- 4 - ось малой пробки;
- 5 - ось большой пробки;
- 6 - подшипник малой пробки;
- 7 - привод малой пробки;
- 8 - жидкостное уплотнение малой пробки;
- 9 - подшипник большой пробки;
- 10 - жидкостное уплотнение большой пробки;
- 11 - корпус реактора;
- 12 - уровень натрия;
- 13 - погружная плита;
- 14 - привод большой пробки.

Схема циркуляции теплоноситель такова: от каждого из трех циркуляционных насосов по двум трубопроводам Ø630x13 мм натрий поступает в напорную камеру, откуда основная часть его идет на охлаждение активной зоны и зоны воспроизводства, а другая часть, меньшая, направляется на охлаждение хранилища отработавших ТВС, внутрикорпусной нейтронной защиты и стенок корпуса. После активной зоны нагретый натрий через проходы в нейтронной защите поступает в шесть теплообменников, где опускается по межтрубному пространству, нагревая натрий 2-го контура, текущий в трубках, а затем сливается в три сливные камеры, каждая из которых объединяет два теплообменника и соединена со всасывающей линией одного из трех насосов.

Активная зона реактора (Ø2,05 м, высота 0,75 м) и зона воспроизводства установлены на напорной камере и набраны из шестигранных кассет размером под ключ 96 мм и зазором 2 мм. В активной зоне - 370 кассет, в центральной части которых находится двуокись урана обогащением 21,0 % и 29,4 %, в торцевой части - обедненная двуокись урана. С целью выравнивания поля энерговыделения 208 кассет с малым обогащением ставятся в центральную часть зоны, 162 с большим - в периферийную. Активная зона окружается зоной воспроизводства, заполненной ТВС с обедненным ураном, за которой расположено хранилище отработавших кассет на 126 ячеек (рис.6.4).

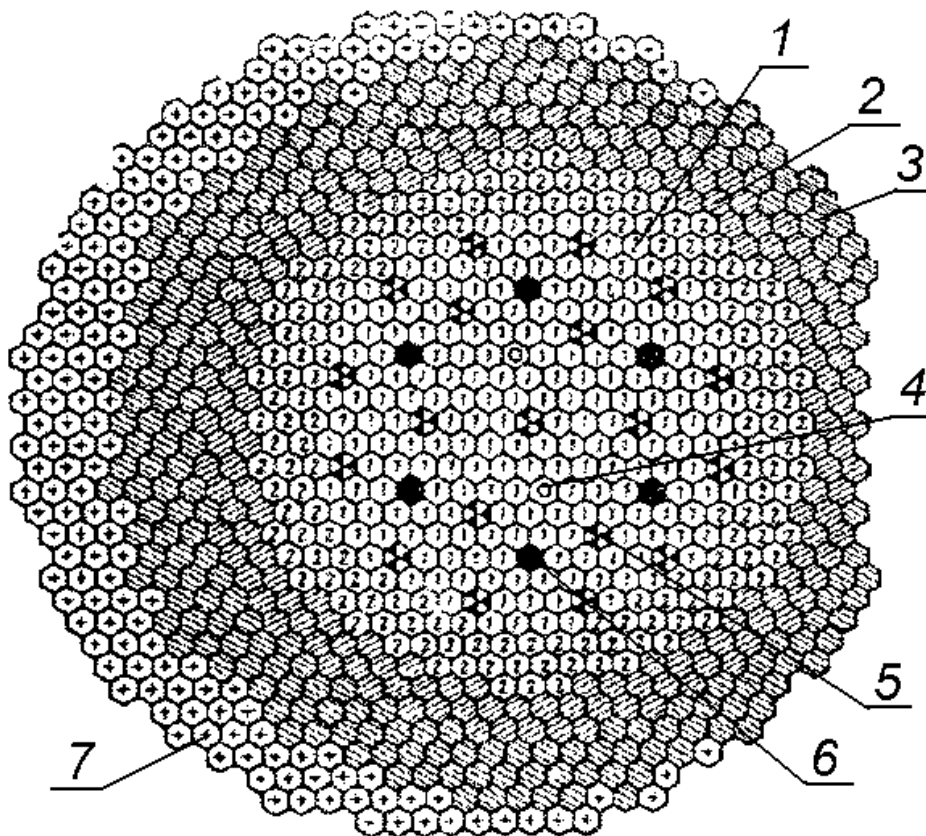


Рис. 6.4. Сечение реактора БН-600:

- |   |                                 |
|---|---------------------------------|
| 1 – ТВС активной зоны;                      | 5 – компенсирующий стержень;    |
| 2 – внутренняя зона воспроизводства;        | 6 – стержень аварийной защиты;  |
| 3 – внешняя зона воспроизводства;           | 7 – хранилище отработавших ТВС. |
| 4 – стержень автоматического регулирования; |                                 |

Каждая ТВС активной (рис. 6.5) зоны содержит 127 ТВЭЛов диаметром 6,9 мм, расположенных по треугольной решетке с шагом 7,95 мм.

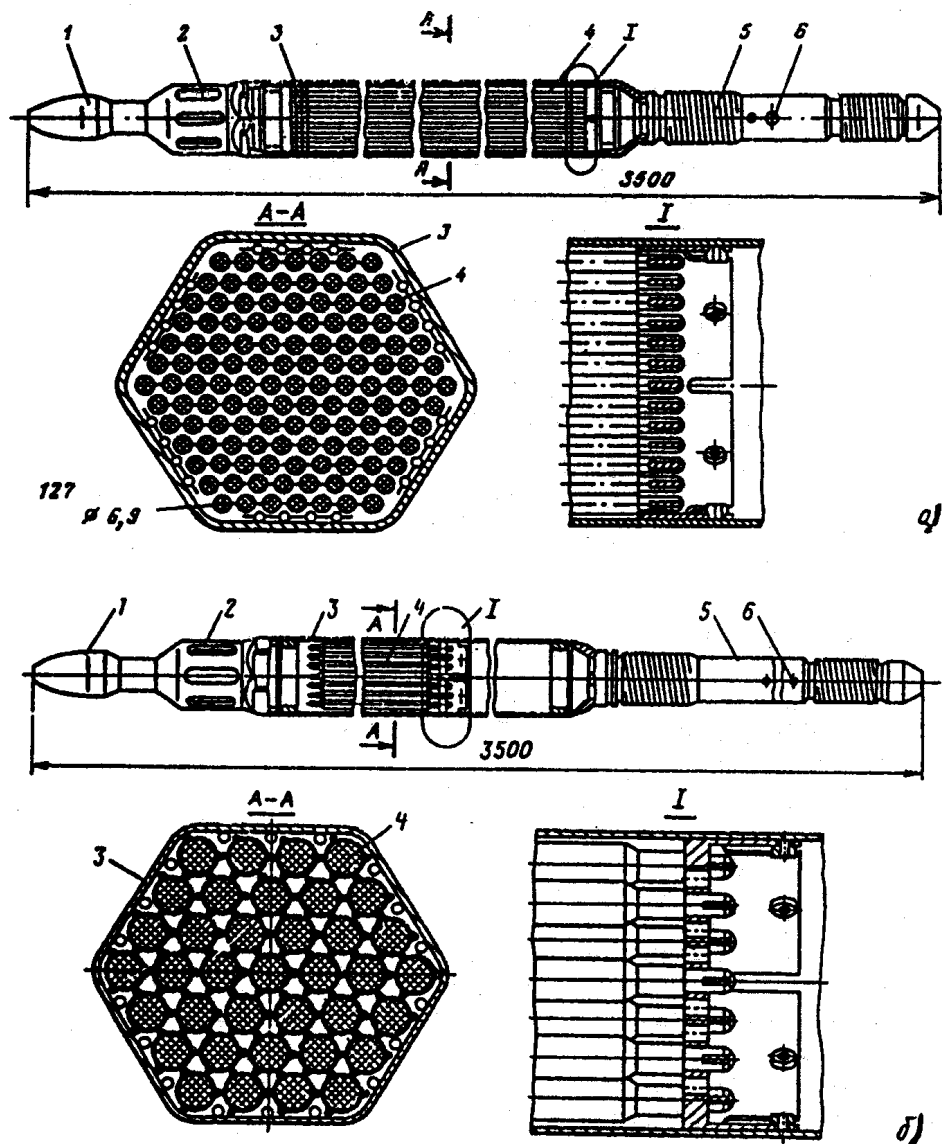


Рис. 6.5. ТВС активной зоны (а) и зоны воспроизводства (б) реактора БН-600:

- |                                    |  |
|------------------------------------|--|
| 1 – верхняя головка под захват;    | 4 – ТВЭЛы;                               |
| 2 – окна для выхода теплоносителя; | 5 – хвостовик;                           |
| 3 – шестигранный корпус ТВС;       | 6 – отверстия для прохода теплоносителя. |

В связи с профилированием расхода натрия по ТВС оболочка ТВС плотная. Дистанционирование ТВЭЛов осуществляется проволокой, навиваемой на оболочку, пристеночные ТВЭЛы дистанционируются лентой эллипсного сечения. Материал торцевых экранов размещен в торцевых частях ТВЭЛов сверху и снизу активной зоны на высоту 400 мм с каждого торца. ТВС боковой зоны воспроизводства такого же размера, что и ТВС активной зоны, но включает 37 ТВЭЛов наружным диаметром оболочки 14,2 мм, толщиной 0,4 мм, выполненной в виде трехреберной трубки с диаметром по ребрам 15,25 мм.

Система управления и защиты реактора включает 27 стержней, в том числе 2 стержня автоматического регулирования, 19 стержней системы компенсации изменения реактивности (компенсация выгорания, температурных и мощностных эффектов) и 6 стержней аварийной защиты.

Зону реактора окружает отражатель нейтронов, состоящий из концентрических стальных обечаек суммарной толщиной около 150 мм. На периферии располагается внутрикорпусная защита, представляющая собой набор герметичных стальных труб, заполненных графитом. С наружной стороны защита ограничена обечайкой, с внутренней - набором из обечаек. Для прохода горячего натрия из активной зоны в теплообменники в защите имеются специальные проходы.

В систему перегрузки кассет входят две поворотные пробки (большая и эксцентрически установленная на ней малая), два механизма перегрузки, эксцентрически расположенные на малой поворотной пробке на разных расстояниях от центра, два элеватора (загрузки и выгрузки), перегрузочный бокс с механизмом передачи кассет и два передаточных барабана (один для свежих, другой для отработавших кассет). Перегрузка производится на остановленном реакторе, когда все стержни СУЗ находятся в активной зоне, отцеплены от приводных штанг, и их электропитание отключено. Давление газа в реакторе снижено, включен электроразогрев гидрозатворов поворотных пробок и сняты их стопоры. Вращением пробок механизм перегрузки наводится на соответствующее гнездо хранилища, вынимается соответствующая ТВС, устанавливается в гнездо каретки элеватора и перемещением каретки по наклонной направляющей поднимается к механизму передачи кассет и обратно. Механизм передачи кассет расположен в герметичном перегрузочном боксе. Он осуществляет транспортировку кассет из гнезд каретки элеватора в передаточные барабаны и обратно. Перенос кассет внутри реактора производится в среде теплоносителя, транспортировка из реактора в передаточный барабан - в среде инертного газа.

Продолжительность работы реактора между перегрузками составляет 150 суток. При каждой перегрузке в активной зоне заменяется 124 кассеты. Общий коэффициент воспроизводства при работе в режиме размножителя 1,4. Пуск реактора БН-600 на 4-м блоке Белоярской АЭС и успешная работа в течение 10 и более лет позволили разработать на его базе проект реактора БН-800. При тех же габаритах корпуса его мощность увеличилась почти на 50 %. После 1986 г. проект БН-800 был доработан в направлении существенного увеличения безопасности. В основном был исключен положительный пустотный коэффициент реактивности, введены средства пассивного воздействия на реактивность, срабатывающие при уменьшении или прекращении протечек натрия через активную зону, разработан модернизированный проект БН-600М. Так как проблема воспроизводства потеряла свою актуальность, у БН-800 КВ примерно равен единице. Но даже на этом уровне текущий расход плутония компенсируется его воспроизводством и увеличением небольшого (примерно 1 т/ГВт(э)·год) расхода свежего топлива, т.е. работа БН-800 будет практически самообеспечивающейся. Первые РБН были в 1,5-2,5 раза более дорогие, чем

ВВЭР по капитальным затратам и стоимости производимой энергии. Однако эти различия лишь в небольшой степени (до 25 %) определялись натриевой технологией. Значительно сильнее влияют дополнительные затраты на безопасность, регион строительства и степень освоения промплощадки, мощность и число энергоблоков на площадке, продолжительность проектирования и строительства, наконец, разработанность технологии топливного цикла, наличие предприятий топливообеспечения. Учет опыта эксплуатации БН-600 позволил значительно сблизить показатели РБН и ВВЭР. В период до 2000 г. планировалось строительство 4-х энергоблоков БН-800 на Южно-Уральской АЭС и на 4-м блоке Белоярской АЭС.

Опыт работы с БН-600 показал, что реактор имеет достаточно высокий коэффициент использования установленной мощности (75-76 %), эксплуатация реактора надежна, избыточная реактивность невелика. Реактор прост в управлении. Низкое давление натрия и отсутствие заметной коррозии обеспечивают полную герметичность контуров. Нет протечек радиоактивного натрия, достаточно надежно работает все оборудование реактора, в том числе и парогенератор, так как достигнута локализация протечек и возможность отключения и ремонта текущих секций за счет модульной конструкции без остановок реактора. Промконтур является надежным барьером, отделяющим радиоактивный натрий от парогенератора. Поэтому течи парогенератора не являются радиационной аварией и ремонт парогенератора не ограничен радиационными условиями. Выход радиационной газовой активности на два порядка меньше нормы, воздушные сбросы содержат инертные газы с малым периодом полураспада (ксенон, криптон, аргон), нет йода-131, так как он удерживается натрием, значительно преувеличена опасность пожара.

В настоящее время ведутся проектные разработки реактора БН-1600. Принята интегральная компоновка оборудования. Проект выполнен в 2-х вариантах: 1-й вариант представляет собой дальнейшее развитие конструкции реактора БН-600: цилиндрический вертикальный корпус с эллиптическим днищем и конической верхней частью. Во 2-м варианте активная зона и основное оборудование 1-го контура размещаются в горизонтальном цилиндрическом баке (рис. 6.6). Теплообменники, насосы и активная зона располагаются в вертикальных горловинах со свободным уровнем теплоносителя. Внутри корпуса реактора с помощью "горячего" короба, соединяющего центральную обечайку со стенками теплообменников, образован горячий участок тракта теплоносителя. Затем после теплообменников теплоноситель насосами по напорным трубопроводам подается в напорную камеру и активную зону. Часть холодного теплоносителя направляется в кольцевой зазор по всей длине корпуса.

В связи с большим объемом научно-исследовательских и проектно-конструкторских работ, необходимых для создания такого мощного реактора, его сооружение предполагается не ранее 2010 г.

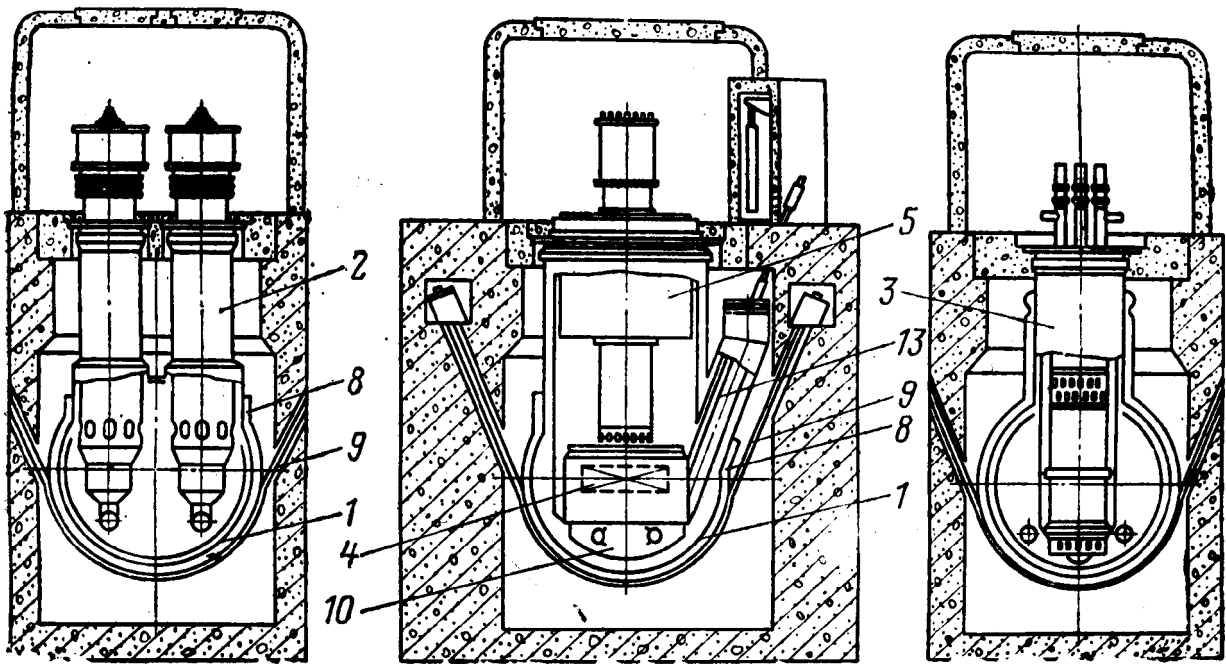
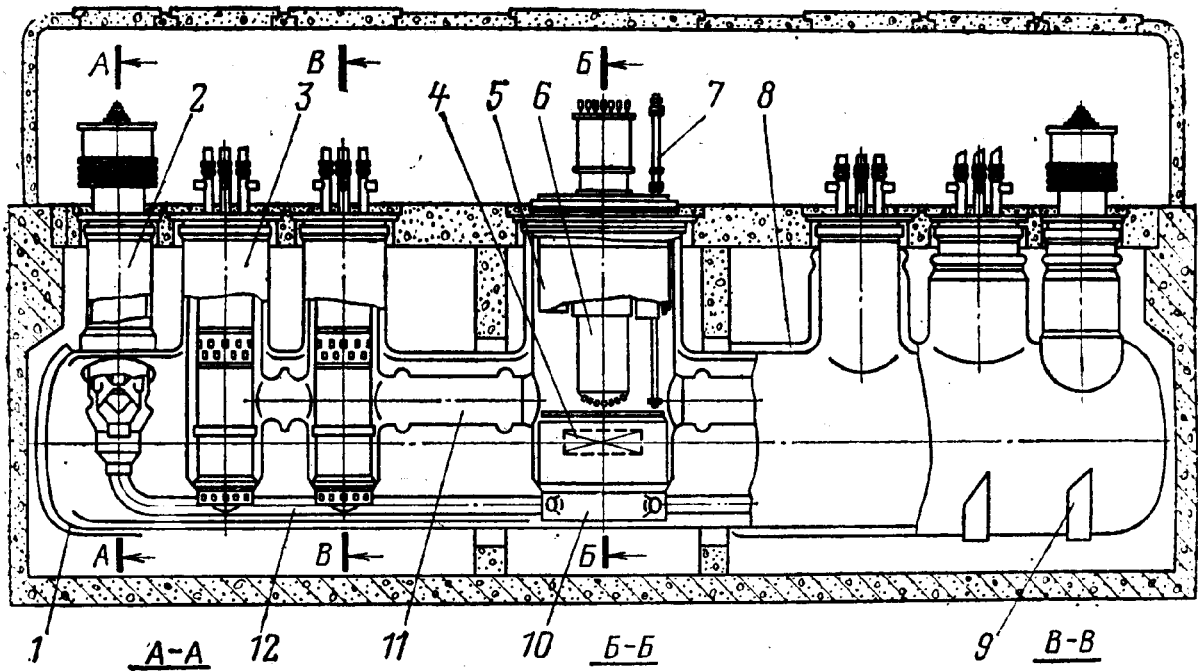


Рис. 6.6. Вариант проекта реактора БН-1600. Продольный разрез.

- 1 - корпус реактора;
- 2 - насос 1-го контура;
- 3 - промтеплообменник;
- 4 - активная зона;
- 5 - поворотные пробки;
- 6 - механизмы СУЗ;

- 7 - механизмы перегрузки;
- 8 - защитный кожух;
- 9 - подвеска корпуса;
- 10 - напорная камера;
- 11 - горячий короб;
- 12 - напорный трубопровод;
- 13 - элеватор.

Предшественником БН-600 был БН-350. Это петлевой реактор, работавший с 1973 г. в г. Шевченко, предназначенный для выработки 150 МВт электроэнергии и для опреснения воды Каспийского моря в количестве 120000 т/сут. В реакторе БН-350 применены в основном те же технические решения, что и в реакторе БН-600. Отличие заключается в конструкции корпуса

(рис. 6.7). Корпус БН-350 представляет собой конический сосуд диаметром в верхней части корпуса 6 м, в нижней 2,2 м, высотой 13 м. Толщина верхней части корпуса 30 мм, нижней 40 мм. Нижняя часть корпуса образует напорную камеру, на которой крепятся напорный коллектор, активная зона, зона воспроизводства, внутреннее хранилище отработавших ТВС и нейтронная защита. Циркуляция натрия осуществляется центробежными насосами. Давление аргона в газовых полостях реактора и насосов 0,19 МПа. Каждая петля 1-го контура оборудована двумя задвижками на напорной и всасывающей линиях соответственно. Внутри активной зоны размещено 12 стержней СУЗ (2 - автоматического регулирования, 6 - компенсации выгорания, 1 - компенсации температурного эффекта и 3 - аварийной защиты).

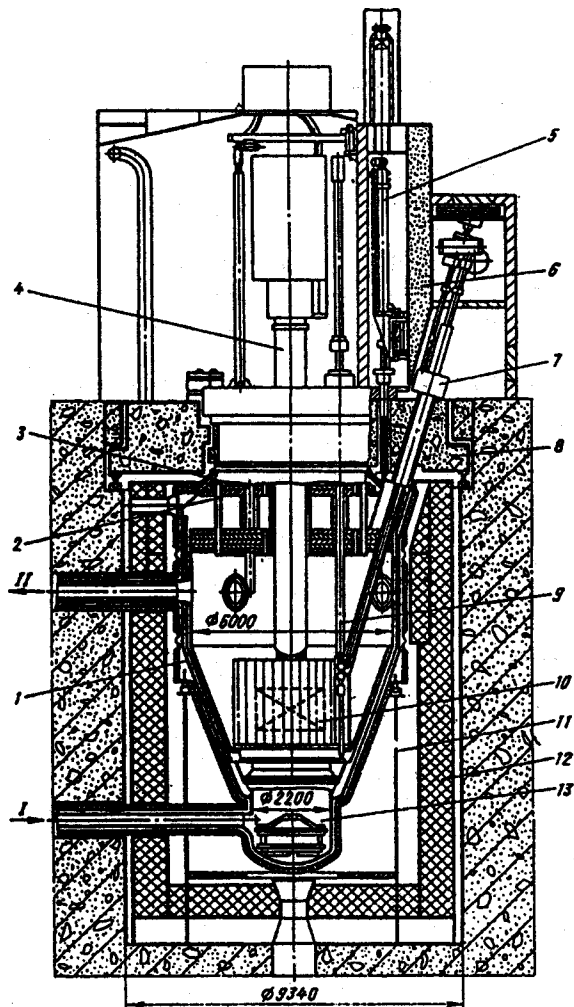


Рис.6.7. Реактор БН-350:

- 1 - корпус;
- 2 - большая пробка
- 3 - малая поворотная пробка;
- 4 - центральная колонна с механизмами СУЗ;
- 5 - механизм передачи сборок;
- 6 - перегрузочный бокс;
- 7 - элеватор загрузки-выгрузки;
- 8 - верхняя защита;
- 9 - механизм перегрузки;
- 10 - активная зона;
- 11 - опора реактора;
- 12 - боковая защита.

Активная зона ( $\varnothing 1,5$  м, высота 1,06 м) конструктивно выполнена аналогично реактору БН-600, имеет 201 ТВС с

топливом из двуокиси урана и воспроизводящим материалом, образующим верхнюю и нижнюю зоны воспроизводства высотой по 0,6 м. В боковой зоне воспроизводства, толщиной 0,45 м и высотой 2,1 м, имеется 440 ТВС таких же

размеров, что и ТВС активной зоны. Хранилище предназначается для расхолаживания 41 ТВС в период между перегрузками. Система перегрузки конструктивно подобна системе перегрузки БН-600. Время работы между перегрузками 50-60 суток, общий КВ = 1,5.

Из зарубежных реакторов рассмотрим наиболее крупный реактор "Супер-Феникс" (Франция) мощностью 1200 МВт(э) (рис. 6.8). Натрий 1-го контура в промежуточных теплообменниках нагревает до 525 °С натрий 2-го контура, состоящего из 4-х петель.

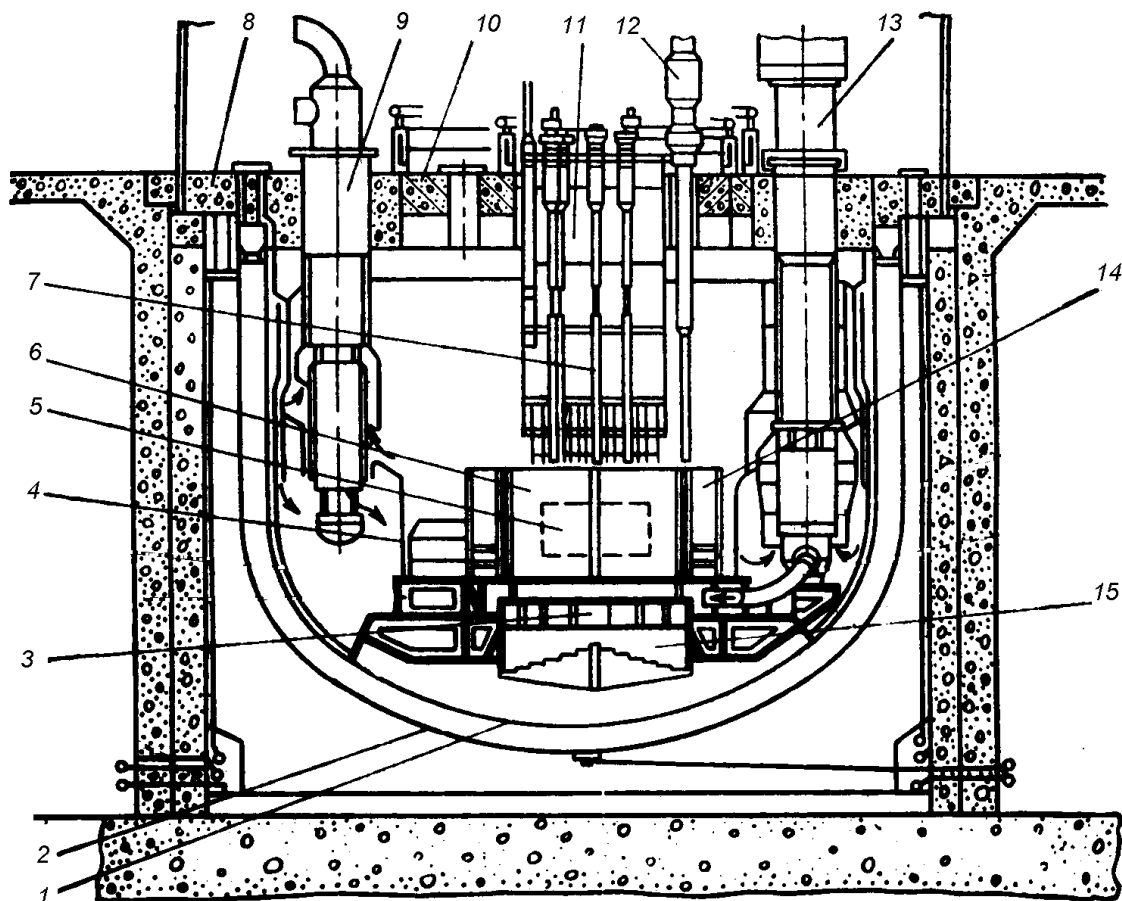


Рис. 6.8. Конструкция реактора «Супер-Феникс» (Франция):

- |  |                                      |
|--|--------------------------------------|
| 1 – основной корпус реактора;  | 8 – плита верхнего перекрытия;       |
| 2 – страховочный корпус;   | 9 – промежуточный теплообменник;     |
| 3 – опорная плита;   | 10 – большая поворотная пробка;      |
| 4 – разделительная обечайка между горячим и холодным объемом натрия; | 11 – малая поворотная пробка;        |
| 5 – активная зона;   | 12 – механизм перегрузки ТВС;        |
| 6 – зона воспроизводства;  | 13 – ГЦН;                            |
| 7 – орган регулирования СУЗ;   | 14 – внутренняя радиационная защита; |
|  | 15 – напорный коллектор.             |

В парогенераторах генерируется водяной пар давлением 18 МПа, температурой 420 °С. Компоновка оборудования интегральная. В основном



корпусе диаметром 21 м и высотой 15,5 м расположены активная зона, зона воспроизводства, нейтронная защита, 4 циркуляционных насоса 1-го контура, 2 внутренних очистных устройства, 8 промежуточных теплообменников и весь натрий 1-го контура.

Корпус заключен в страховочный кожух. На корпусе закреплены опорные фермы, на которых лежит опорная плита, держащая все внутрикорпусные устройства. Корпус реактора, циркуляционные насосы, промежуточные теплообменники, системы очистки подвешены к верхней плите реактора. Активная зона диаметром 3,66 м и высотой 1,0 м состоит из 364 ТВС, разделенных на две подзоны по обогащению плутонием: центральную 15 % и периферийную 18 %. Активную зону окружают 233 сборки радиальной зоны воспроизводства, за ними 197 стальных блоков нейтронной защиты и отражателя и далее 1076 стальных цилиндров нейтронной защиты. Гидравлическое профилирование расхода натрия выполняется по 11 зонам: 6 - для топливныхборок, 3 - для радиальной зоны воспроизводства, 2 - для регулирующих стержней. Стальные болванки нейтронной защиты охлаждаются естественной циркуляцией натрия. СУЗ реактора "Супер-Феникс" состоит из 21 стержня, имеющего такие же размеры, что и ТВС. Все СУЗ разделены на 2 группы, размещенные кольцами в сборках центральной подзоны активной зоны и на границе между подзонами. Механизмы привода СУЗ установлены на пробке СУЗ, встроеной в малую поворотную пробку.

Создание и эксплуатация во Франции реактора «Супер-Феникс-1» на быстрых нейтронах для использования наработанного плутония показали его экономическую неконкурентоспособность. Это связано с необходимостью переработки высокофонового плутония, полученного как в реакторах на тепловых, так и в реакторах на быстрых нейтронах при использовании уран-плутониевого цикла, а также с тем, что получаемое вторичное топливо содержит четные изотопы урана и плутония, имеющие большое сечение поглощения нейтронов. Отделение этих изотопов представляет значительные трудности. Поэтому, несмотря на большое количество лабораторных и опытно-промышленных установок для отработки технологии регенерации полученного вторичного топлива, страны Европейского сообщества отказались от строительства второго промышленного реактора на быстрых нейтронах «Супер-Феникса-2».

Как уже указывалось, крупные аварии, происшедшие на АЭС США (Тримейл Айленд) и СССР (Чернобыль), безусловно, существенно затормозили развитие ядерной энергетики. Особенно это сказалось на строительстве и развитии реакторов на быстрых нейтронах – потенциально более опасных, чем реакторы на тепловых нейтронах. Кроме того, их развитие предполагает использование замкнутого топливного цикла. Использование такого цикла требует разработки и внедрения в практику систем выделения плутония, что существенно удорожает процесс производства электроэнергии на АЭС. Кроме того, выделение плутония в больших размерах, его длительный сбор и накапливание резко повышают риск распространения в мире ядерного оружия. Эти обстоятельства явились причиной того, что при администрации

президентов США Форда и Картера остановили переработку плутония в промышленных реакторах и не строили ядерные реакторы на быстрых нейтронах. Существующий в США реактор «Энрико Ферми» был остановлен, проект реактора «Клинч Ривер» был заморожен. Особенно усилились опасения, связанные с распространением и выработкой плутония после террористического акта 11 сентября 2001 года на Всемирном торговом центре в Нью-Йорке. Кроме того, в США было принято решение ориентироваться на открытый ядерный цикл, когда отходы ядерной энергетики должны захораниваться в глубинных геологических формациях и не перерабатываться. В настоящее время реакторы на быстрых нейтронах имеются в России, Франции, Японии и Великобритании. Именно эти страны располагают также заводами по повторной переработке топлива и в этих странах проводятся основные исследования, связанные с усовершенствованием и созданием РБН.

Основное внимание уделялось реакторам на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением.

Натрий является основным теплоносителем в реакторах на быстрых нейтронах. В 1972 г. был пущен реактор БН-350, в 1980 г. – реактор БН-600, с 1972 г. начато сооружение реактора БН-800, к 1985 г. был завершён технический проект энергоблока БН-1600, к 1996 г. – технический проект энергоблока БН-166 М, к 1992 г. выполнено техническое предложение РУ БН-600 М, к 2002 г. – техническое предложение энергоблока БН-1800, на конец 2004 г. – техническое предложение реакторной установки БН-1000.

Проведенное проектирование позволило выбрать экономически оправданную мощность РБН:  $1500 \div 1800$  МВт(э). Перспективная компоновка – интегральная, реактор собирается на строительной площадке из крупных составных частей (корпус, поворотные пробки, напорная камера). Давление пара второго контура 13,7 МПа. Повышение мощности реактора и переход на интегральную компоновку позволили значительно снизить (примерно в 2 раза) удельную металлоёмкость реакторной установки.

Вообще, основное направление совершенствования РБН было направлено на снижение удельных капитальных затрат. Это выразилось по реактору – в упрощении крепления реактора и внутриреакторных конструкций, совмещении страховочного корпуса с облицовкой шахты реактора, использовании борсодержащей внутриреакторной защиты; по парогенератору – использование корпусных или кассетно- корпусных парогенераторов; по системе перегрузки – исключение барабанов свежих и отработанных кассет, сокращение количества оборудования и требуемых помещений; по системе очистки натрия – использование фильтров-ловушек, встроенных в корпус реактора.

В результате была поставлена задача в перспективном реакторе значительно увеличить планируемые сроки эксплуатации, как всей реакторной установки, так и отдельных элементов, повысить КИУМ с 0,77 (у реактора БН-600) до 0,85 (БН-800) и даже 0,9 (при работе реактора между перегрузками до 1 года). В реакторе БН-600 и БН-800 используются оксидные топлива ( $UO_2$ , МОХ) достаточно высокой энергонапряжённости ( $\sim 400$  МВт/м<sup>3</sup>) и выгорания топлива ( $10 \div 11$  %,  $65 - 70$  МВт·сут./кг и перегрузкой ТВС через  $\sim 0,5$  года).

Дальнейшие пути совершенствования активной зоны перспективного РБН сводятся к:

- увеличению диаметра активной зоны (снижению энергонапряжённости) и увеличению выгорания топлива, возможность чего показана в экспериментальных быстрых реакторах;

- для более глубокого выгорания топлива необходим переход на ТВЭЛы с оболочками из ферритно–мартенситных сталей.

Хотя существующие экспериментальные и демонстрационные реакторы показали достаточно высокий уровень безопасности, для перспективных РУ БН планируется обеспечить высокий уровень безопасности за счёт:

- полного интегрирования 1-го контура или 100 % внешних трубопроводов вспомогательных систем 1-го контура (исключение течи радиоактивного Na);

- усиления характеристик внутренне присущих свойств безопасности (минимизация запаса реактивности и др.);

- использования пассивной системы защиты (гидравлически взвешенные стержни (БН-800), стержни, срабатывающие при повышении температуры), что гарантирует останов реактора во всех ситуациях;

- гарантированного удержания в реакторе топлива в случае расплавления активной зоны;

- оптимизации системы аварийного расхолаживания реакторной установки.

Сейчас предполагается, что промышленное, экономически оправданное освоение ядерного топлива, получаемого в реакторах на быстрых нейтронах, можно ожидать после 2050-2060 годов. Очевидно, дальнейшее развитие и строительство реакторов на быстрых нейтронах возможно только после решения вопросов переработки вторичного горючего.

### **6.3. Проект реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем**

В ноябре 2005 г. в Москве была проведена международная конференция «Развитие атомной энергетики на основе реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым топливным циклом». В одном из докладов (представленном НИКИЭТ) был рассмотрен проект АЭС с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем (БРЕСТ) и мононитридным топливом. Аббревиатура реактора связана также с тем, что его строительство предполагалось в Белоруссии.

Использование нового топлива и теплоносителя (свинца) приводит к:

- исключению тяжелых реакторных аварий катастрофического уровня, главным образом за счет физических и химических свойств и закономерностей, присущих топливу, теплоносителю и другим компонентам активной зоны;

- созданию на плутонии, накапливаемом в топливе АЭС, первого этапа энергетики большого масштаба, не имеющей ограничений по ресурсам дешевого топлива;

- исключению из ядерной энергетики технологий обогащения урана и извлечения плутония, наиболее опасных для распространения ядерного оружия;
- экономически конкурентоспособному производству электроэнергии;
- исключению разгона на мгновенных нейтронах (запас реактивности  $\Delta\rho \approx \beta_{эфф}$ ;  $KB \approx 1$ , равновесный состав топлива).

Использование в качестве теплоносителя такого тяжелого металла, как свинец позволяет исключить потери теплоносителя из-за высокой температуры плавления, исключить пустотный коэффициент реактивности благодаря высокой температуре кипения. Свинец слабо взаимодействует с водой и воздухом (не горит и не кипит), имеет слабую активацию.

Мононитридное уран-плутониевое топливо обладает низкой активностью, высокой плотностью и теплопроводностью. Это позволяет иметь низкую температуру топлива, малое газовыделение и распухание, а также позволяет сконструировать ТВЭЛ с разгруженной оболочкой. Высокая теплопроводность топлива позволяет обеспечить более низкий по сравнению с оксидным топливом уровень рабочей температуры ( $T_{cp}=600-800$  °С) и, как следствие получить следующие положительные качества: а) в 2-3 раза меньшая величина запасенной в топливе энергии, исключение аварий с закипанием натриевого теплоносителя при отключении принудительной циркуляции; б) существенно меньший выход из топлива под оболочку газообразных продуктов деления, следовательно, разгружается от давления оболочка ТВЭЛа; в) высокий запас до критических температур топлива (фазовых переходов, диссоциации, плавления); г) небольшой мощностной эффект при высоком отрицательном температурном коэффициенте реактивности.

Высокая плотность топлива обеспечивает: достижение  $KB \geq 1$  (даже в реакторе умеренной мощности и относительно небольших размеров). Это позволяет работать без запаса реактивности на выгорание и, соответственно, компенсирующих стержней, а также исключить реактивностные аварии в случае несанкционированного вывода ОР СУЗ из активной зоны.

Важными являются вопросы повышения экономичности, связанные с высокой плотностью и теплопроводностью топлива. Это дает возможность уменьшить удельную топливную загрузку, перейти на ТВЭЛы большего диаметра, уменьшить их количество и стоимость изготовления. При  $KB \geq 1$  имеет место полное воспроизводство плутония в активной зоне, появляется возможность работать с топливом равновесного изотопного состава с догрузкой только урана-238. Снимается ограничение на выгорание топлива по запасу реактивности.

Работа с топливом равновесного изотопного состава и использование технологии регенерации топлива с извлечением урана и плутония исключает на всех стадиях топливного цикла наличие свободного плутония (не смешанного с ураном и другими актиноидами). Содержание энергетического плутония в топливе  $\leq 15$  %. В топливный цикл, в связи с высокой плотностью топлива, можно вовлечь большее количество минорных актиноидов без ухудшения физических характеристик реактора, а это способствует решению проблемы радиоактивных отходов (РАО).

Некоторые характеристики установки. Максимальная рабочая температура теплоносителя 670 °С (температура кипения свинца 1950 °С). Максимальная рабочая температура топлива 880 °С (температура плавления моонитридного уран-плутониевого топлива 2850 °С). Максимальная рабочая температура оболочки 650 °С. Параметры второго контура: вода закритических параметров  $t_{вх}=345$  °С, температура перегретого пара 525 °С, давление 25 МПа. Проведенные работы подтверждают возможность создания крупномасштабной АЭС с естественной безопасностью.

Выполненные работы по реакторной установке (РУ) БРЕСТ-300 с указанным топливным циклом и пристанционной переработкой РАО на площадке Белоярской АЭС, позволяют создать уникальный ядерный энергетический комплекс, на который ядерное топливо будет поставлено только один раз для первой загрузки. Получаемые в процессе работы РАО после переработки и длительного хранения в течение ~150 лет будут иметь радиотоксичность, эквивалентную добываемому урану и могут быть захоронены в местах добычи без нарушения радиационного баланса тех мест. Таким образом, ядерные реакторы с охлаждением свинцом имеют определенную перспективность.

Проведенные экспертизы проекта БРЕСТ-ОД-300, многочисленные экспериментальные работы, конструктивные разработки не выявили принципиальных проблем, препятствующих осуществлению проекта. Проект выполнен в двух вариантах: тепловая мощность реактора 700 и 2800 МВт. Результаты проработок приводятся в табл. 6.4.

Таблица 6.4

Характеристики проекта РБН со свинцовым теплоносителем

Показатели	Наименование проекта	
	БРЕСТ-ОД-300	БРЕСТ-1200
Тепловая мощность, МВт	700	2800
Электрическая мощность, МВт	300	1200
Число ТВС в активной зоне, шт.	143	580
Диаметр активной зоны, м	2100	4755
Высота активной зоны, м	1100	1100
Диаметр ТВЭЛа, мм	9,4; 9,8; 10,5;13,0	9,4; 9,8; 10,5;13,0
Топливо активной зоны	UN+PuN	UN+PuN
Топливная загрузка, т	17,6	68,0
Содержание Pu, включая минорные актиноиды, %	13,5	13,6
Длительность кампании, эфф. сутки	1500	1500-1800
Интервал между перегрузками, эфф. сутки	300	300
Коэффициент использования мощности	0,82	0,85

Продолжение табл.6.4

Коэффициент воспроизводства	~1,05	~1,05
-----------------------------	-------	-------

КПД нетто/брутто, %	47/43	47/43
Средняя температура теплоносителя на выходе из активной зоны, °С	540	540
Средняя температура теплоносителя на входе в активную зону, °С	420	420
Расход теплоносителя через активную зону, т/ч	39,6	156
Максимальная скорость теплоносителя на выходе из активной зоны, м/с	1,68	1,7
Максимальная температура наружной поверхности оболочки ТВЭЛа с учетом факторов перегрева, °С	649	650
То же для внутренней поверхности оболочки ТВЭЛа, °С	665	668
Количество парогенераторов, шт.	4	8
Паропроизводительность парогенератора, т/ч	370	770
Параметры пара после парогенератора:		
- давление, МПа	25,0	24,5
- температура, °С	525	520
Температура питательной воды, °С	345	340
Количество насосов, шт.	4	8
Регулирование в диапазоне $N_{ном}$ , %	30-100	30-100
Расчетный срок службы реактора, лет	30	60

#### 6.4. Использование в РБН свинцово-висмутового теплоносителя

Накопленный при создании судовых реакторных установок со свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ) опыт позволил разработать многоцелевой реакторный модуль СВБР-75/100 (свинцово-висмутовый быстрый реактор). В этом модуле реализован принцип внутренней самозащищенности. При этом за счет использования РБН, свинцово-висмутового теплоносителя и интегральной компоновки оборудования 1-го контура вероятность тяжелых аварий исключена. При работе реакторов СВБР-75/100 в замкнутом ядерно-технологическом цикле возможна прямая утилизация отработавшего топлива тепловых реакторов (без разделения урана, плутония, актиноидов и продуктов деления) в качестве топлива подпитки вместо отработанного урана. При этом вместо переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов с целью выделения из него всего лишь одного процента Pu для снабжения топливом быстрых реакторов этот вид ОЯТ после длительного хранения будет постепенно утилизироваться в быстрых реакторах.

Работы по этой тематике проводились в ГНЦ РФ ФЭИ им. А.И. Лейпунского (г. Обнинск, Россия) и во ФГУП ОКБ «Гидропресс» (г. Подольск, Россия) и также были представлены на конференции по быстрым реакторам в ноябре 2005 г. в Москве.

Принята моноблочная интегральная компоновка бассейнового типа с полным исключением арматуры и трубопроводов с СВТ, принята двухконтурная система теплоотвода, уровень естественной циркуляции теплоносителя в теплоотводящих контурах достаточен для расхолаживания реактора без опасного перегрева активной зоны. Реакторный моноблок, имеющий страховочный кожух, размещается в баке системы пассивного отвода теплоты (СПОТ). Бак заполнен водой и выполняет функции нейтронной защиты. В реакторе возможно использование различных видов топлива:  $UO_2$ , МОХ-топливо с оружейным или реакторным плутонием, смешанное оксидное топливо с младшими актиноидами. Возможно заводское изготовление реакторного моноблока и его дальнейшая транспортировка к месту установки.

Реакторная установка СВБР-75/100 может использоваться для различных целей: реновация блоков АЭС с тепловыми реакторами, создание модульных АТЭЦ средней и малой мощности, модульных АЭС различной мощности, опреснительных энергокомплексов.

Основные характеристики реакторной установки со СВБР-75/100 приводятся в табл. 6.5.

Таблица 6.5

Характеристики проекта РБН со свинцово-висмутовым теплоносителем

Характеристика	Значение
Мощность тепловая/электрическая, МВт	280/101,5
Паропроизводительность, т/ч	580
Параметры генерируемого пара: P, МПа/т, °С	9,5/307
Расход теплоносителя, кг/с	11760
Температура теплоносителя: вход/выход, °С	320/482
Количество ТВЭЛ, шт.	12114
Количество стержней СУЗ, шт.	37
Средняя объемная энергонапряженность активной зоны, МВт/м <sup>3</sup>	140
Интервал времени между перегрузками, лет	7
Топливо	$UO_2$
Среднее обогащение топлива, %	16,1
Загрузка по урану-235, кг	1470
Кампания активной зоны, эффективных часов	53000
Количество теплоносителя в 1-м контуре, м <sup>3</sup>	18,0
Размеры активной зоны, Д/Н, м	1,645/0,9
Габариты моноблока Д/Н, м	4,53/7,55

Для использования в СВБР были проработаны различные типы топлива и топливные циклы (табл. 6.6). Рассматривались следующие виды топлива:

- оксидное урановое топливо с отложенной переработкой и хранением отработавшего топлива ( $UO_2$ );

-МОХ-W-топливо на основе избыточного оружейного плутония;

-МОХ-R-топливо с реакторным плутонием, выделенным при химической переработке облученного топлива тепловых реакторов или собственного облученного топлива;

-МОХ-топливо с добавкой значительной доли (>5 %) младших актиноидов (МА), выделенных при переработке облученного топлива тепловых реакторов МОХ-R+МА;

-топливо на основе монокрида урана и смешанное уран-плутониевое нитридное топливо (UN).

Таблица 6.6

Характеристики разных типов топлива для СВБР-75/100

Тип топлива	UO <sub>2</sub>	МОХ-W	МОХ-R	МОХ-R+МА	UN
Полная загрузка по тяжелому металлу, кг	9144	9590	9650	9650	12100
Среднее обогащение по <sup>235</sup> U (Pu, Pu+МА), %	16	11,4	14	14	13,2
Кампания активной зоны, тыс. эфф. часов	53	76	76	76	53(150)
Средняя глубина выгорания, % т.а.	6,7	9,5	9,0	9,0	5,5
КВ	0,87	1,005	1,04	1,028	0,91
Запас реактивности на выгорание, %	4,3	-1,1	-1,8	-1,5	0,6
Эффективность стержней пассивной аварийной защиты, %	4,6	>2,0	>2,0	>2,0	2,0

### 6.5. Реакторы на быстрых нейтронах с газовым охлаждением

Создание конструкции корпуса реактора из предварительно напряженного железобетона и преимущества газового охлаждения в реакторах ВТГР, а также недостатки натрия привели к возрождению интереса к использованию гелия в качестве теплоносителя и в РБН. При газовом охлаждении нет необходимости в промежуточном теплообменнике, гелий не смягчает спектр нейтронов и не поглощает их. Это позволяет уменьшить время удвоения, возможно увеличение зазоров между ТВЭЛами. Гелий прозрачен, химически инертен, не активизируется, в реакторах с гелиевым теплоносителем возможно получение почти нулевого коэффициента реактивности по температуре и мощности. В перспективе возможно применение прямого газотурбинного цикла. Однако обеспечение необходимой теплоотдачи при высокой плотности энерговыделения требует большего давления гелия (до 10 МПа и выше) и высоких энергозатрат на прокачку теплоносителя. Как известно, максимальной аварией в реакторах является нарушение теплоотвода от активной зоны. Вероятность внезапного нарушения бетонного корпуса и разрыва



герметизирующей оболочки в корпусах из ПНЖБ ничтожна, поэтому более вероятно нарушение теплоотвода, связанное с выходом из строя гелиевых газодувок или их обесточиванием. Поэтому в газоохладяемых реакторах на быстрых нейтронах обязательно предусматривается вспомогательная система охлаждения, использующая естественную циркуляцию гелия или независимые газодувки (как минимум, две).

В настоящее время ни один из РБН с газовым теплоносителем не создан, проекты таких реакторов разрабатываются только в США фирмой "Gulf General Atomic" и в бывшем СССР (в России). Стадия разработки - технический проект. Рассматриваются два типа ТВЭЛов: стержневые и микроТВЭЛы. Последние представляют собой небольшие сферические частицы с графитовым покрытием. Для повышения теплоотдачи стержневые ТВЭЛы на 2/3 высоты от выхода теплоносителя имеют искусственную шероховатость на наружной поверхности оболочки. Шероховатость в виде кольцевых выступов высотой до 0,15 мм, шириной 0,3 мм и шагом 1-1,6 мм вдвое повышает коэффициент теплоотдачи. Хотя при этом гидравлическое сопротивление шероховатого участка возрастает втрое, это выгоднее, чем добиваться такого же повышения теплоотдачи повышением скорости. Коэффициент теплоотдачи пропорционален скорости потока в степени 0,8. Тогда, чтобы повысить коэффициент теплоотдачи вдвое, скорость надо повысить в 2,378 раза, гидравлическое сопротивление повысится на всем ТВЭЛе в 5,65 раза, т.е. будет в 1,88 раза выше, чем при шероховатом ТВЭЛе.

В связи с большой энергонапряженностью давление газообразных осколков деления под оболочкой ТВЭЛа будет достаточно высоким. Поэтому в таких ТВЭЛах предусматривается большой газовый объем. Рассматривается также вариант ТВЭЛа с отсосом продуктов деления из-под оболочки. В таких ТВЭЛах продукты деления через каналы в торцевых заглушках и опорной решетке направляются в фильтр, затем в отсосные каналы опорной решетки и разбавляются гелием. Это предотвращает выпадение конденсирующихся компонентов в тракте отсоса и позволяет избежать утечки продуктов деления даже при нарушении плотности оболочки.

Газ протекает через слой микроТВЭЛов, что дает возможность повысить температуру теплоносителя до допустимой температуры микроТВЭЛов. Для снижения гидравлического сопротивления снижается толщина слоя микроТВЭЛов. При применении микроТВЭЛов используются ТВС канальной конструкции, при которой микроТВЭЛы находятся в пространстве между двумя пористыми гильзами. Гелий подводится в пространство между наружными оболочками соседних ТВС, проходит в радиальном направлении наружную оболочку, слой топлива, внутреннюю керамическую пористую гильзу и отводится через центральный канал. Наружная гильза может быть выполнена из сетки или перфорированной металлической трубки. Возможны и другие конструкции ТВС с микроТВЭЛами. Если температура горячего гелия не превосходит 650-700 °С, допустимо применение стержневых ТВЭЛов в оболочке из нержавеющей стали.

Для отработки основных технических решений реактора с гелиевым теплоносителем в СССР был выполнен технический проект опытно-промышленной АЭС с реактором БГР-300. АЭС выполнена по двухконтурной схеме: 1-й контур гелиевый с давлением 16 МПа, 2-й - пароводяной. Компоновка интегральная (рис. 6.9).

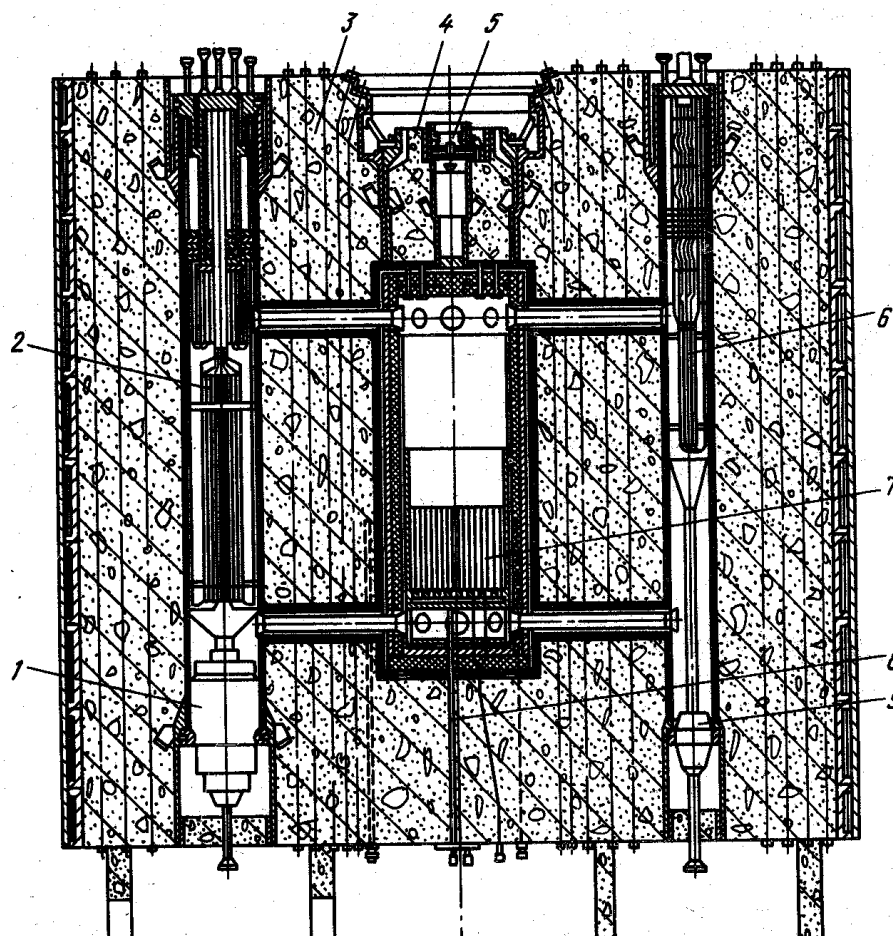


Рис. 6.9. Вертикальный разрез реактора БГР-300:

- |                          |                                   |
|--------------------------|-----------------------------------|
| 1 - основная газодувка;  | 6 - теплообменник расхолаживания; |
| 2 - парогенератор;       | 7 - активная зона;                |
| 3 - корпус;              | 8 - привод СУЗ;                   |
| 4 - крышка;              | 9 - вспомогательная газодувка.    |
| 5 - запорное устройство; |                                   |

Первый контур состоит из 4-х основных петель и 4-х петель вспомогательной системы охлаждения, включающей теплообменник расхолаживания, вспомогательную газодувку и инжектор в каждой петле, обеспечивающие аварийное расхолаживание реактора. Активная зона реактора размещена в центральной полости корпуса и состоит из 108 шестигранных кассет. В каждой кассете находятся 216 стержневых ТВЭЛов. Высота топливного сердечника ТВЭЛа, набранного из втулок из двуокиси урана или плутония наружным диаметром 6 мм, внутренним 2,4 мм, составляет 1 м. В одной оболочке с топливным сердечником сверху и снизу от него расположены таблетки отвальной двуокиси урана, образующие верхнюю и нижнюю зоны

воспроизводства высотой по 500 мм каждая. В холодной части ТВЭЛа предусмотрен объем для сбора газообразных продуктов деления. Вокруг активной зоны тремя рядами расположены 144 кассеты зоны воспроизводства, аналогичные ТВС, содержащие 126 ТВЭЛов, заполненных отвалной двуокисью урана. За зоной воспроизводства размещено внутреннее хранилище отработавших ТВЭЛов из 127 кассет, окруженное блоками отражателя. Для выравнивания поля энерговыделения активная зона разделена на две подзоны с малым и большим обогащением. СУЗ реактора включает кассеты автоматического регулирования, компенсации температурного эффекта и выгорания топлива и аварийной защиты. Все кассеты СУЗ перемещаются в активной зоне в специальных направляющих кожухах. Приводы СУЗ расположены в бетонном корпусе под активной зоной, перегрузка кассет осуществляется сверху через крышку реактора.

Аналогичный проект выполнен фирмой "Galf General Atomic" с реактором на быстрых нейтронах мощностью 300 МВт. Схема 2-го контура АЭС отличается от обычно применяемых схем: вырабатываемый в парогенераторе пар с параметрами 20 МПа и 468 °С поступает на паровую турбину для привода газодувки основной петли 1-го контура, а после нее с параметрами 9,2 МПа и 360 °С поступает на пароперегреватель. На основную турбину пар поступает с параметрами 495 °С и 8,4 МПа.

Система охлаждения содержит 3 основные петли и 3 вспомогательные, включающие в себя вспомогательную газодувку с электроприводом и теплообменник для расхолаживания реактора при его длительной стоянке. Парогенераторы, теплообменники и газодувки размещены в шести вертикальных полостях в стенках корпуса реактора из ПНЖБ, окружающих активную зону. Стены бетонного корпуса защищены от теплового и радиационного излучения защитой из двух слоев: первый набран из стальных блоков, второй - из полых стальных цилиндров, заполненных графитом. Гелий проходит активную зону и зону воспроизводства сверху вниз, затем поступает на парогенераторы, проходя сначала вверх по центральной трубе, затем вниз, омывая пучки труб, далее вокруг оболочек с пучками труб поднимается вверх к газодувкам, нагнетающим его в верхнюю напорную камеру над активной зоной.

Активная зона набирается из шестигранных ТВС, закрепленных в верхней несущей плите. Активную зону окружают два ряда кассет зоны воспроизводства, в которой 93 кассеты. Все сборки имеют одинаковые размеры и геометрию: высота 3050 мм, размер под ключ 165 мм. Сборки расположены с шагом 171 мм, толщина оболочки чехла кассеты 1,15 мм. ТВЭЛ стерженькового типа с втулками из смеси двуокиси урана и двуокиси плутония. В реакторе применяются вентилируемые ТВЭЛы, в которых для улавливания продуктов деления имеются ловушки из древесного угля в каждом ТВЭЛе и вторичная кольцевая ловушка в верхней части сборки. Благодаря отсосу продуктов деления давление под оболочкой ТВЭЛа на 0,2 МПа ниже давления теплоносителя. Выравнивание энерговыделения по радиусу активной зоны осуществляется различным обогащением топлива: оно колеблется от 14,7 % в

центре до 22,1 % на периферии. В активной зоне выделены 4 подзоны по обогащению. При этом коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу составляет 1,3. Для обеспечения необходимого расхода гелия через каждую сборку в ее нижней части расположено специальное дроссельное устройство. Сборки зоны воспроизводства содержат 127 элементов большего по сравнению с ТВЭЛами ТВС диаметра. Перегрузка реактора осуществляется снизу перегрузочной машиной. СУЗ реактора состоит из 27 управляющихборок, аналогичных по форме ТВС. Приводы СУЗ расположены над реактором. Стержни СУЗ делятся на 2 группы: 21 стержень управления и 6 стержней аварийной защиты.

Основные характеристики проектов реакторов на быстрых нейтронах с гелиевым теплоносителем приводятся в табл. 6.7.

Таблица 6.7

Характеристики РБН с гелиевым теплоносителем

Характеристика	БГР- 300	CGFR -300	CGFR-1000	GBR-4
Тепловая мощность, МВт	810	826	2700	3400
Электрич. мощность, МВт	300	300	1000	1200
Компоновка реактора	Интегральная, в корпусе из ПНЖБ			
Давление гелия, МПа	16,0	8,5	12,0	9,0
Темпер. гелия на входе, °С	280	313	273	260
Темпер. гелия на выходе, °С	630	542	555	560
Число ТВС в активной зоне	108	118	-	-
Диаметр ТВЭЛа, мм	6,9	7,2	8,2	7,7
Толщ. оболочки ТВЭЛа, мм	0,4	0,5	0,55	0,35
Число ТВЭЛов в ТВС	216	271	270	321
Средняя энергонапряженность активной зоны, МВт/м <sup>3</sup>	350	235	270	210

### 6.6. Проблема накопления плутония

В настоящее время во всём мире используются ядерные реакторы, работающие по уран-плутониевому ядерному циклу. Как указано в работе С.В. Широкова, этому циклу присущ ряд недостатков, решение которых вряд ли возможно в течение последующих 50–100 лет.

Одной из этих проблем является накопление высокоактивного плутония в отработавшем топливе, которое составляет около 200 кг на 1000 МВт в год и при мощности АЭС в мире в настоящее время порядка 400000 МВт составит за ближайшие 50 лет 4000 т. Существует мнение, что этот плутоний может быть использован в качестве топлива во вновь вводимых реакторах взамен  $^{235}_{92}\text{U}$ , однако трудности переработки и выделения плутония из вторичного горючего оказались весьма велики и дорогостоящи. Связано это с тем, что наряду с  $^{239}\text{Pu}$  во вторичном топливе содержатся изотопы плутония

$^{242}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ , выделение которых затруднительно и количество этих изотопов возрастает с каждым рециклом использования вторичного горючего. Так, например, после пяти рециклов – состав вторичного горючего следующий:  $^{242}\text{Pu}$  - 15,5 %,  $^{241}\text{Pu}$  - 15,25 %,  $^{240}\text{Pu}$  - 24,48 %,  $^{239}\text{Pu}$  - 44,72 %. В этом случае вторичное топливо уже полностью непригодно для дальнейшего использования и приходится повышать количество делящегося в нём компонента ( $^{235}\text{U}$  или свежего  $^{239}\text{Pu}$ ).

Кроме того, с каждым рециклом вторичного горючего повышается его радиационный и нейтронный фон из-за повышения содержания нуклидов плутония и таких высокоактивных веществ, как кюрий-244 и америций-241. Однако, даже при решении всех проблем, связанных с переработкой вторичного топлива, через 5 рециклов (т.е. каждые 15 лет) приходится удалять ~75–80 т отработавшего высокоактивного ядерного горючего. Следовательно, возникают проблемы с удалением и его долговременным хранением и транспортировкой.

Наконец, не решена проблема вывода из эксплуатации ядерных энергоустановок после завершения проектного срока их эксплуатации и реабилитации земли от загрязнения. Решение этой проблемы повышает стоимость современных АЭС на 30 – 100 % от первоначальных затрат.

Для решения перечисленных проблем предлагается развитие ядерной энергетики производить на топливе, не содержащем  $^{238}\text{U}$ , т.е. без производства  $\text{Pu}$  и его изотопов, а сами АЭС и их реакторы размещать под землёй. В этом случае обогащение топлива по  $^{235}\text{U}$  должно быть до 99,9 %. Другим альтернативным решением может быть переход на торий-урановый цикл (сырьём для производства вторичного горючего  $^{233}\text{U}$  служит  $^{232}\text{Th}$ ).

При использовании в ядерной энергетике высокообогащённого топлива, не содержащего  $^{238}\text{U}$ , можно использовать весь высокообогащённый уран и оружейный плутоний, и при этом не требуется переработка его в низкообогащённое топливо. Кроме того, объёмы выгружаемого из реактора топлива значительно меньше и его состав также менее сложен, а, следовательно резко сокращается количество отходов, снижаются затраты на транспортные перевозки и риски в аварийных ситуациях.

Ядерные реакторы с топливом повышенного обогащения по  $^{235}\text{U}$  (до 45–66 %) уже сейчас используются в судовых ядерных установках и на подводных лодках. Принципы, заложенные при их проектировании, могут быть использованы и в стационарной энергетике. Представляется, что повышение обогащения до 99 % существенно не изменит конструкцию активной зоны. Активная зона таких реакторов очень компактна и, следовательно, их удобно размещать в подземных выработках. Количество прочных барьеров безопасности таких реакторов возрастает до шести (топливная матрица, оболочка ТВЭЛ, первый контур, выгородка реактора, защитное ограждение и толщина земляного слоя). Толщина земляного слоя является также защитным укрытием радиоактивных источников от внешних причин разрушения (падение метеоритов, самолётов, бомб, снарядов и т.п.). Такая АЭС при расположении под землёй реактора, хранилищ отработавшего ядерного топлива и хранилищ

радиоактивных отходов при аварийных ситуациях на станции, как объекта повышенного риска, не требует эвакуации населения. Конструкция приборов и всего оборудования выполняется пожарозащищённой, отсеки для оборудования заполняются обеднённым кислородом воздухом (до 15%), что исключает пожароопасность. Вследствие безопасности такая АЭС может быть размещена вблизи потребителей теплоты.

На целесообразность подземного размещения АЭС указывал ещё в 1986 г. академик А.Д. Сахаров. Соответствующие проработки, основанные на реакторах корабельных установок, выполнялись Научно-исследовательским институтом им. Акад. А.Н. Крылова и Всероссийским научно-исследовательским и проектным институтом энерготехники (ВНИПИЭТ). Результаты исследований показали экономическую целесообразность использования АЭС с реактором без воспроизводства вторичного горючего на высокообогащённом топливе.

Станция состоит из шести модулей. Каждый модуль скомпонован из двух корабельных реакторов (разработка Нижегородского ОКБМ), работающих на одну турбину К-150-3,4/50 с электрогенератором, теплофикационного оборудования и комплекса систем, обеспечивающего функционирование станции и её безопасность. Один из модулей является резервным и служит для размещения мощностей, выводимых в ремонт и на перегрузку топлива. Проектный срок службы станции 30 – 40 лет. Установка энергетического модуля основана на судовых ядерных паропроизводящих установках (ППУ) типа КН-3. В настоящее время действующих ППУ этого типа – шесть единиц, ещё две единицы сдаются заказчику, наработка ППУ – десятки реакторо-лет. Основные характеристики реактора следующие:

Кампания активной зоны ~ 3 года, общая масса топлива в 1-ой загрузке по  $^{235}\text{U}$  при среднем обогащении 53,3 % для двух реакторов – 896 кг, тепловая мощность – 460 МВт, количество циркуляционных петель каждого реактора – 4. Расход теплоносителя через активную зону одного реактора – 3381 т/ч, давление воды на выходе из реактора – 14 МПа, температура – 325 °С, температура воды на входе в реактор – 282 °С, напор ГЦН при работе 4-х петель - 0,25 МПа, объём 1-го контура одной установки – 40 м<sup>3</sup>, параметры пара после парогенератора – 37 кгс/см<sup>2</sup>, 290 °С, паропроизводительность 758 т/ч, температура питательной воды – 194 °С, КИМ - 40 ÷ 100 %, скорость набора и сброса нагрузки – 1 %/с. Реактор находится в подземной шахте на глубине 70 м, обладает свойством самозащищённости, саморегулируемости и самоограничения мощности за счёт отрицательных мощностного и температурного коэффициентов реактивности. В реакторной установке реализованы пять систем теплоотвода от активной зоны:

- охлаждение через контур парогенератор – конденсатор – окружающая среда;
- охлаждение через контур парогенератор – теплофикационный бойлер – контур сетевой воды – окружающая среда;
- охлаждение через контур парогенератор – система специальной проливки парогенератора – окружающая среда;

- охлаждение через систему специальной проливки активной зоны – теплообменник защитного охлаждения – окружающая среда;
- охлаждение через корпус реактора в бак металловодной защиты – теплообменник 3-го контура – воздушный бассейн.

Таким образом, корпус реактора надёжно защищён от проплавления. Реактор имеет очень высокий уровень автоматизации, что резко снижает роль человеческого фактора, как при нормальной эксплуатации, так и при аварии.

В большой энергетике существует тезис: «Надёжный реактор – безопасная АЭС». В подземной АЭС тезис безопасности несколько изменён: «Безопасная АЭС – это АЭС, гарантирующая безопасность населения», так как надёжный реактор ещё не гарантирует безопасность населения из-за возможных ошибок персонала при управлении и обслуживании станции и из-за внешнего воздействия природных или человеческих факторов.

В схеме станции осуществляется промперегрев острым паром. Параметры пара перед промперегревом – 0,28 МПа и влажность 0,5 %, после промперегрева – 0,27 МПа, 250 °С. Турбогенератор допускает отбор теплоты на теплофикацию от одной турбоустановки 29 МВт. Экономичность в конденсационном режиме 10681,1 кДж/КВт·ч. Мощность турбины в конденсационном режиме при температуре охлаждающей воды 15 °С и расходе через конденсатор 30000 м<sup>3</sup>/ч составляет 152,3 МВт.

На станции реализовано 5 защитных барьеров между осколочной активностью активной зоны и окружающей средой:

- матрица и оболочка ТВЭЛ;
- герметичный прочноплотный 1-й контур;
- герметичная плотная реакторная выгородка;
- герметичное плотное защитное ограждение ППУ;
- герметичное плотное подземное пространство для энергомодуля.

Предусматривается использование пассивных средств отвода теплоты из всех хранилищ топлива через промконтур в окружающую среду.

При перегрузке топлива сохраняется как минимум один барьер, отделяющий радиоактивность от окружающей среды. Отработавшее ядерное топливо от окружающей среды отделяется двумя барьерами: оболочка ТВЭЛа и корпус пены, а также прочноплотное герметичное подземное пространство. Радиоактивные отходы от окружающей среды отделяются тремя защитными барьерами: матрица упаковки (стекло, битум, цемент), корпус упаковки и подземное пространство хранилища.

Таким образом, подземная АЭС является практически абсолютно надёжной и безопасной.

Следует отметить, что имеется и более оптимистическая точка зрения на возможность развития ядерной энергетике, высказанная известным учёным профессором Вольфом Хефеле ещё в 1950 г. Он считал, что решение проблемы отходов ядерной энергетике может быть решено путём интернационализации использования и размещения хранилищ отработавшего топлива, включающего только долгоживущие тепловыделяющие радиоактивные изотопы. Это резко снизит необходимый объём долговременных хранилищ. Использовать следует

ториевые высокотемпературные реакторы в сочетании с быстрыми бридерами. Топливо, наработанное в быстрых реакторах, будет затем использоваться в ториевых высокотемпературных реакторах. При предполагаемой плотности хранения  $1,8 \text{ т/м}^3$  потребуется всего  $1000 \text{ м}^3$  хранилищ для выработки электроэнергии на АЭС в размере  $3,7 \text{ ТВт}\cdot\text{лет/год}$ .

### **Контрольные вопросы**

1. Почему в реакторах на быстрых нейтронах в качестве теплоносителя используется натрий?
2. Конструкция реактора БН-350?
3. Конструкция реактора БН-600?
4. Конструкция реактора БН-1600?
5. Какая компоновка реактора БН-600?
6. Преимущества и недостатки газоохлаждаемого реактора на быстрых нейтронах?
7. Какие особенности конструкции газоохлаждаемого реактора на быстрых нейтронах?
8. Какая экономически оправданная перспективная мощность реакторов на быстрых нейтронах?
9. Какие преимущества даёт использование в РБН свинца?
10. Какие результаты проработок использования в качестве теплоносителя в РБН смеси свинца с висмутом?
11. Какая глубина выгорания топлива в РБН?