

Данное учебное пособие издается в соответствии с учебным планом. Рассмотрено и одобрено кафедрой Э-7 20.05.81 г., Методической комиссией факультета Э и Учебно-методическим управлением.

Рецензенты к.т.н., доц. Суровцев И.Г.,  
к.т.н., доц. Канеев В.П.

© Московское высшее техническое училище  
имени Н.Э.Баумана

## 1. ОБЩАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

Использование газового теплоносителя в 1-м контуре ЯЭУ представляет практический интерес по многим соображениям. Основные из них таковы: однофазный теплоноситель - газ позволяет получать высокие температуры на выходе из реактора (до 1000 °C и выше) независимо от его давления; высокая температура теплоносителя делает возможным реализацию наиболее эффективных тепловых схем с максимальными термическими КПД цикла; малое макроскопическое сечение поглощения нейтронов у газов дает значительную "экономия нейтронов" в активной зоне и, наконец, при аварийных ситуациях, связанных с разгерметизацией 1-го контура, газоохлаждаемые реакторы оказываются наиболее безопасными с точки зрения возможного радиационного воздействия на окружающую среду.

Главный недостаток газовых теплоносителей - плохие теплофизические свойства. С этим связаны небольшая удельная мощность реакторов на тепловых нейтронах ( $1+10 \text{ МВт/м}^3$ ) и, как следствие, габаритные активные зоны; необходимость увеличения давления газа до 5,0 МПа и выше с целью снижения доли мощности, затрачиваемой на циркуляцию теплоносителя.

Впервые газ как теплоноситель в ядерном реакторе был использован еще в 40-х годах для охлаждения промышленных реакторов в США и Англии. Ввиду низкой удельной мощности и других параметров таких установок, а также их неэнергетического назначения в качестве теплоносителя использовался воздух при атмосферном давлении. При выборе типа первого энергетического реактора в Англии предпочтение было отдано корпусному реактору на природном уране с графитовым замедлителем, охлаждаемым углекислым газом. Часто реакторы данного типа называют магнуксовыми реакторами - по названию сплава магния, используемого в качестве конструкционного материала оболочки твэла. Данный тип реактора был выбран из-за возможности использования дешевого необогащенного ядерного топлива и наработки значительных количеств плутония. Первый реактор данного типа был построен в Колдер-Холле (Англия) в 1956 г. Всего в мире построено 36 единиц реакторов данного типа (из них 26 в Англии и 7 во Франции) в период до 1971 г. Таким образом, данное направление в реакторостроении, являвшееся в течение ряда лет одним из основных в мировой практике, сейчас закрыто как полностью себя исчерпавшее. В табл. 1.1 представлены параметры некоторых установок данного типа.

Таблица 1.1

## Основные характеристики реакторов типа "Магнокс"

Характеристика \ Реактор АЭС	"Колдер-Холл"	"Сайзуэлл"	"Уильфа"
Год пуска	1958	1965	1971
Электрическая мощность, МВт	45	290	590
КПД, %	19	30,5	31,5
Давление $CO_2$ , МПа	0,78	1,90	2,75
Температура на выходе из реактора, °C (по проекту)	340	410	414
Загрузка природного урана, т	127	321	595
Энергонапряженность топлива, кВт/кг	1,35	2,96	3,18
Размеры активной зоны $D/H$ , м	9,45/6,4	13,7/7,92	17,37/9,14
Масса графита, т	650	2287	3740
Число рабочих каналов, шт.	1696	3800	6150
Число ТВС, шт.	10176	28000	49200
Габариты корпуса, м	Диаметр 11,1 Высота 21,0	Диаметр 18,9	Диаметр 29,0
Материал корпуса	Сталь	Сталь	ПНЖБ

За 15 лет удалось повысить более чем в 10 раз единичную мощность реактора, увеличить КПД с 19 до ~30%, повысить температуру на выходе из реактора с 345 до 410 °C, поднять давление теплоносителя с 0,7 МПа до 2,8 МПа и, наконец, вдвое снизить относительную мощность на прокачку теплоносителя: с 13,5 до ~7%. Был получен ряд новых технических решений по элементам реактора, активной зоны, твэлам, элементам 1-го контура, которые были использованы в последующих раз-

работках газоохлаждаемых реакторов, в том числе наиболее современных высокотемпературных. Среди них в первую очередь следует назвать развитую в эти годы технологию корпусов высокого давления из предварительно напряженного железобетона (ПНЖБ).

Следующим этапом в развитии газоохлаждаемых реакторов явились усовершенствованные реакторы АGR. При разработке данного типа реакторов имелось в виду устранить основные недостатки магноксовых реакторов: снизить капитальные затраты, поднять КПД цикла, повысить в несколько раз степень выгорания ядерного топлива. Для выполнения указанных целей было предложено втрое поднять энергонапряженность активной зоны, увеличить температуру  $CO_2$  на выходе, использовать в качестве материала оболочки твэла нержавеющую сталь, в качестве топлива - обогащенную двуокись урана и т.д. Замедлителем по-прежнему выбран графит. На реакторах АGR реализована 2-я программа развития ядерной энергетики в Англии; построено и строится 11 реакторов, 2 запланированы к строительству до 1990 г. В других странах реакторы АGR не строились и не намечаются к строительству.

В результате проведенных работ создан типовой реактор АGR мощностью 660 МВт (э), вырабатывающий во втором контуре пар давлением 16,0 МПа и температурой 538 °C, т.е. с параметрами, характерными для современных ТЭС. Для достижения указанных параметров необходимо было поднять температуру  $CO_2$  на выходе из реактора до 650 °C, давление - до 4,1 МПа. КПД АЭС при этом достигал 41,7%. Энергонапряженность активной зоны была поднята до 2,8 МВт/м<sup>3</sup>. Твэлы изготавливались из двуокиси урана обогащением ~2,5% в оболочках из нержавеющей стали. Выгорание топлива повысилось до 20 000 МВт сутки/т урана. Характеристики реакторов АGR приведены в табл. 1.2.

Среди конструктивных особенностей корпусных реакторов АGR следует отметить прежде всего интегральную компоновку оборудования 1-го контура в корпусе из ПНЖБ. На реакторах АGR внедрена поканальная перегрузка топлива, которая осуществляется без остановки реактора.

Тем не менее, реакторы АGR не оправдали возлагавшиеся на них надежды. Оказалось, что капитальные затраты здесь значительно выше по сравнению с корпусными водо-водяными реакторами. Коррозия элементов 1-го контура и в особенности элементов реактора оказалась значительно более интенсивной, чем предполагалось.

Таблица 1.2

## Характеристики некоторых реакторов

Характеристика	"Хинкли-Пойнт Б"	"Хартлипул"	"Хейшем"
Год пуска	1978	1978	1980
Электрическая мощность, МВт	665	666	666
КПД, %	41,2	41,7	41,7
Давление $CO_2$ , МПа	4,13	4,13	4,13
Температура $CO_2$ в реакторе, °C:			
на входе	321	286	287
на выходе	645	648	651
Топливо	$UO_2$	$UO_2$	$UO_2$
Обогащение, %	2,06-2,57	2,1-2,6	2,1-2,6
Расчетное выгорание, МВт сут./т	18000	18000	18000
Параметры пара:			
температура, °C	538	538	538
давление, МПа	16,0	16,0	16,0
Корпус	ПНЖБ	ПНЖБ	ПНЖБ

При выбранных рабочих параметрах часто нарушалась герметичность оболочек твэлов, что приводило к повышению активности теплоносителя в 1-м контуре. Происходило взаимодействие  $CO_2$  с графитовой кладкой. И, быть может, главным в решении вопроса о приостановке работ над реакторами *AGR* явилось то обстоятельство, что практически нет путей для совершенствования этих установок в соответствии с общими тенденциями развития реакторостроения - повышения их единичной мощности, увеличения КПД генерирования электроэнергии, более экономного расходования ядерного топлива, улучшения экономических показателей АЭС.

В начале 60-х годов была предложена принципиально новая концепция газоохлаждаемых реакторов - использование в качест-

ве теплоносителя инертного гелия, а в качестве топлива - керамических материалов в сочетании с графитовым замедлителем. Реакторы такого типа получили название высокотемпературные газоохлаждаемые (ВТГР). Преимуществами ВТГР перед всеми другими типами реакторов являются: возможность получения наибольшего КПД как в паротурбинном цикле за критических параметров, так и в прямом газотурбинном цикле; состав активной зоны (графит и ядерное топливо) позволяет эффективно использовать ядерное топливо с коэффициентом воспроизводства (или конверсии - в зависимости от топливного цикла), близким к 1; гелий химически инертен и поэтому в активной зоне и 1-м контуре облегчается проблема коррозии, т.е. совместимости материалов с теплоносителем.

В период 1966-1968 гг. в Англии, США и ФРГ были пущены 3 опытных ВТГР "Драгон", "Пич-Боттом" и *AVR*. В качестве топлива использовались микротвэлы с многослойным покрытием пироуглеродом различной плотности и карбидом кремния. Особый интерес представляет ВТГР *AVR*, в котором впервые использован шаровой твэл, обладающий определенными преимуществами: возможность непрерывной перегрузки топлива, простота и технологичность твэл, при многократном прохождении твэлов через активную зону можно достигнуть их равномерного и оптимального выгорания. В табл. 1.3 приведены основные характеристики опытных ВТГР. Накопленный опыт проектирования и успешной эксплуатации опытных ВТГР позволил приступить к строительству первых энергетических реакторов - *HTGR* в США и *THTR* в ФРГ.

Таблица 1.3

## Некоторые характеристики опытных ВТГР

Характеристика \ Реактор	"Драгон"	"Пич-Боттом"	<i>AVR</i>
1	2	3	4
Страна	Англия	США	ФРГ
Год выезда на мощность	1966	1967	1968
Тепловая мощность, МВт	20	115	46
Параметры гелия:			
давление, МПа	2,0	2,4	1,0
температура на входе, °C	350	350	175
температура на выходе, °C	750	750	850/950

1	2	3	4
Энергонапряженность, МВт/м <sup>3</sup>	14,0	8,8	2,8
Загрузка по U 235, кг	14,0	220	52
Тип твэлов	Стрежневой	Трубчатый	Шаровой
Обогащение топлива по U-235, %	93	93	93
Максимальная температура топлива, °C	1250	1390	1250

Уровень мощности установок /около 300 МВт (э)/ и выбранные параметры теплоносителя позволяют считать, что многие проблемы реализации ВТГР решены. Среди них следует отметить: разработку керамических микротвэлов, надежно удерживающих в своем объеме радиоактивные продукты деления; проблемы гелиевой технологии, включая очистку; успешную разработку конструкционных материалов 1-го контура; создание надежного вспомогательного оборудования (газодувки, арматура и т.п.). Основные характеристики указанных ВТГР представлены в табл. 1.4.

В ВТГР энергетического назначения используются 2 типа твэлов: призматический и шаровой. Призматические твэлы, точнее тепловыделяющие сборки (ТВС), традиционны для современных гетерогенных реакторов. Основным недостатком ТВС этого типа является неравномерность выгорания топлива в активной зоне и необходимость в периодических остановках реактора для перегрузки топлива и перемещения ТВС. Шаровые твэлы свободны от этих недостатков. Но вместе с тем, при использовании шаровых твэлов в больших энергетических реакторах возникает целый ряд проблем. Они связаны в основном с конструкцией активной зоны, составные элементы которой находятся в постоянном движении. При использовании шаровых твэлов сложно выравнять энерговыделение по активной зоне, обеспечить одинаковые условия для работы твэлов и выгорания топлива в них и т.д.

В настоящее время разработаны проекты крупных промышленных ВТГР электрической мощностью более 1000 МВт. Предполагается использование как двухконтурных схем с генерацией перегретого пара во 2-м контуре, так и прямых одноконтурных газотурбинных схем.

Таблица 1.4  
Основные характеристики построенных энергетических ВТГР

Характеристика \ Реактор	ТНТГР-300	HTGR-330 («Форт-Сент-Врейл»)
Страна	ФРГ	США
Год энергопуска	1983	1977
Электрическая мощность, МВт	307,5	330
КПД, %	40,5	39,2
Параметры гелия: давление, МПа температура на входе, °C температура на выходе, °C	4,0 262 750	4,8 400 785
Энергонапряженность активной зоны, МВт/м <sup>3</sup>	6,0	6,8
Тип твэла	Шаровой	Призматический (шестигранные блоки)
Топливо	Микротвэлы (Th, U/C <sub>2</sub> ) с двойным покрытием из пиролиграфического графита	Микротвэлы (Th U/O <sub>2</sub> и Th C <sub>2</sub> ) с двойным покрытием из пиролиграфического графита
Цикл	Паротурбинный	Паротурбинный

Отличительной особенностью ВТГР является возможность их использования для производства высокотемпературного технологического тепла. Этой стороне использования ВТГР в последние годы уделяется едва ли не больше внимания, чем их энергетическому использованию. Если удастся повысить температуру теплоносителя на выходе из реактора до 1000 °C, то станет реальным промышленное использование ядерной энергии в металлургии, химической промышленности, производстве новых видов топлива, в первую очередь водорода. Потребуется решение

сложных конструкторских, материаловедческих, эксплуатационных и иных проблем, однако возможный выигрыш здесь очевиден: на производство электроэнергии сейчас тратится примерно вдвое меньше органического топлива, чем для технологических целей. Предпосылкой для их успешного решения является успешная работа ВТТР AVR, в течение 8 лет дающего на выходе из реактора температуру 850 °С. Отметим, что освоение уровня температур 1000–1100 °С в ВТТР, позволит резко поднять и КПД генерирования электроэнергии, например в бинарных калий-водяных циклах до уровня 55–60%.

В настоящий момент очевидна перспективность использования газового теплоносителя и для реакторов на быстрых нейтронах. Газоохлаждаемые реакторы на быстрых нейтронах позволяют существенно повысить коэффициент воспроизводства топлива и снизить его время удвоения до практически приемлемого уровня (менее 8 лет) по сравнению с реакторами, охлаждаемыми жидкими металлами. Проще могут быть решены и многие проблемы эксплуатации таких установок. Разработаны проекты опытных и энергетических реакторов на быстрых нейтронах, охлаждаемых гелием, давление которого достигает 10,0 МПа и более. Их основные характеристики представлены в табл. 1.5.

Таблица 1.5

Характеристики быстрых гелиевых реакторов

Реактор	БТР-300	GCFR-300	GCFR-1000	GCFR-4
Характеристика	2	3	4	5
1				
Тепловая мощность, МВт	810	826	2700	3400
Электрическая мощность, МВт	300	300	1000	1200
Компоновка реактора	Интегральная в корпусе из ПНЖБ			
Давление гелия, МПа	16,0	8,5	12,0	9,6
Температура гелия на входе, °С	280	313	273	260
Температура гелия на выходе, °С	630	542	555	560
Число ТВС в активной зоне	108	118		

1	2	3	4	5
Число твэлов в ТВС	216	271	270	321
Диаметр твэла, мм	6,8	7,2	8,2	7,7
Толщина оболочки твэла, мм	0,4	0,5	0,55	0,35
Средняя плотность тепловыделения в активной зоне, МВт/м <sup>3</sup>	350	235	270	210

## 2. КОНСТРУКТИВНЫЕ ОСОБЕННОСТИ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

### 2.1. Реакторы, охлаждаемые углекислым газом

**2.1.1. Магноксовые реакторы.** Основными достоинствами данного типа реактора считали его радиационную безопасность по сравнению с реакторами с водяным теплоносителем, возможность наработки больших количеств плутония с коэффициентом воспроизводства до 0,8, доступность материалов активной зоны и конструкционных материалов 1-го контура. Строительство первого магноксового реактора в Колдер-Холле (Англия) было начато в 1953 г., в конце 1956 г. он был выведен на мощность.

Развитие реакторов магноксового типа, как уже отмечалось, шло по пути удешевления стоимости производимой электроэнергии и снижения капитальных затрат на строительство. С этой целью каждый последующий реактор имел более высокие параметры теплоносителя (температуру и давление), большую единичную мощность реактора и большую удельную мощность активной зоны.

Реакторы магноксового типа можно условно разделить на две группы: в металлических корпусах и в корпусах из предварительно напряженного железобетона. Реакторы в металлических корпусах строились в Англии вплоть до 1966 г. Для них характерно размещение всего оборудования 1-го контура вне корпуса реактора. Это связано с тем, что при низкой удельной мощности активной зоны, которую способны обеспечить реакторы на природном уране (до ~1 МВт/м<sup>3</sup>), активная зона, а следовательно, и корпус имеют очень большие размеры. Например, в последней АЭС с реактором данного типа в металлическом корпусе "Сайзуэлл" зона имеет диаметр 13,7 м и высоту 7,82 м. С уче-

том отражателя и тепловой защиты диаметр сферического корпуса равен примерно 19 м при толщине стенки около 105 мм. Корпус такого размера, естественно, не транспортабелен. Он монтировался на месте строительства АЭС из отдельных стальных сегментов заводского изготовления. Главная монтажная операция — сварка толстостенных листов (80+106 мм). При монтаже корпуса выполнялось более 1000 погонных метров сложных стыковых швов, качество которых, в общем, ниже, чем при заводском изготовлении. Поэтому начиная с 1966 г. газоохлаждаемые энергетические реакторы в металлических корпусах не строятся.

Компоновка внутрикорпусных устройств реакторов в стальных корпусах выполнялась таким образом, что вес графитовой кладки активной зоны (до  $\sim 22000$  кН) и топлива (более 3200 кН естественного урана) через опорную плиту активной зоны передавался на поддерживающие колонны, связанные с фундаментом. Корпус реактора воспринимал только нагрузку от давления теплоносителя (до 1,9 МПа).

Графитовые блоки кладки активной зоны устанавливались на опорные втулки нижней опорной плиты реактора. Шаг расположения опорных втулок в точности соответствует шагу решетки активной зоны. Призматические графитовые блоки имеют размер под ключ 200–300 мм и высоту 1000 мм. В сечении формы блоков самые разнообразные: квадрат, шестигранник, ромб, квадрат со скошенными ребрами, с впадинами и выступами на гранях и т.п. Смысл использования блоков различной конфигурации объясняется необходимостью обеспечить возможность термических расширений кладки, прямолинейность осей каналов при монтаже и эксплуатации, необходимую протечку теплоносителя через кладку для ее охлаждения. Сверху над кладкой расположены стальные втулки, связанные с верхней дистанционирующей плитой. Плита выполнена из отдельных сегментов, позволяющих компенсировать осевое и радиальное термическое расширение колонн при разогреве реактора. Снаружи кладка охвачена металлическими бандажными поясами, число которых соответствует числу блоков по высоте в одной колонне (8–10 шт.).

Канал для прохода теплоносителя и размещения твэлов в активной зоне образуется верхней и нижней металлическими втулками и цилиндрическим отверстием в кладке по всей ее высоте. В нижней части канала в зоне отражателя установлен металлический опорный конус, в который упирается нижний

твэл. Верхняя часть твэла имеет такую же посадочную форму, как и опорный конус. Поэтому унифицированные для данного реактора твэлы устанавливаются в канал один на другой в любой последовательности. В каждом канале расположены 6–8 твэлов. Твэл состоит из топливного сердечника диаметром около 30 мм из необогащенного металлического урана и магниевой оболочки (0,05% *Be*; 0,1% *C*; 1,0% *Al*; остальное *Mg*). Общая длина твэла примерно 900 мм. Внешняя поверхность оболочки имеет многозаходные спиральные ребра, служащие для интенсификации теплообмена и увеличения поверхности теплоотдачи (рис. 2.1).

На магниевых реакторах было реализовано несколько схем перегрузки топлива на остановленном и работающем реакторе: загрузка и выгрузка сверху; загрузка сверху, выгрузка снизу под активной зоной; загрузка через каналы системы управления и защиты (СУЗ); загрузка через специальные каналы. Во всех случаях необходимы достаточно сложные грузочные машины в центральном зале реактора. Наиболее удобной оказалась перегрузка топлива через специальные каналы в верхней части корпуса.

Как отмечалось, после 1966 г. все магниевые реакторы строились в корпусах из ПНЖБ. Переход на новый тип корпуса позволил существенно поднять давление в 1-м контуре (до 2,8+3,0 МПа), и, как следствие, поднять КПД за счет снижения расходов на собственные нужды, перейти к более удобной в эксплуатации и более безопасной интегральной компоновке оборудования 1-го контура. На рис. 2.2 показана конструкция реактора АЭС "Уильфа" (Англия). АЭС построена в 1971 г. и состоит из двух реакторов мощностью 590 МВт (э) каждый.

Активная зона реактора установлена на опорной плите, которая через кольцевую ферму и систему вертикальных опор связана с железобетонным корпусом. Общий вес активной зоны около 43000 кН, из них 5950 кН металлического урана и 3740 кН графита-замедлителя. В активной зоне имеется 6150 каналов, в которые загружаются 49200 твэлов. По форме активная зона представляет собой 16-гранную призму диаметром 17,37 м и высотой 9,14 м. Кладка активной зоны обвязана кольцевыми бандажами. Тепловая мощность реактора 1875 МВт, удельная мощность  $\sim 0,8$  МВт/м<sup>3</sup>, энергонапряженность топлива 3,16 кВт/кг урана.

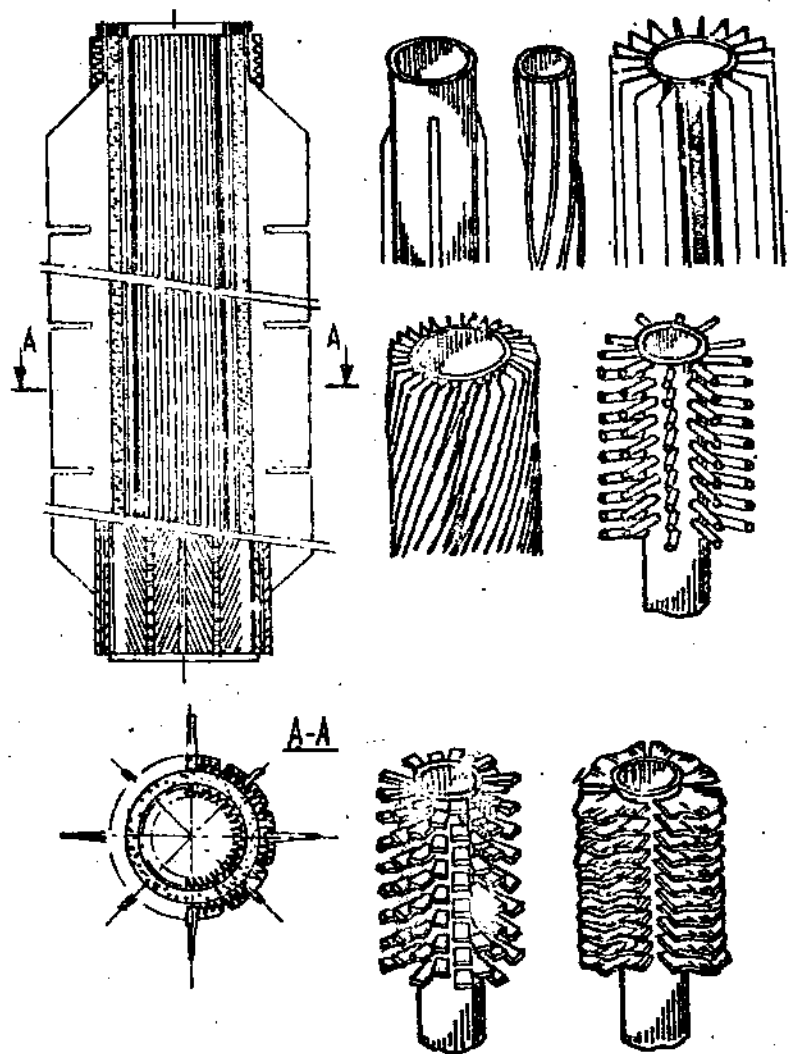


Рис. 2.1. Варианты ТВС магнитных реакторов

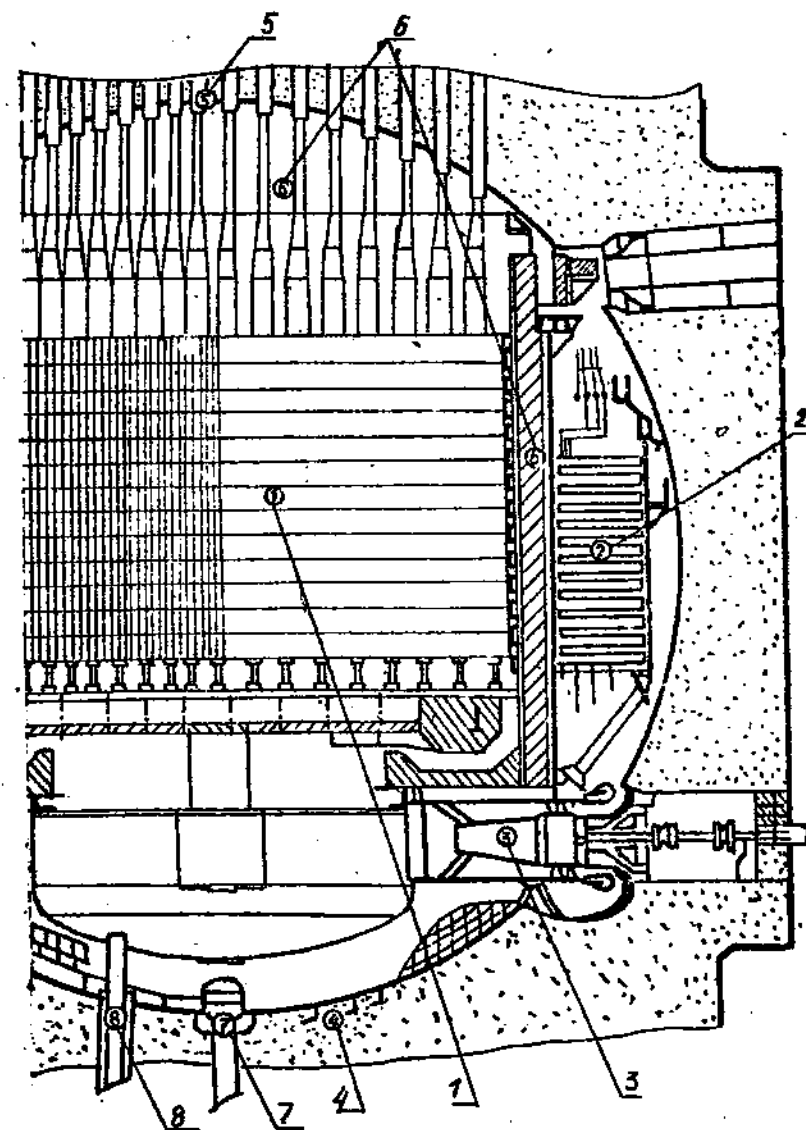


Рис. 2.2. Магнитный реактор АЭС "Уильфа" (Англия): 1 - активная зона; 2 - парогенератор; 3 - газодувка; 4 - корпус из ПИЖБ; 5 - каналы СУЗ; 6 - радиационная защита парогенератора; 7 - подача  $CO_2$  для охлаждения корпуса; 8 - отбор газа на очистку



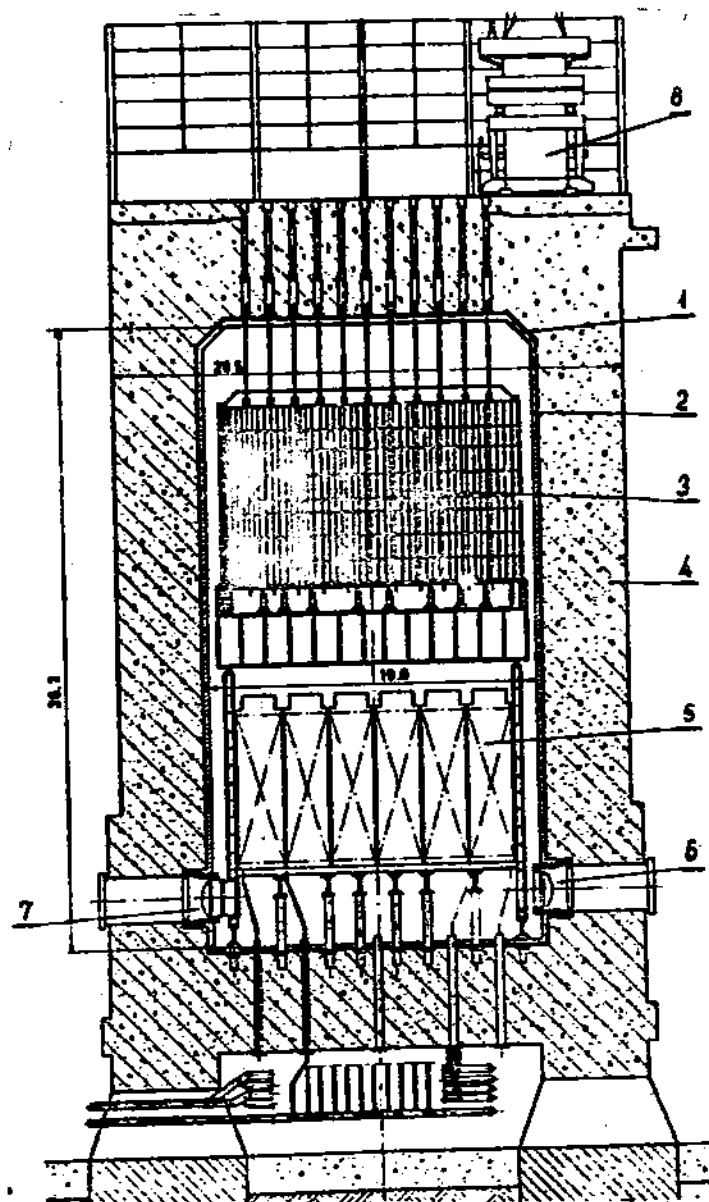


Рис. 2.3. Магноксовый реактор EDF-4 (Франция): 1 - теплоизоляция; 2 - герметичная оболочка корпуса; 3 - активная зона; 4 - корпус; 5 - парогенератор; 6, 7 - газодувки; 8 - перегрузочная машина

Вокруг активной зоны размещены блоки парогенераторов. В пространстве между активной зоной и парогенераторами расположена стальная тепловая защита, которая предохраняет теплоноситель 2-го контура в парогенераторах от активации потоком нейтронов из зоны и снижает радиационное тепловыделение в железобетонном корпусе. Выбрана следующая схема циркуляции теплоносителя в реакторе: после газодувки  $CO_2$  проходит через активную зону снизу вверх, разворачивается на  $180^\circ$  и опускается вниз через парогенераторы на вход в газодувку. Практически вся внутренняя поверхность корпуса и нижние несущие конструкции омываются "холодным"  $CO_2$  с температурой  $247^\circ C$ . Проектная температура газа на выходе из зоны составляет  $414^\circ C$ . Давление  $CO_2$  в корпусе  $2,75$  МПа.

Внутренняя полость корпуса из ПНЖБ из соображений прочности выполнена сферической. Ее диаметр равен примерно  $29$  м, при минимальной толщине стен корпуса  $3,9$  м. Корпус изнутри облицован стальфолевой теплоизоляцией, которая совместно с системой охлаждения обеспечивает максимальную температуру бетона не выше  $45^\circ C$ .

В верхней части корпуса имеются отверстия для ввода в корпус штанги перегрузочной машины (через одно отверстие перегружают сразу группу в несколько десятков кавалов) и более  $180$  отверстий для размещения приводов СУЗ.

Интересно сконструированы внутрикорпусные устройства французских реакторов магноксового типа. На рис. 2.3 показана схема компоновки реактора EDF-4, с корпусом из ПНЖБ. Здесь парогенераторы расположены под активной зоной. Холодный теплоноситель после газодувок омывает внутреннюю поверхность корпуса и затем сверху вниз проходит через активную зону к парогенераторам. Главный недостаток этой компоновки - невозможность замены парогенераторов в случае выхода их из строя. Поэтому в корпусе установлены несколько резервных секций парогенераторов, которые могут вводиться в действие по мере необходимости.

К середине 60-х годов стало ясно, что магноксовые реакторы не могут выдержать конкуренцию с различными типами реакторов с водным теплоносителем не только по технико-экономическим показателям, но и по возможным перспективам развития.

#### 2.1.2. Усовершенствованные газографитовые реакторы.

Для улучшения технико-экономических показателей реакторов, охлаждаемых углекислым газом, было предложено перейти на



новый тип твэла — стержневой твэл в оболочке из нержавеющей стали с топливом из слабообогатенной двуокиси урана. Предполагалось, что переход на другой тип твэла позволит: существенно поднять температуру  $CO_2$  на выходе из реактора (до  $850^\circ C$ ), а, следовательно, и КПД установки (до  $\sim 41\%$ ) в двухконтурной паротурбинной схеме; примерно втрое увеличить энергонапряженность активной зоны (до  $2,8 \text{ МВт/м}^3$ ) и одновременно существенно уменьшить габариты активной зоны; повысить выгорание топлива (до  $20000 \text{ МВт сут./т}$  против  $4000 \text{ МВт сут./т}$  у магноксowych реакторов). Усложнение и удорожание топливного цикла таких реакторов должно было компенсироваться снижением себестоимости производимой электроэнергии и уменьшением капитальных затрат. Первый опытный усовершенствованный газографитовый реактор *AGR* (так называют и все последующие энергетические установки) электрической мощностью  $33 \text{ МВт}$  был пущен в 1962 г. в Англии. Температура  $CO_2$  на выходе из зоны реактора составляла  $575^\circ C$ . В качестве топлива использовалась двуокись урана с обогащением  $2,5\%$ . Оболочки твэлов выполнены из нержавеющей хромоникелевой стали. Ввиду небольших размеров активной зоны (диаметр  $4,5 \text{ м}$ , высота  $\sim 4,2 \text{ м}$ ) реактор имеет металлический корпус.

Опыт эксплуатации реактора *AGR* оказался успешным, и в Англии было принято решение о строительстве 5 АЭС такого типа. На каждой АЭС должны работать 2 реактора *AGR* мощностью около  $660 \text{ МВт}$  (э) каждый. Остановимся более подробно на конструктивных особенностях реактора *AGR* АЭС "Данджесс-Б".

Электрическая мощность реактора *AGR* "Данджесс-Б" составляет по проекту  $660 \text{ МВт}$ , КПД генерирования электроэнергии  $41,6\%$ . Доля мощности, затрачиваемая на собственные нужды, достигает  $8,1\%$ . Теплоноситель первого контура —  $CO_2$  с давлением  $3,36 \text{ МПа}$ , температура на входе в активную зону составляет  $300^\circ C$ , на выходе —  $670^\circ C$ . Во втором контуре генерируется пар с параметрами: давление  $16,0 \text{ МПа}$ , температура  $568^\circ C$ .

Реактор выполнен по схеме с интегральной компоновкой оборудования в корпусе из ПНЖБ (рис. 2.4). Движение теплоносителя в 1-м контуре происходит следующим образом: после газодувки холодный теплоноситель разделяется на два потока. Большая часть расхода попадает в пространство под активной зоной и затем снизу вверх проходит через топливные каналы активной зоны, обеспечивая их охлаждение. Меньшая часть расхода, охлаждая радиационную защиту парогенераторов, по-

дает в камеру холодного теплоносителя над активной зоной и затем проходит сверху вниз через графитовую кладку, обеспечивая ее охлаждение. В пространстве под активной зоной оба потока смешиваются. Самая верхняя часть внутренней полости корпуса является сборным коллектором горячего теплоносителя, откуда он направляется в парогенераторы (сверху вниз) и затем снова на газодувку.

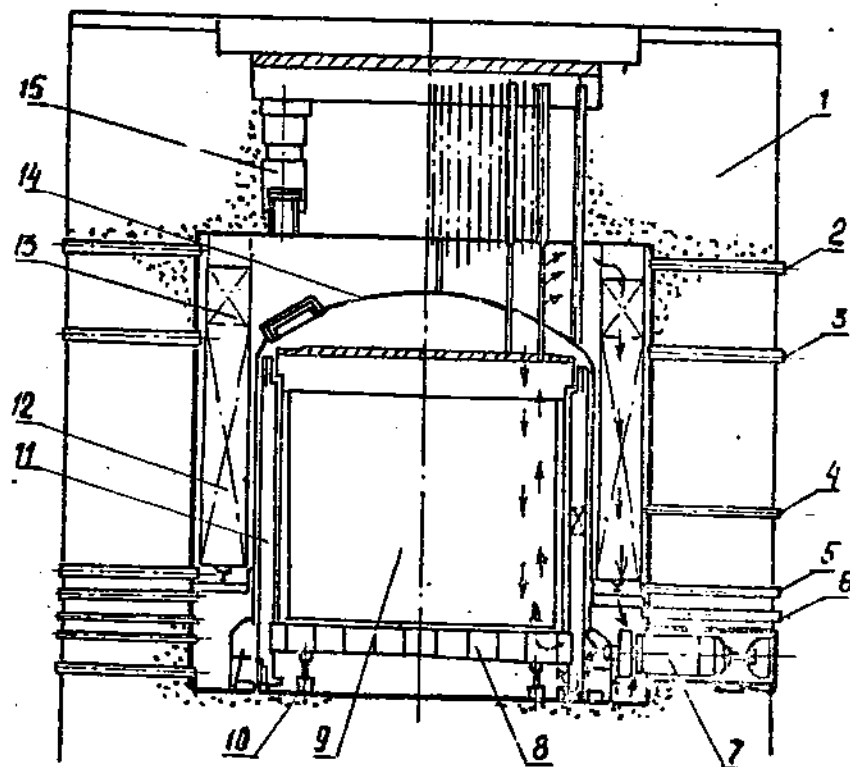


Рис. 2.4. Типичная схема энергетического *AGR* с кольцевым расположением парогенераторов: 1 — корпус из ПНЖБ; 2 — вход пара и выход перегретого пара; 3 — выход пара; 4 — очистка газа, выход подпиточного газа; 5 — вход питательной воды в парогенератор; 6 — вход и выход системы охлаждения после остановки реактора; 7 — циркуляционный насос; 8 — решетка; 9 — активная зона; 10 — опоры решетки; 11 — бак активной зоны; 12 — парогенератор; 13 — лучок труб перегревателя; 14 — газонепроницаемый кожух; 15 — люк постоянного доступа

Активная зона реактора набрана из 84000 графитовых блоков общей массой более 1000 т. Для компенсации температурных расширений и организации регулярной системы каналов и отверстий для прохода охлаждающего графитовую кладку теплоносителя приходится использовать блоки весьма сложной конфигурации (рис. 2.5). По условиям работы в среде  $CO_2$  максимальная температура графита не должна превышать  $450^\circ C$ . Центральные отверстия в блоках диаметром 250 мм образуют решетку для размещения топливных каналов с шагом около 400 мм. В режиме равновесной загрузки 412 каналов в активной зоне являются топливными и 53 канала служат для размещения органов СУЗ. Диаметр активной зоны 8,58 м, высота 8,29 м.

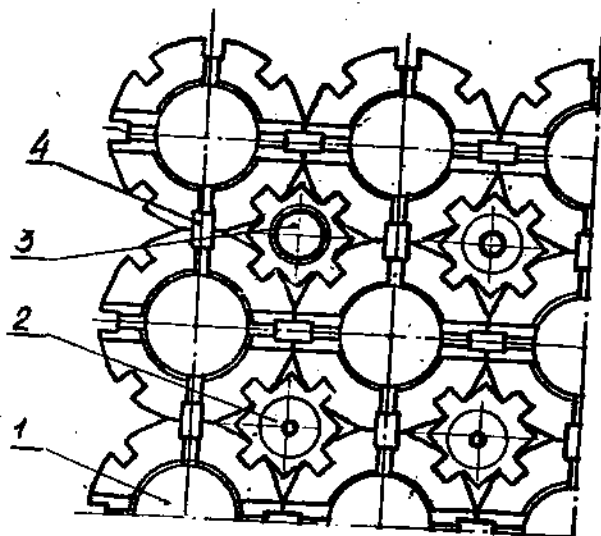


Рис. 2.5. Схема установки графитовых блоков замедлителя в активной зоне АGR (АЭС "Хинкли-Пойнт-Б"): 1 - блок для размещения ТВС; 2 - блок для внутризонных датчиков; 3 - блок для стержня СУЗ; 4 - графитовая связующая шпонка

В каждый топливный канал последовательно загружается 8 ТВС, представляющих собой графитовую трубу, внутри которой расположен лучок из 36 твэлов, закрепленных в верхней и нижней дистанционирующих решетках на центральном стержне лучка. Длина одной ТВС около 1 м. Поверхность теплообмена в ТВС

$18\text{ м}^2$ , а общая поверхность теплообмена в активной зоне более  $7300\text{ м}^2$ . Твэл стержневого типа собирается из таблеток двуокиси урана (диаметр таблетки 14,5 мм) в трубке из нержавеющей стали толщиной 0,37 мм, с наружной стороны которой имеются ребра. В качестве материала оболочек твэлов использована специально разработанная сталь, основными компонентами которой являются хром (20%), никель (25%) и ниобий (0,5%) в виде карбида. В среде  $CO_2$  и условиях активной зоны эта сталь сохраняет работоспособность как материал оболочки твэла до температуры  $825^\circ C$ .

С целью выравнивания энерговыделения по радиусу активная зона разбита на две подзоны. Равновесное обогащение во внутренней (центральной) подзоне 2,02%, во внешней подзоне 2,45%. Общая загрузка урана в реактор равна 152 т. Среднее выгорание топлива 18000 МВт сут./т. Удельная мощность энерговыделения в активной зоне  $2,4\text{ МВт/м}^3$ .

Перегрузка топлива производится на работающем реакторе через отверстия в верхней части бетонного корпуса с помощью перегрузочной машины. Компоновка АЭС выполнена так, что центральный зал является общим для двух реакторов. Поэтому для перегрузки двух реакторов достаточно одной перегрузочной машины.

В последних проектах реакторов АGR (АЭС "Хартлуп", "Хейшем") предполагается использовать другую компоновку оборудования 1-го контура в корпусе из ПНЖБ (рис. 2.8). Парогенераторы и газодувки каждой петли расположены в вертикальных цилиндрических полостях непосредственно в массе стенки корпуса. Такая схема оказывается наиболее удобной при эксплуатации, поскольку просто осуществляется замена парогенератора и газодувки в случае выхода их из строя.

Итогом работ по развитию и совершенствованию реакторов АGR явилось создание вполне работоспособной и надежной конструкции энергетического реактора бредней мощности  $1\text{ МВт} \approx 800\text{ МВт(э)}/$ . Однако, как отмечалось в гл. 1, не удалось осуществить главную задачу - создать реактор, конкурентоспособный с другими современными типами энергетических реакторов, в первую очередь с реакторами с водным теплоносителем. В реакторах АGR уже реализованы их предельные, по техническим возможностям, показатели: единичная мощность, КПД, максимальная температура  $CO_2$ , достигнутое выгорание топлива.

## 2.2. Высокотемпературные реакторы

**2.2.1. Особенности.** В самом названии данного типа реакторов – высокотемпературные газоохлаждаемые (ВТГР) – заложен основной критерий качества установок данного типа: чем выше температурный потенциал газа на выходе из реактора, тем выше тепловая эффективность данных установок, тем шире область их возможного применения в технологии. Однако освоение в реакторостроении уровня температур вплоть до 1000–1100 °C связано с необходимостью решения сложных технических задач, и в первую очередь задач конструкторских, материаловедческих и эксплуатационных.

Единственным приемлемым на сегодняшний день теплоносителем для ВТГР можно считать химически инертный гелий. Лишь использование гелия при рабочих температурах ВТГР позволяет успешно решить проблему замедлителя, ядерного топлива и конструкционных материалов, поскольку все теплоносители при температурах более 700 °C химически активны (натрий, водяной пар,  $CO_2$  и т.д.).

Сейчас общепринята концепция керамической активной зоны ВТГР. С целью улучшения нейтронного баланса в активной зоне не используются тугоплавкие и жаростойкие металлы, имеющие, как правило, высокое сечение поглощения тепловых нейтронов. Поэтому остается относительно небольшой выбор возможных материалов и композиций для ядерного топлива, замедлителя и отражателя. Это графит, окислы и карбиды топлива и воспроизводящих материалов. Для ВТГР принципиально достижим коэффициент воспроизводства вплоть до 1,0. Используемые композиции активной зоны позволяют достигать рекордно высоких уровней выгорания топлива (до ~ 100 000 МВт сут./т и выше), что экономически очень выгодно. Реакторы с гелиевым теплоносителем менее чувствительны к аварийным ситуациям, связанным с потерей теплоносителя в активной зоне, поскольку этот процесс не изменяет реактивность (гелий не поглощает и не замедляет нейтроны), а остаточное тепло аккумулируется графитовым замедлителем.

Во всех реализованных и запланированных к строительству ВТГР в качестве ядерного топлива используют сферические частицы, содержащие делящийся и воспроизводящий нуклиды (или отдельно то и другое) с покрытием пиролитическим графитом, – так называемые "микротвэлы". Покрытие выполняется обычно в несколько слоев (не менее двух-трех) и практически не пропускает газообразные продукты деления вплоть до температуры 1300 °C.

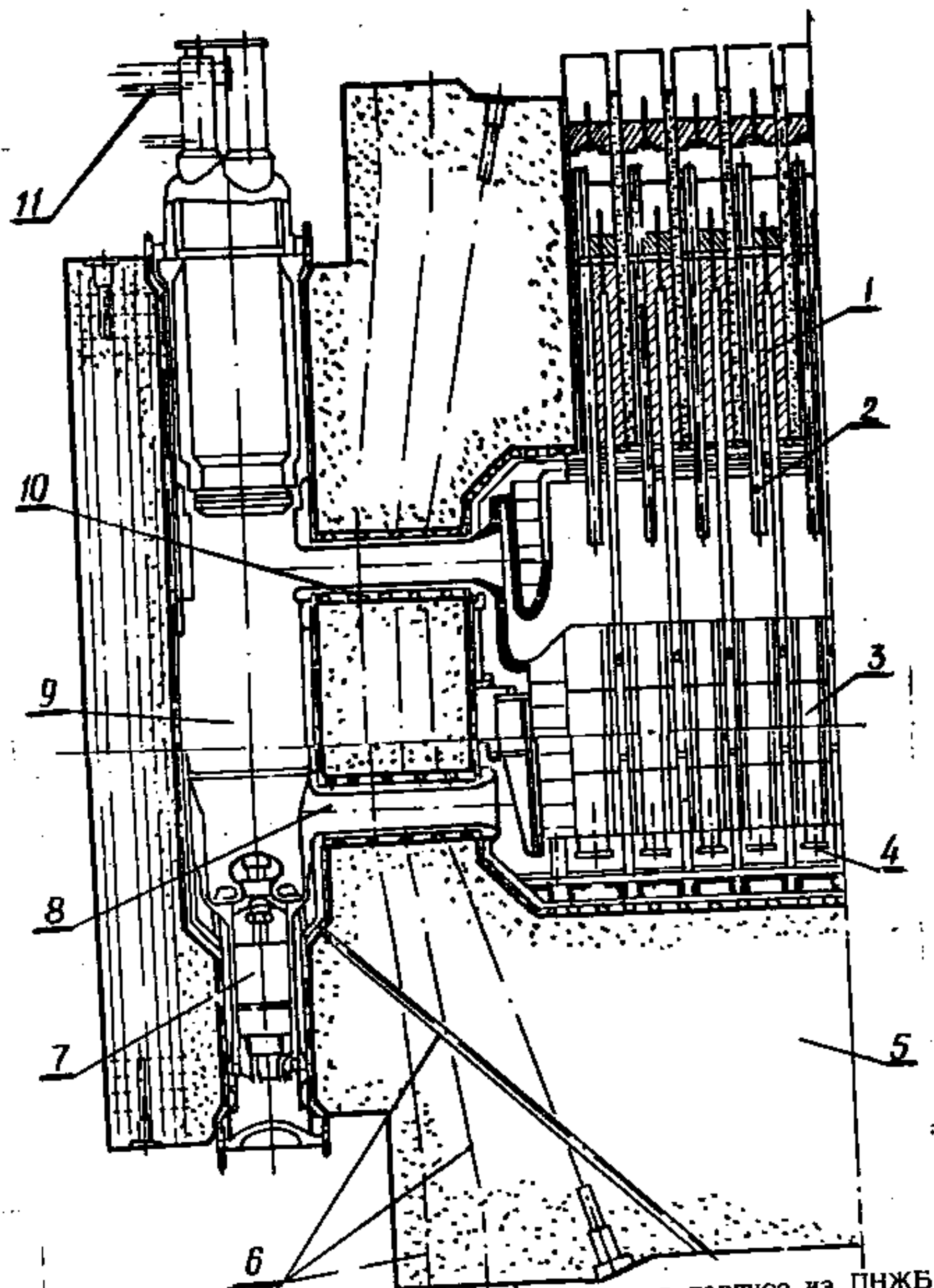


Рис. 2.6. Интегральная компоновка реактора в корпусе из ПНЖБ (проект Англия): 1 – каналы приводов СУЗ; 2 – каналы для перегрузки ТВС; 3 – кладка активной зоны; 4 – опорная конструкция зоны; 5 – железобетонный корпус; 6 – тросы осевого предварительного напряжения; 7 – газодувка; 8 – трубопровод гелиевый; 9 – парогенератор; 10 – теплоизоляция корпуса с системой охлаждения; 11 – отвод генерируемого пара и подвод питательной воды

Коэффициент утечки газов через покрытия имеет порядок  $10^{-6}$ . Металлические продукты ядерных реакций поглощаются в графитовой матрице, в которой диспергированы топливные частицы. Введение еще одного защитного слоя из карбида кремния  $SiC$  увеличивает защитную способность оболочек микротвэла еще в 2-3 раза. Размеры микротвэла не должны превышать 800-800 мкм, что связано с механическими свойствами и изменениями в размерах пиролитического графита под облучением при высоких температурах.

Хорошие защитные качества оболочек микротвэлов приводят к очень низкой активности теплоносителя 1-го контура (несколько десятков кюри) и малому загрязнению рабочих поверхностей оборудования. Значительное загрязнение возможно лишь в аварийных ситуациях, когда температура топлива превышает  $1500^{\circ}C$ .

На основе технологии микротвэлов в сочетании с графитовым замедлителем можно изготавливать твэлы и ТВС различной конфигурации: стержневые, призматические, шаровые и др. Имеется возможность конструировать активную зону с любыми необходимыми качествами, например с небольшим гидравлическим сопротивлением и высокой энергонапряженностью (стержневые и призматические твэлы), с непрерывной перегрузкой или даже циркуляцией топлива (шаровые твэлы) и др. Поэтому однозначно ответить на вопрос о лучшей форме твэла (типе твэла) для ВТГР нельзя. Определяющими факторами здесь являются назначение установки, ее параметры и режим эксплуатации.

Выбранный тип твэла или ТВС по существу определяет принцип конструкции активной зоны ВТГР. При использовании шарового твэла конструкция зоны получается наиболее простой: она представляет собой цилиндрическую емкость, заполненную твэлами. Графитовые стены емкости (боковая и нижняя поверхности) выполняют функцию отражателя нейтронов. В случае использования стержневых и призматических ТВС обязательными являются нижняя опорная плита активной зоны и верхняя дистанционная плита. Подобная схема традиционна для многих типов реакторов с различными теплоносителями. В первом случае шаровые твэлы просто выгружаются из активной зоны и загружаются вновь. Этот процесс можно осуществить и без остановки реактора. Во втором случае для перегрузки топлива реактор следует останавливать и использовать специальную перегрузочную машину.

Предложены два способа использования шаровых твэлов в ВТГР: многократная циркуляция шаров через объем активной зо-

ны и однократная циркуляция. Реализован пока только первый способ (реакторы AVR, THTR). Достоинством первого способа является наиболее полное перемешивание твэлов и, как следствие, равномерное выгорание топлива. Однако практическая реализация способа многократной циркуляции твэлов достаточно сложна: в реакторе появляется высокоактивный контур перемещения твэлов из пространства под активной зоной в ее верхнюю часть, оборудование для контроля за качеством твэлов, система контроля выгорания топлива в каждом шаре и т.д. Поэтому большое внимание сейчас уделяется другому способу, при котором твэлы проходят активную зону только один раз и затем выводятся из реактора. Достоинством данного способа является возможность достижения более высокой температуры на выходе из реактора и достижения максимального выгорания. Следует, однако, иметь в виду, что для ВТГР энергетического назначения с паровой турбиной во 2-м контуре совершенно достаточен уровень температур на выходе из зоны до  $850^{\circ}C$ , а такую температуру можно получить с любым типом твэла. Поэтому шаровые твэлы в сочетании со способом однократного прохождения активной зоны перспективны для реакторов - источников технологического тепла с температурой гелия выше  $950^{\circ}C$ .

Для всех типов энергетических и технологических ВТГР удобной оказывается интегральная компоновка оборудования в корпусе из предварительно напряженного железобетона. Подобная компоновка позволяет упростить конструкцию 1-го контура и входящего в его состав оборудования, повысить безопасность установки, упростить эксплуатацию и в некоторых случаях снизить стоимость установки.

В последнее время для ВТГР технологического назначения предложены и другие варианты компоновок оборудования - полунтегральная и традиционная петлевая в сочетании с корпусами из предварительно напряженного чугуна, тяжелого армированного и стали. Подобный подход преследует цель разделить реакторную и технологическую части установок ввиду абсолютной недопустимости проникновения радиоактивности в продукт технологического процесса. Кроме того, габариты технологических устройств (химических реакторов, теплообменников и других устройств) иногда существенно больше, чем реактора и его оборудования, так что экономически нецелесообразно совмещать их в общем корпусе высокого давления.

Очень сложна проблема подбора конструкционных материа-

лов для элементов 1-го контура ВТГР, работающих при максимальных температурах. Это в первую очередь трубопроводы горячего газа, высокотемпературные теплообменники, арматура и, естественно, несущие элементы внутрикорпусных устройств — опорные плиты активной зоны, сборные коллекторы горячего газа, а также рабочие органы СУЗ. Ресурс работы этих элементов должен составлять десятки тысяч часов при исключительно сложных условиях работы: высокая температура, большие механические нагрузки, реакторное излучение. При конструировании указанных элементов принимаются возможные меры по улучшению условий работы: выравнивание давлений внутри и снаружи замкнутых полостей, обдув одной из поверхностей холодным газом, циркуляции теплоносителя через активную зону сверху вниз (что существенно облегчает условия работы органов СУЗ в верхней части активной зоны), использование коаксиальных трубопроводов с горячим газом в центре и др.

В табл. 2.1 представлены состав, механические свойства при высоких температурах и относительная стоимость основных рекомендуемых конструкционных материалов.

**2.2.2. Реакторы с шаровыми твэлами.** Использование шаровых твэлов в ВТГР позволяет получить определенные преимущества, среди которых наиболее важным является возможность непрерывной перегрузки топлива в активной зоне. Ввиду огромного числа твэлов, загружаемых в реактор, каждый новый твэл вносит очень маленькую избыточную реактивность, что делает процесс перегрузки совершенно безопасным. Отпадает необходимость в сложных и дорогостоящих перегрузочных машинах, характерных для всех типов реакторов, перегружаемых на ходу, т.е. без остановки. При использовании шаровых твэлов избыточная реактивность в начале кампании и в конце ее примерно одинаковы, что упрощает процесс управления реактором и органы СУЗ. Исключительно простой становится конструкция активной зоны, формообразующим элементом которой является графитовый отражатель.

В реакторе с шаровыми твэлами возможны два метода их перегрузки. В первом методе одни и те же твэлы многократно проходят через активную зону, во втором твэлы проходят через зону только один раз. Естественно, что в первом случае скорость циркуляции твэлов через реактор значительно выше. Метод однократного прохождения больше подходит для твэлов с низкообогащенным топливом. При многократном прохождении твэлов через активную зону достигается равномерное и оптимальное выгорание топлива во всех твэлах.

Таблица 2.1  
Состав и свойства некоторых высокотемпературных жаропрочных сплавов

Сплав	Состав в %											Относительная стоимость	6 1000/6 10000 МПа				
	C	Mn	Si	Cr	Ni	Mo	W	Co	Al	Ti	Fe		Другие	758 °C	867 °C	882 °C	1000 °C
HK-40	0,4	1,5	1,5	26	20	-	-	-	-	-	ост.	-	95 85	47,5 29,4	20,4 12,6	10,2 5,5	1100 °C
"Superterm"	0,5	1,5	1,5	28	35	-	5	15	-	-	ост.	-	122 108	68 51	27,2 20,4	10,9	
IN -802	0,35	1,0	0,5	21	33	-	-	-	0,6	0,6	ост.	-	108 75	68 32,6	25,8 12,2	9,5 3,7	
IN -617	0,07	-	-	22	ост.	9,0	-	12,5	1,0	-	-	-	-	-	27,2	11,6	
"Хастеллой X"	0,15	0,30	0,3	21,8	ост.	9,0	0,6	2,0	-	-	18,5	-	-	-	15,6	6,1	
MA-753	0,05	-	-	20	ост.	ост.	-	-	1,5	2,5	-	1,3	238	150	122	109	
MOTEM	0,02	-	-	-	-	ост.	-	-	-	0,5	0,08	14,0	-	-	340 330	-	

Экономически это, конечно, выгодно. Однако в реакторе появляется сложная и разветвленная система циркуляции твэлов (рис. 2.7).

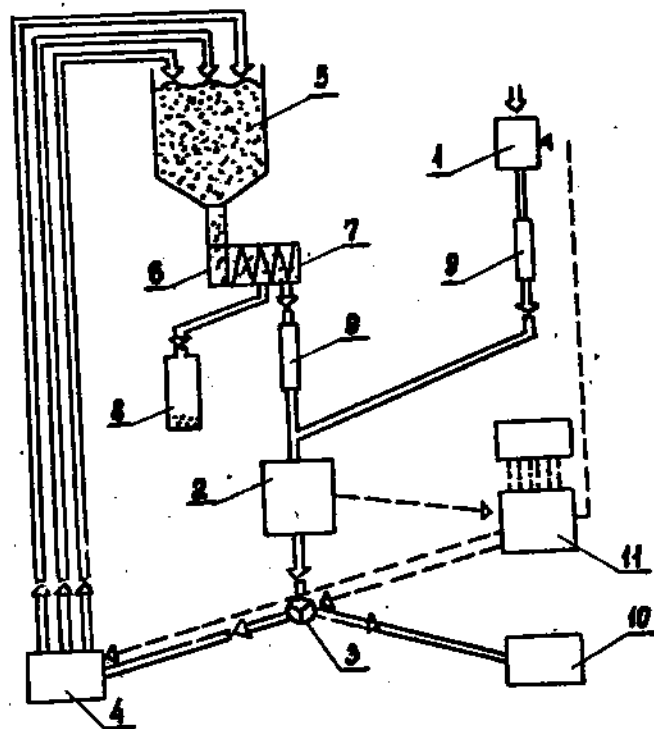


Рис. 2.7. Схема циркуляции шаровых твэлов в ВТТР с засыпной активной зоной: 1 - устройство подачи твэлов; 2 - устройство для исследования твэлов и измерения выгорания; 3 - направляющее приспособление; 4 - подъемник твэлов; 5 - активная зона; 6 - накопитель; 7 - шаговый разделитель твэлов; 8 - емкость для поврежденных твэлов; 9 - промазочные шнеки; 10 - устройство для вывода твэлов из контура; 11 - ЭВМ для управления процессом

В случае однократного прохождения твэлов необходимая глубина выгорания обеспечивается за один проход, но она не может быть одинаковой для всех твэлов из-за различных тра-

екторий их движения в шаровой засыпке и неравномерности нейтронного потока по ее объему. Полная замена твэлов в активной зоне происходит примерно за 3 года. Главное достоинство данного метода состоит в возможности получения более высокой (на  $150-200^{\circ}\text{C}$ ) температуры гелия на выходе из реактора по сравнению с первым методом при постоянной максимальной температуре топлива. Это связано с тем, что при загрузке в верхнюю часть активной зоны "свежего" топлива там наблюдается максимум нейтронного потока и тепловыделения, а теплоотвод обеспечивается "холодным" гелием, проходящим через зону сверху вниз. Тепловыделение в нижней части зоны уже невелико, и отвод тепла от поверхности твэла может быть обеспечен при небольшом перепаде температур между поверхностью твэла и гелия. Следовательно, на выходе из реактора температура гелия приближается к температуре твэла (рис. 2.8). Указанный "перекос" нейтронного потока с максимумом в верхней части зоны повышает эффективность органов СУЗ, вводимых в шаровую засыпку сверху вниз: количество стержней регулирования и глубину их погружения в активную зону можно сократить.

В реакторах AVR и THTR используется метод многократного прохождения твэлов через зону. Во многих перспективных реакторах, в особенности являющихся источниками технологического тепла, для получения максимальной температуры гелия на выходе из реактора предполагается использовать метод однократного прохождения твэлов через объем активной зоны.

Высокотемпературный реактор AVR (ФРГ), введенный в эксплуатацию в начале 1968 г., является первым реактором с шаровыми тепловыделяющими элементами. Реактор работает в составе небольшой АЭС электрической мощностью 15 МВт. Опыт проектирования и эксплуатации этого реактора важен для оценки и обоснования всей концепции реакторов с газовым теплоносителем и засыпной активной зоной.

Реактор AVR выполнен по схеме с интегральной компоновкой оборудования 1-го контура (рис. 2.9), заключенного в двух стальных корпусах. Внутренний корпус заполнен гелием, давление которого равно 0,88 МПа. В пространстве между внутренним и внешним корпусом расположена биологическая защита. Эта полость заполнена запирающим газом, давление которого на 0,05 МПа больше давления в 1-м контуре. Следовательно, при разгерметизации внутреннего корпуса активный теплоноситель не может выйти в окружающую среду. Компоновка всей

АЭС выполнена так, что оба корпуса реактора и расположенные за ними вспомогательные системы заключены в общий защитный контейнер, изготовленный из стали.

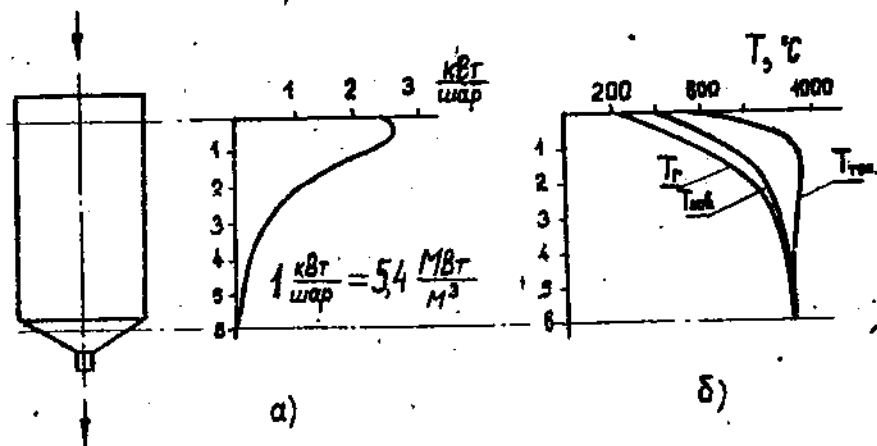


Рис. 2.8. Распределение тепловыделения (а) и характерных температур (б) по высоте ВТГР с шаровыми твэлами при их однократном прохождении через зону

Активная зона реактора набирается из 100 000 шаровых твэлов диаметром 60 мм, свободно засыпанных в цилиндрическую графитовую шахту. Днище шахты коническое, угол раскрытия конуса 120°. По внутренней поверхности графитового отражателя сделаны 4 выступа (пилона), расположенные через 90°. Внутри пилонной перемещаются стержни СУЗ.

Шаровые твэлы реактора AVR претерпели существенную эволюцию. Твэлы первой загрузки, изготовленные в США, представляли собой графитовые сферы диаметром 60 мм, вся внутренняя полость которых была заполнена микротвэлами, графитовым порошком и связующим веществом (рис. 2.10). Герметизация твэла осуществлялась с помощью резьбовой пробки. Изготовленные в ФРГ твэлы второй загрузки AVR отличались тем, что микротвэлы концентрировались по внутренней поверхности графитовой сферы. Центральная часть также заполнялась графитовым порошком и связующим веществом. Способ герметизации тот же. Подобная конструкция твэла неудобна и относительно дорога, поскольку графитовые сферы получались обточкой из блоков.

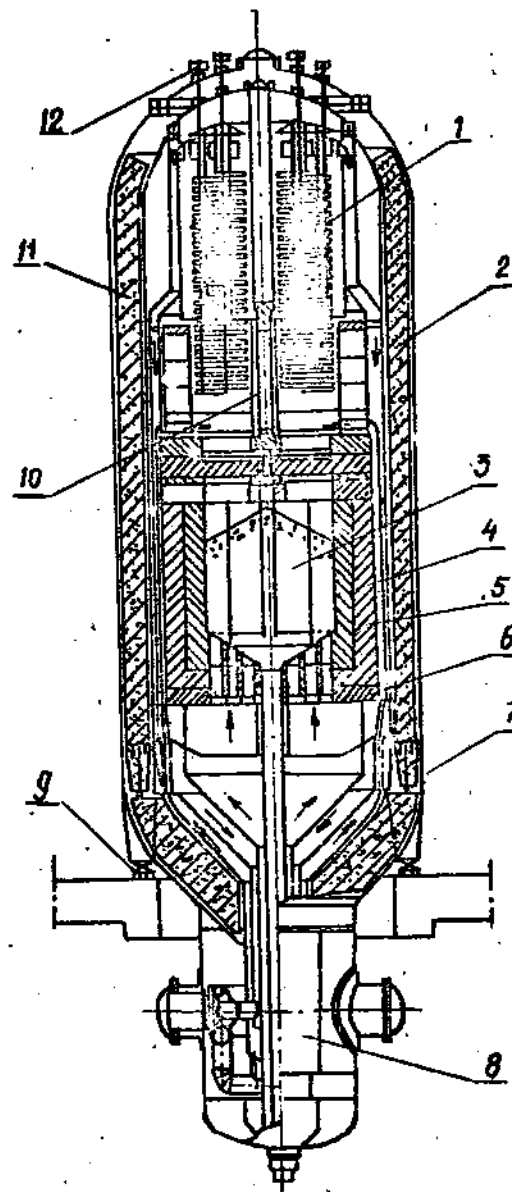


Рис. 2.9. Реактор AVR : 1 - парогенератор; 2 - биологическая защита; 3 - активная зона; 4 - отражатель; 5 - тепловая защита; 6 - опорная конструкция; 7 - наружная оболочка; 8 - газодувка; 9 - опора корпуса; 10 - канал загрузки твэлов; 11 - внутренний корпус; 12 - вывод труб парогенератора



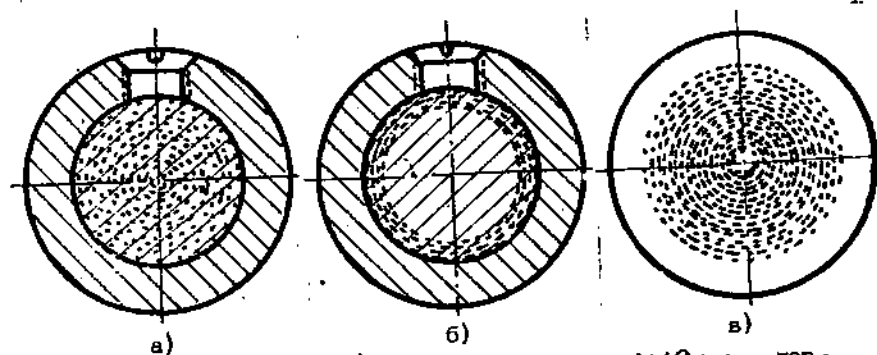


Рис. 2.10. Варианты шаровых твэлов реактора AVR: а - первая загрузка; б - вторая загрузка; в - третья загрузка AVR и THTR

Для последующих загрузок AVR, а впоследствии для реактора THTR, использованы прессованные твэлы. Твэл состоит из оболочки (графит) толщиной 5 мм и центральной части с топливом диаметром 50 мм (микротвэлы, графит и связующее вещество). Объемная доля микротвэлов в центральной части невелика (12+17%). Это обстоятельство гарантирует высокую теплопроводность центральной части и хороший теплоотвод от микротвэлов. Каждый твэл содержит 1,1 г урана-235 и 5-10 г изотопа Th-232.

В реакторе гелиевый теплоноситель циркулирует следующим образом (см. рис. 2.9). В активную зону гелий попадает снизу через регулярную систему радиальных протоков в нижнем коническом отражателе. Проходя вверх через шаровую засыпку, гелий нагревается от 175 до 850 °C и попадает в верхнюю часть корпуса, где расположен блок парогенераторов, состоящий из четырех независимых модулей, каждый из которых может быть отключен. После парогенератора гелий направляется в нижнюю часть внутреннего корпуса, охлаждая корпус и тепловую защиту. Под активной зоной расположены две газодувки (одна из них резервная), которые снова направляют гелий в активную зону.

Между графитовым отражателем и тепловой защитой внутреннего корпуса, под активной зоной и в зоне над боковым отражателем установлена теплоизоляция из каменного угля. Его общая масса в реакторе достигает 180 т. Однако такая тепло-

изоляция при высоких температурах выделяет много окиси углерода и водяного пара. Системой очистки за первый год удалено из гелиевого контура 780 кг воды и 300 кг  $CO_2$ . Поэтому во всех последующих разработках рекомендуется использовать подобную теплоизоляцию в местах с относительно низкой температурой после предварительной очистки угля.

На реакторе AVR были успешно решены многие проблемы, характерные для различных типов ВТГР. С помощью различных конструктивных мероприятий удалось довести годовую утечку гелия до  $\sim 4000 \text{ м}^3$ , что равно примерно одному заполнению контура. Надежно и эффективно работает система очистки гелия от пыли и газовых примесей. Полностью оправдали себя принятые варианты конструкций элементов оборудования 1-го контура. Наконец, ввиду развития технологии микротвэлов с многослойными покрытиями на несколько порядков снижена активность гелия в 1-м контуре и, как следствие, поверхностная активность оборудования. Узлы из холодной области реактора могут быть извлечены без применения специальных защитных контейнеров и экранов. Некоторые меры безопасности (например, двойной корпус реактора) оказались излишними, и в дальнейших разработках от них отказались.

Для выявления некоторых вопросов безопасности на реакторе были смоделированы достаточно серьезные аварийные ситуации: выход из строя газодувок, заклинивание стержней аварийной защиты, прекращение циркуляции питательной воды и т.д. Во всех исследованных ситуациях реактор AVR показал себя полностью безопасной ядерной установкой. Проведенные исследования позволили поднять температуру газа на выходе из реактора с 850 до 950 °C. Уже несколько лет реактор эксплуатируется в таком режиме. При этом его тепловая мощность повышена с 46 до 55 МВт.

Система перегрузки топлива реактора AVR рассчитана на многократное прохождение твэлов через активную зону. Схема циркуляции твэлов представлена на рис. 2.7. Каждый твэл проходит контроль механической целостности, и в случае повреждения поверхности, изменения размеров и т.п. он выводится из цикла. Кроме того, предусмотрен контроль степени выгорания ядерного топлива. Специальное вычислительное устройство определяет, можно ли загружать твэл в реактор (и даже в какую зону реактора: центральную или периферийную) или его следует направить на переработку.

Ториевый реактор THTR-300. На основе успешного опыта эксплуатации опытного экспериментального реактора AVR с на-

ровыми твэлами в ФРТ была спроектирована и сооружена прототипная энергетическая установка с ВТГР *THTR* -300. Выбранная мощность установки 300 МВт (э) должна позволить провести экстраполяцию результатов на энергетические ВТГР следующего поколения мощностью 1000 МВт (э) и более.

Реактор выполнен по схеме с интегральной компоновкой оборудования 1-го контура в корпусе из ПНЖБ. Толщина стен бетонного корпуса 5 м, диаметр внутренней полости корпуса 15 м, высота 18 м. Парогенераторы размещаются в центральной полости корпуса вокруг активной зоны.

Давление гелия в 1-м контуре составляет 4,0 МПа. Температура гелия на входе в реактор 270 °С, на выходе 760 °С. Такая температура на выходе выбрана из соображений максимальной надежности работы элементов реактора и парогенераторов в течение длительного времени. Кроме того, при этих параметрах в установке генерируется перегретый пар: давлением 18 МПа, температурой 525 °С, - что позволяет получить КПД около 40%. Средняя энергонапряженность активной зоны 5 МВт/м<sup>3</sup>. Потери давления в 1-м контуре составляют 0,12 МПа. Мощность газодувки 1-го контура составляет примерно 12 МВт.

Активная зона реактора *THTR* представляет собой свободную засыпку шаровых твэлов диаметром 60 мм. Диаметр активной зоны 5,6 м, средняя высота 5,15 м. В активной зоне одновременно находятся около 700 000 твэлов, что составляет 85% от общей загрузки топлива. Выгрузка топлива проводится через один канал, расположенный в массиве нижнего отражателя по оси активной зоны. Загрузка свежих и рециркулирующих твэлов производится через несколько загрузочных отверстий в верхней части корпуса и верхнем отражателе. Система загрузки при нормальной эксплуатации реактора имеет производительность 200-300 твэлов в час.

В реакторе использован уран-топливный цикл. В качестве топлива использован высокобогащенный уран с содержанием изотопа  $^{235}\text{U}$  до 98%. Воспроизводящий материал  $T_h$  -232. Среднее соотношение ядер  $T_h$  -232 и  $^{235}\text{U}$  в твэле составляет 10:1. В каждом твэле содержится около 1 г  $^{235}\text{U}$ .

В активной зоне выбрана схема движения теплоносителя - гелия сверху вниз. Достоинством такой схемы является простота конструкции органов СУЗ и верхнего отражателя, работающих при наиболее низких температурах. Кроме того, в этом случае отсутствует эффект уплотнения шаров в активной зоне. Недостатком такой схемы движения гелия является высокая температура

в нижней части реактора: нижнем отражателе, сборном коллекторе, опорной решетке. По этой причине все указанные элементы выполнены из графита. Поскольку, как отмечалось выше, активная зона реактора *THTR* представляет собой свободную засыпку шаровых твэлов, то наиболее ответственным внутрикорпусным элементом является графитовая кладка (рис. 2.11).

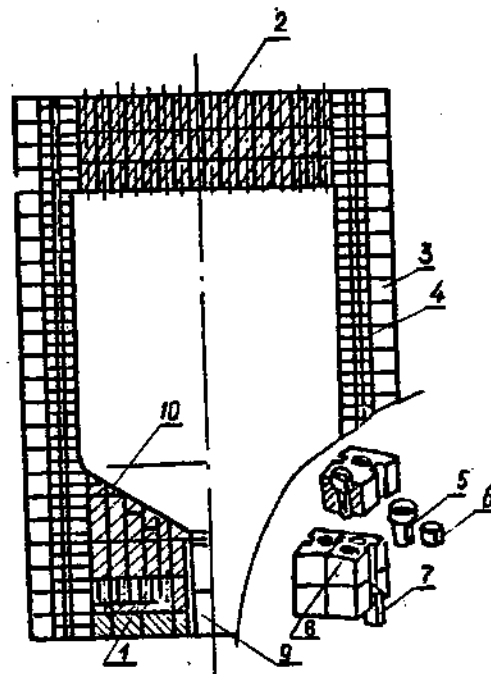


Рис. 2.11. Графитовая кладка реактора *THTR* : 1 - графитовые колонны газосборника; 2 - верхний отражатель; 3 - внешний слой бокового отражателя; 4 - внутренний слой; 5 - втулка канала поглощающего стержня; 6 - штифт; 7 - шпонка; 8 - отверстие в блоке для прохода поглощающего стержня; 9 - канал для выгрузки шаровых твэлов; 10 - нижний отражатель

Графитовая кладка в данном случае выполняет несколько функций: образует полость, заполняемую твэлами, является отражателем нейтронов, тепловой защитой корпуса и парогенераторов. Кроме того, в графитовой кладке образуются каналы для прохода теплоносителя через шаровую засыпку. При разработке

конструкции кладки считалось, что ресурс ее работы без ремонта должен быть равен 30 годам. Ввиду сложной формы блоков графита, в особенности блоков верхнего и нижнего отражателей, было введено ограничение их типоразмеров. Предприняты меры для снижения термических напряжений в блоках и исключения напряжений растяжения.

Боковой отражатель разбит на две зоны, внутреннюю и наружную. Общая толщина отражателя 1 м, по 500 мм каждая зона. Блоки внутренней зоны имеют меньшие размеры, чем наружные (по высоте 250 мм и 500 мм соответственно) и изготовлены из прочного изотропного графита, поскольку флюенс быстрых нейтронов здесь может достигать  $1,3 \cdot 10^{22}$  нейтронов/см<sup>2</sup>. Фиксация блоков производится графитовыми шпонками по боковой поверхности. Соединение блоков в вертикальном направлении осуществляется графитовыми штырями. В каждом втором блоке внутри его пояса имеются каналы для размещения стержней СУЗ. Всего таких каналов 36.

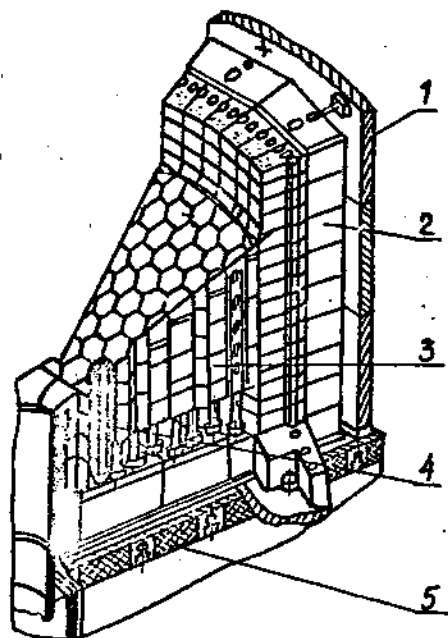


Рис. 2,12. Нижний отражатель ТНТР:

- 1 - боковой тепловой экран;
- 2 - боковой отражатель;
- 3 - блоки нижнего отражателя;
- 4 - колонны газосборника;
- 5 - теплоизоляция

Нижний отражатель (рис. 2,12) собирается из шестигранных блоков с размером под ключ 258 мм. Эти блоки опираются на цилиндрические колонны диаметром 100 мм. Поскольку пространство между цилиндрическими колоннами является сборным коллектором для горячего газа, то в блоках имеются отверстия для прохода газа в осевом направлении. Цилиндрические колонны, в свою очередь, опираются на графитовый настил толщиной 280 мм и слой сланца (500 мм), которые являются нейтронной защитой и теплоизоляцией железобетонного корпуса. Шестигранные блоки образуют коническое днище активной зоны (угол 30° с горизонталью). По оси реактора в нижнем отражателе расположен канал выгрузки твэлов.

Верхний отражатель набирается из шестигранных подвесных колонн. По всей высоте колонны выфрезерованы пазы для прохода гелия в активную зону. Каждые шесть колонн образуют канал для ввода в засыпку стержни СУЗ (всего 42 канала). Графитовые колонны подвешиваются к бетонному корпусу с помощью стальных стержней и брусков через промежуточные кольца. В пространстве между верхним отражателем и корпусом расположен торцевой тепловой экран, собираемый из таких же шестигранных элементов в 3 слоя: чугуна, графита и снова чугуна.

Боковой тепловой экран изготовлен из чугуна. Его высота 13,75 м, внутренний диаметр 8,2 м, толщина 30 см. Для удобства монтажа экран разделен по высоте на двухметровые кольца, каждое из которых состоит из 12 одинаковых сегментов. Боковой экран и боковой отражатель соединены распорными штырями длиной 300 мм. Штыри нужны для компенсации радиальных перемещений экрана и отражателя из-за термических расширений, перемещения стержней СУЗ, движения шаровых твэлов.

Система управления и защиты реактора ТНТР -100 состоит из 36 стержней, располагаемых в боковом отражателе, и 42 стержней, вводимых непосредственно в шаровую засыпку. Наружный диаметр стержней равен 105 мм. Конструктивно стержень состоит из 2 концентрических стальных труб, между которыми расположены поглотители нейтронов - керамические втулки из  $B_4C$ . Головка стержня спрофилирована под диаметр твэла, т.е. 60 мм. При усилии в несколько тонн стержни внедряются в засыпку, не разрушая твэлы. Максимальная скорость движения стержней аварийной группы в засыпке 30 см/с. Определение степени выгорания топлива в твэле производится в специальной критборке с небольшой загрузкой, поскольку выгорание топлива в твэле составляет доли грамма. Система широтуляции топлива подобна аналогичной системе реактора АУР и

имеет производительность до 1000 твэлов/ч, что даже больше, чем нужно при нормальной эксплуатации установки.

### 2.2.3. Реакторы с призматическими и стержневыми твэлами.

Шаровой твэл не является единственно возможным для ВТГР. Графитовой матрице с диспергированными в ней топливными частицами при прессовании может быть придана практически любая форма: стержень, трубка, призма и т.п. Полученный таким образом твэл (или ТВС) традиционен для гетерогенных реакторов, в отличие от шарового твэла, используемого только в ВТГР. Размещение твэлов в виде регулярной системы неподвижных элементов любой формы позволяет выравнять распределение энерговыделения по радиусу реактора, например, путем создания зон в реакторе с различным обогащением топлива, возрастающим от центра к периферии активной зоны. Для получения одинакового подогрева в соответствующих зонах можно ввести гидравлическое профилирование расхода по радиусу реактора. При использовании шаровых твэлов выравнивание энерговыделения и профилирование расхода практически невозможны. Введение стержней регулирования непосредственно в шаровую загрузку требует больших осевых усилий и уменьшает скорость засыпки требует больших осевых усилий и уменьшает скорость введения стержней. Этого недостатка нет у ВТГР с призматическими и стержневыми твэлами, где органы СУЗ перемещаются по высоте активной зоны в каналах, заполненных теплоносителем, — это традиционное решение для всех гетерогенных реакторов. Газовая плотность 1-го контура реактора с шаровыми твэлами обеспечивается значительно сложнее и менее надежно, чем в ВТГР с неподвижными твэлами, и ТВС, поскольку непрерывная загрузка и выгрузка шаровых твэлов приводит к постоянной утечке гелия в разветвленном контуре циркуляции твэлов. Наконец, некоторые конструкции призматических и стержневых ТВС могут в принципе обеспечить более высокую температуру теплоносителя на выходе из активной зоны за счет уменьшения толщины структур, в которых расположено ядерное топливо. Все изложенное привело к тому, что в США, Англии, Японии, Франции в большинстве перспективных проработок предпочтение пока отдается призматическим, трубчатым и т.п. твэлам.

Для первых опытных ВТГР "Драгон" и "Пич-Боттом" были изготовлены стержневые твэлы. В крупных энергетических ВТГР такие твэлы использовать нельзя, поскольку прочность их недостаточна (по высоте активной зоны 6-8 сборок устанавливаются одна на др. тую). Поэтому были разработаны прочные конструкции в виде шестигранных призм с размером под ключ 350-600 мм и высотой до 1 м. Их можно разделить на 3 вида.

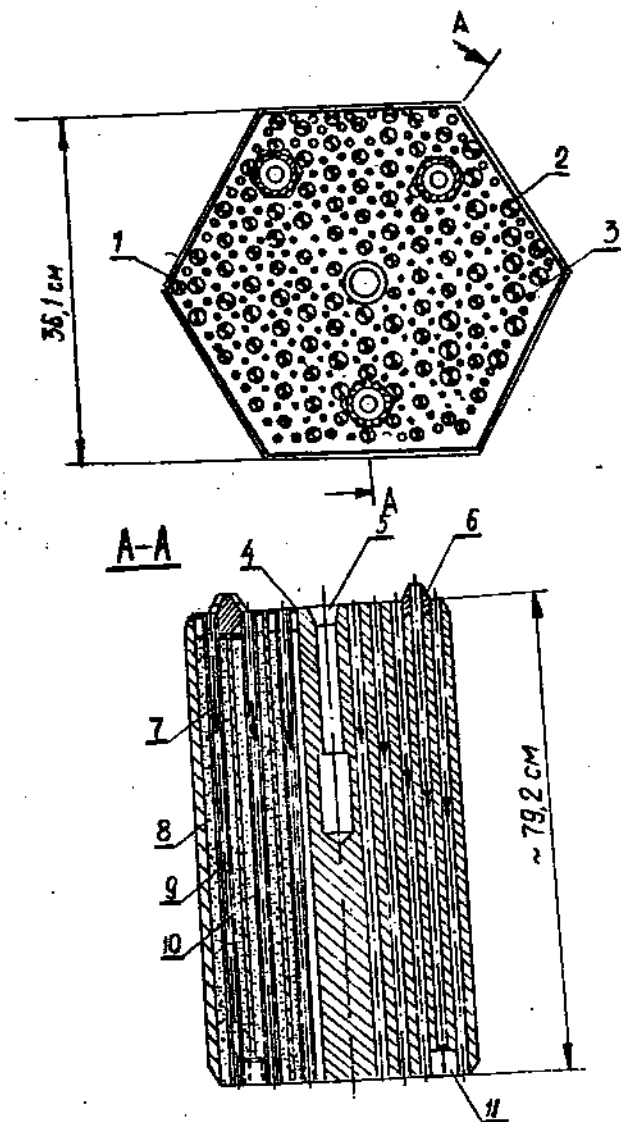


Рис. 2.13. ТВС реактора "Форт-Сент-Врейн": 1 — канал для теплоносителя; 2 — канал для выгорающего поглотителя; 3 — топливный канал; 4 — графитовая пробка; 5 — отверстие под захват; 6 — штифт для фиксации; 7 — поток гелия; 8 — стержень с выгорающим поглотителем; 9 — канал теплоносителя; 10 — топливный слой; 11 — гнездо для штифта

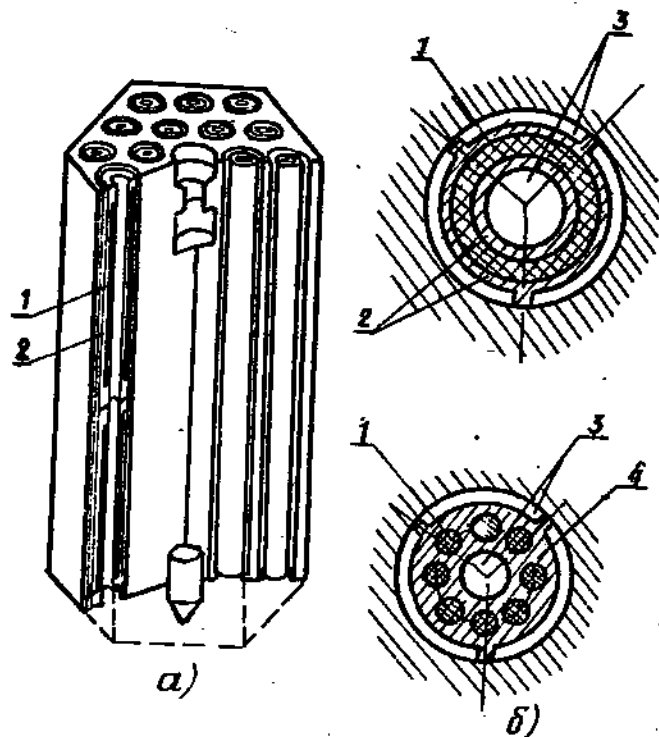


Рис. 2.14. Стержнеблочная ТВС (а) и топливные сердечники (б) (проект *HTR*): 1 - топливный сердечник; 2 - графитовое покрытие; 3 - каналы для теплоносителя; 4 - графит

В реакторе *HTGR* (США) топливные стержни равномерно размещены в отдельных каналах в графитовой матрице и не омываются теплоносителем (рис. 2.13). В проекте реактора *HTR* (Англия) предлагается использовать стержнеблочную конструкцию ТВС (рис. 2.14). Здесь топливо располагается в 16-18 отверстиях в графитовом блоке в виде стержней различной конфигурации. Теплоноситель охлаждает непосредственно трубчатый топливный стержень по внутренней и внешней поверхности. В ФРГ разработан вариант с диагональными монолитными блоками ТВС, в котором топливные зоны впрессовываются в графитовую матрицу. Исследования показали, что они лучше обеспечивают

отвод тепла от горячего, чем ТВС реактора *HTGR*. Однако сейчас еще нет утвердившегося мнения о лучшем типе ТВС для ВТГР.

Реактор "Драгон". Выведенный на полную мощность в 1966 г. ВТГР "Драгон" (Англия) был первым опытным аппаратом данного типа. Реактор успешно работал более 10 лет и в 1976 г. был выведен из эксплуатации в связи с выполнением поставленной экспериментальной программы. Тепловая мощность реактора 20 МВт сбрасывалась в атмосферу в специальном воздухоохлаждаемом теплообменнике через промежуточный водяной контур.

Стальной корпус реактора имеет бутылкообразную форму (рис. 2.15), в его нижней части установлена опорная плита активной зоны. На плите расположен двухслойный отражатель, выполненный из графитовых блоков. Активная зона состоит из 37 ТВС, каждая из которых опирается своей нижней частью на входной nipple сборного коллектора. По периметру активной зоны на границе с отражателем установлены 24 канала системы СУЗ. В качестве поглощающего материала использован карбид бора.

Давление в корпусе реактора 1,96 МПа, температура на входе в активную зону 350 °С, на выходе 750 °С. Теплоноситель проходит через активную зону снизу вверх и из общей смесительной камеры по шести выходным коаксиальным трубопроводам поступает в теплообменники. Холодный гелий по внешней области коаксиального трубопровода газодувками возвращается в корпус реактора, проходит вдоль корпуса через отражатель, разворачивается на 180° и снова направляется в активную зону.

Наиболее оригинальным в проекте реактора "Драгон" является его ТВС и твэлы. ТВС представляет собой (рис. 2.16) сборку из 7 твэлов. Твэл имеет кольцевую форму и расположен между двумя концентрированными графитовыми трубами. Нижние части всех твэлов в одной ТВС сообщаются с объемом установочного металлического конуса, через который происходит соединение внутренней полости твэла с системой очистки газов от продуктов деления. В процессе совершенствования технологии микротвэлов производилась замена твэлов на более совершенные. Был накоплен обширный материал по результатам радиационных испытаний различных вариантов микротвэлов и стержневых твэлов на графитовой основе.

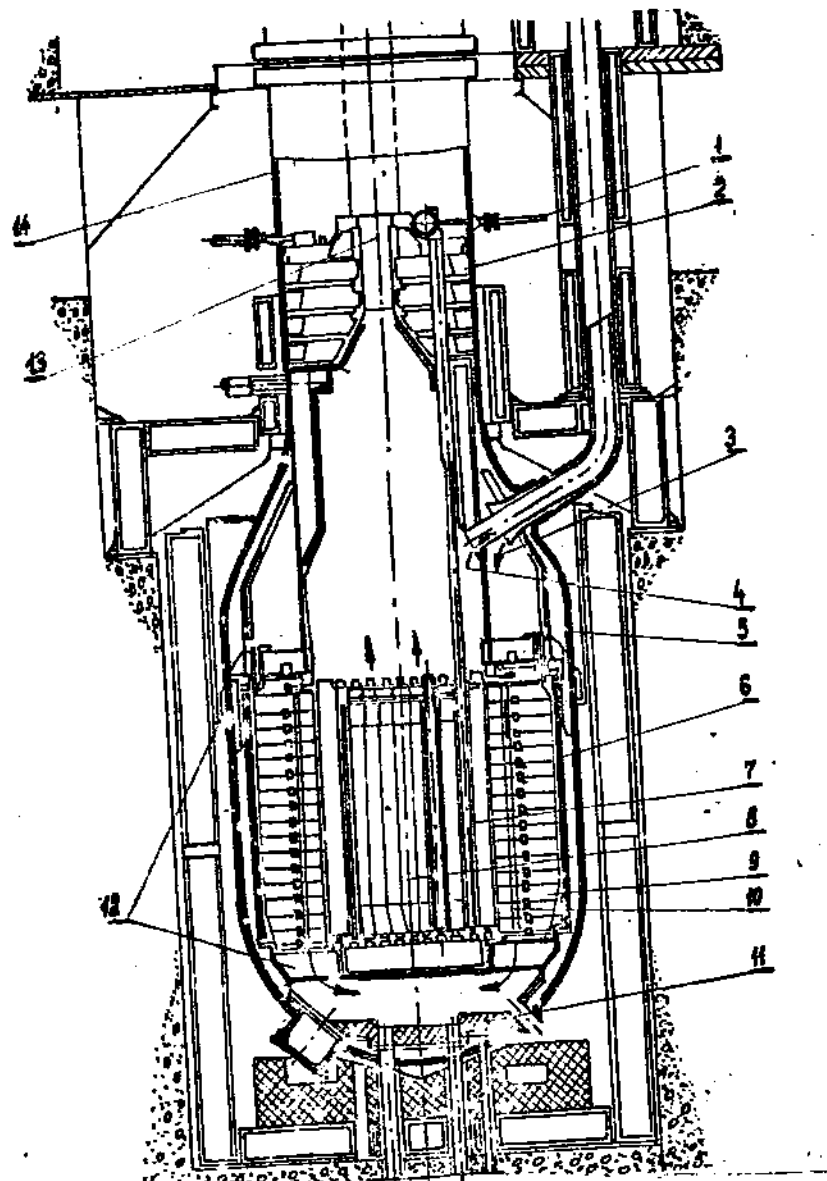


Рис. 2.15. БТРП "Драгон" (Англия): 1 - привод СУЗ; 2 - верхняя биологическая защита; 3 - вход газа в реактор; 4 - отвод газа из реактора; 5 - зона охлаждения; 6 - активная зона; 7 - отражатель; 8 - графитовая тепловая защита; 9 - опора отражателя; 10 - опора корпуса; 11 - опора корпуса; 12 - опора корпуса; 13 - опора корпуса; 14 - опора корпуса.

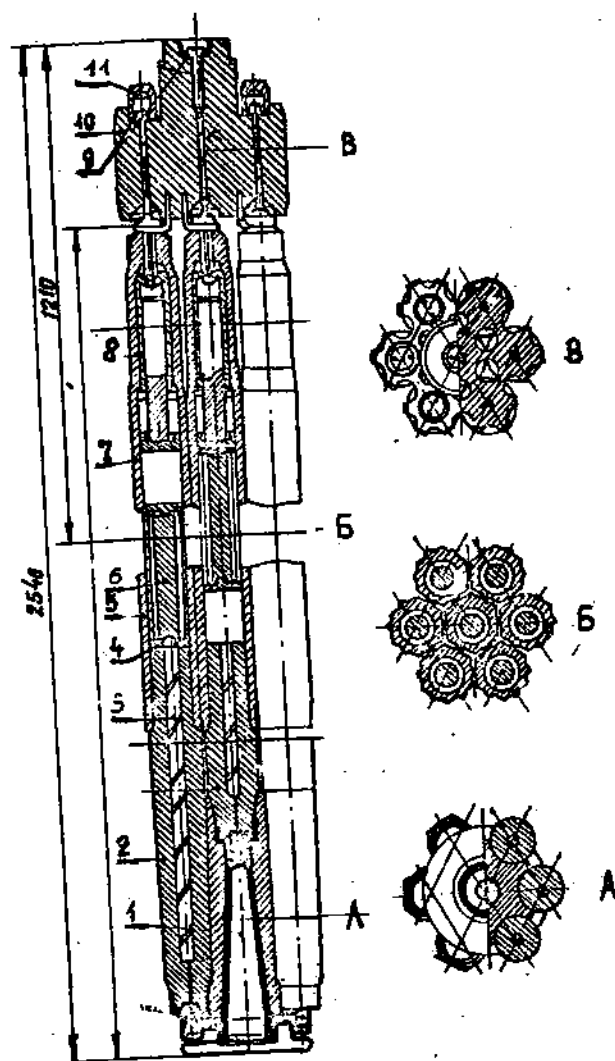


Рис. 2.16. Топливная сборка реактора "Драгон": 1 - установочный конус (сталь); 2 - хвостик твэла (графит); 3 - ловушка продуктов деления; 4 - опорная втулка; 5 - наружная оболочка твэла; 6 - топливо; 7 - газовый объем; 8 - втулка крепления; 9 - болты крепления; 10 - головки твэла (графит); 11 - накладные гайки крепления болтов

Топливом в реакторе служил уран с обогащением 93% по  $U-235$ . В качестве воспроизводящего материала в различных загрузках использовался торий-232. Загрузка реактора по урану-235 составляла 14 кг. В реакторе "Драгон" была достигнута максимальная из всех ВТГР энергонапряженность активной зоны - 14 МВт/м<sup>3</sup>. При этом максимальная температура топлива достигала 1250 °С.

Перегрузочная машина постоянно находилась в верхней части корпуса реактора, однако температура в зоне ее расположения не должна была превышать 50 °С. Машина защищалась специальными подвижными экранами. Перегрузка активной зоны производилась на остановленном реакторе.

**Реактор "Пич-Боттом".** На АЭС "Пич-Боттом" (США) установлен первый ВТГР энергетического назначения (HTGR-1). Полная электрическая мощность станции 40 МВт была достигнута в 1967 г. В состав оборудования установки входят газодувки, парогенераторы, система очистки гелия, турбогенератор и т.д. - элементы, которые позволяют считать данную установку первой АЭС с ВТГР.

АЭС "Пич-Боттом" выполнена по двухконтурной схеме. Теплоноситель 2-го контура - гелий под давлением 2,4 МПа. Температура газа на входе в реактор составляет 350 °С, на выходе 720 °С. Первый контур состоит из двух независимых петель, со своими парогенератором и газодувкой. Во 2-м контуре генерируется перегретый пар с параметрами 538 °С и давлением 10,2 МПа. КПД составляет 34,6%. Все реакторное оборудование заключено в цилиндрическую стальную оболочку диаметром 33 м и высотой 54 м, заполненную азотом. Материал оболочки - углеродистая сталь, толщина стенки 10-15 мм.

Конструкция реактора представлена на рис. 2.17. Цилиндрический корпус реактора выполнен из углеродистой стали и имеет диаметр 4,2 м, высоту 10,6 м, толщину стенки в цилиндрической части около 65 мм. Гелий попадает в реактор по внешней части коаксиального трубопровода и, омывая всю внутреннюю поверхность корпуса (температура гелия 350 °С), из нижней части корпуса проходит в активную зону. В активной зоне гелий проходит снизу вверх и затем (температура 720 °С) по внутренней трубе коаксиального трубопровода - в парогенераторы. Два потока гелия - "холодный" входящий и "горячий" выходящий - по всей поверхности контакта разделены металлической изоляцией с газовым наполнителем.

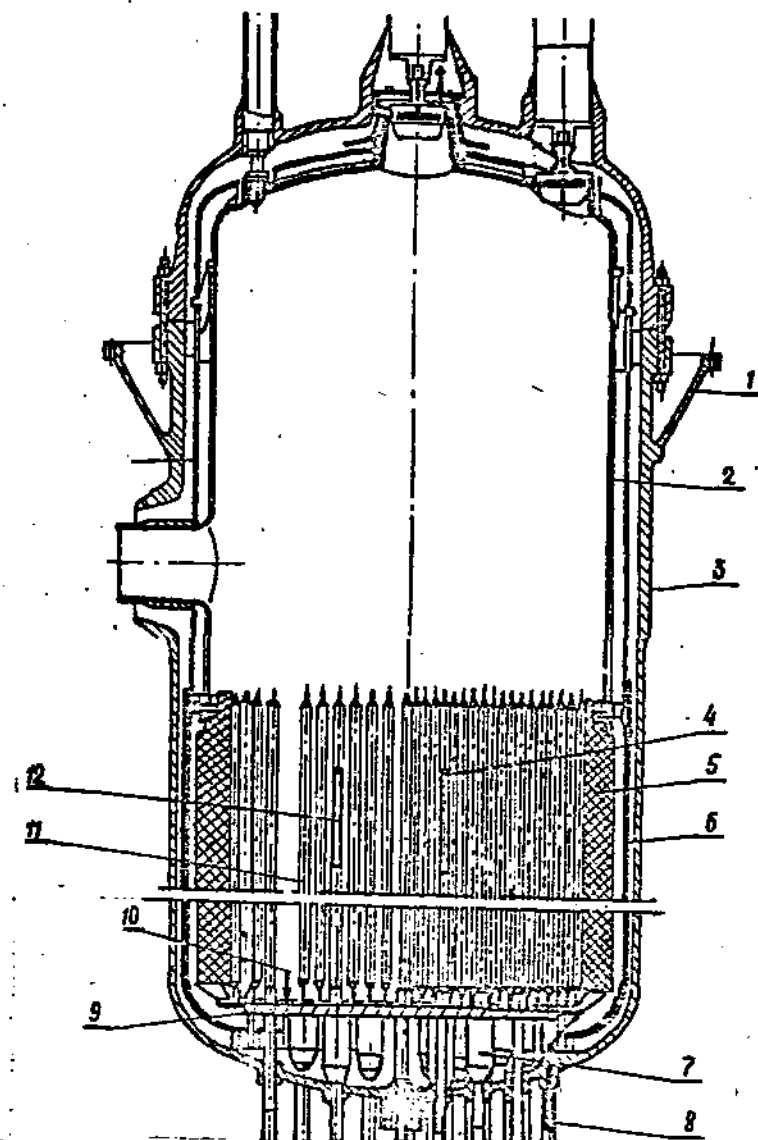


Рис. 2.17. Реактор HTGR-1 АЭС "Пич-Боттом": 1 - опоры корпуса; 2 - изоляция; 3 - корпус; 4 - стержень СУЗ; 5 - отражатель; 6 - тепловая защита; 7 - втулка системы аварийного расхолаживания; 8 - каналы для вывода касет датчиков; 9 - опорная плита зоны; 10 - установочный стержень; 11 - твэл; 12 - стержень АЗ



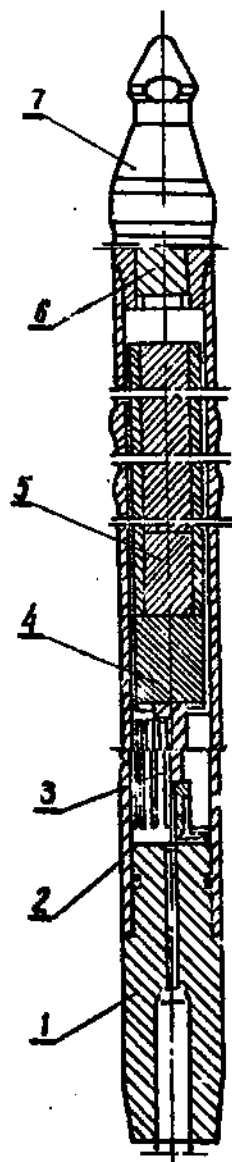


Рис. 2.18. Твэл реактора, "Пич-Боттом": 1 — нижний опорный элемент; 2 — оболочка; 3 — внутренняя ловушка; 4 — нижний отражатель; 5 — топливный элемент; 6 — верхний отражатель; 7 — верхняя заглушка под захват

Активная зона и графитовый отражатель установлены на опорной решетке, жестко связанной с корпусом реактора. Своей нижней частью твэлы опираются на установочные штыри, так что нет непосредственного контакта твэла и опорной решетки. Этот способ крепления существенно снижает температуру решетки и других элементов конструкции в нижней части реактора. Между боковым отражателем и корпусом находится стальная тепловая защита.

Активная зона реактора имеет высоту 2,5 м и диаметр 3,1 м. В зоне расположены 804 ТВС (рис. 2.18) цилиндрической формы диаметром 88 мм и длиной 3,8 м, из них 2,5 м по длине занимает топливо, остальное графит (верхний и нижний отражатели). Топливо в виде микротвэлов ( $U, Th$ )  $C_2$  диспергировано в горячепрессованной графитовой матрице. Таким образом, активная часть твэла представляет собой набор кольцевых топливных втулок высотой 37 мм и диаметром 89 мм. Топливные втулки находятся в графитовой гильзе с небольшой газовой проницаемостью. Небольшая часть потока теплоносителя направляется через внутренний объем твэла для отвода продуктов деления, прошедших через защитные барьеры микротвэлов и графитовую матрицу. В нижней части твэла расположен адсорбер продуктов деления (гранулированный уголь с серебряным покрытием). Концевые графитовые детали твэла образуют верхний отражатель. Транспортировка твэла при перегрузке происходит путем захвата его за верхнюю часть.

В активную зону загружается уран с обогащением 83% по изотопу  $U-235$ . Общая загрузка топлива 220 кг. Средняя энергонапряженность активной зоны  $8,3 \text{ МВт/м}^3$ . Максимальная температура топлива достигает  $1830^\circ\text{C}$ . Средняя скорость газа в активной зоне около  $50 \text{ м/с}$ .

Реактор имеет 36 стержней СУЗ с гидравлическим приводом, вводимых в активную зону снизу — через область наиболее низких температур. Система аварийного расхолаживания состоит из системы стальных листов с приваренными к ним трубами. Эта система способна при потере теплоносителя или выходе из строя обеих газодувок обеспечить температуру корпуса реактора не более  $480^\circ\text{C}$ .

При эксплуатации реактора периодически разрушались твэлы, что приводило к значительному повышению активности в 1-м контуре, однако все же более низкому, чем предельно допустимое значение активности. Было установлено, что выход активности связан с недостаточными прочностными характеристиками однослойных покрытий микротвэлов, которые на-

теснимо разпушались и разрушались при достигнутых выгораниях ( $\sim 60000$  МВт сут./т). На основе опыта эксплуатации в конструкции реактора и твэла были внесены изменения. Например, введен отбор проб газа из внутренней полости 8 твэлов, расположенных в различных местах активной зоны. По этим показаниям можно судить о состоянии покрытий твэлов и выносу продуктов деления. Более высокая (по сравнению с расчетами) температура нижней крышки реактора была снижена при помощи внешнего обдува корпуса азотом. В результате к 1972 г. коэффициент использования мощности на АЭС был доведен до 0,83.

Реактор "Форт-Сент-Врейл", Пущенный в эксплуатацию в 1977 г. ВТГР (АЭС "Форт-Сент-Врейл", США), электрической мощностью 230 МВт, так же как и реактор *HTGR*, является полномасштабной прототипной энергетической установкой. Опыт проектирования и строительства этого реактора положен в основу разрабатываемых серийных *HTGR* электрической мощностью 770 и 1160 МВт (с).

Реактор *HTGR* выполнен по схеме с интегральной компоновкой оборудования 1-го контура в корпусе из ПНЖБ (рис. 2,19). Это первый реактор с железобетонным корпусом, построенный в США. Внешняя форма корпуса близка к шестигранной призме. Высота корпуса 35 м, размер под ключ 20,3 м. Внутренняя полость корпуса цилиндрической формы диаметром около 9 м и высотой 22,5 м. Обе крышки корпуса плоские и имеют толщину 4,7 м. Компоновка оборудования внутри корпуса выполнена так, что парогенераторы и газодушки размещены под активной зоной. Этим объясняется большая высота корпуса и его внутренней полости.

Давление гелия в 1-м контуре равно 4,8 МПа. Температура гелия на входе в активную зону  $405^{\circ}\text{C}$ , на выходе  $780^{\circ}\text{C}$ . Во 2-м контуре установки генерируется пар: температура  $538^{\circ}\text{C}$ , давление 17,6 МПа, КПД установки 39,2%. Средняя энергонапряженность активной зоны  $6,3$  МВт/м<sup>3</sup>.

Схема циркуляции теплоносителя в корпусе реактора следующая. Газодушки подают гелий в пространство под активной зоной, под ее опорное перекрытие. Поток "холодного" гелия направляется вверх вокруг опорного перекрытия через пространство между обечайкой активной зоны и оболочкой корпуса. Затем гелий поступает в надпорную камеру, расположенную непосредственно над активной зоной. Отсюда теплоноситель направляется сверху вниз через активную зону, где нагревается до  $780^{\circ}\text{C}$ .

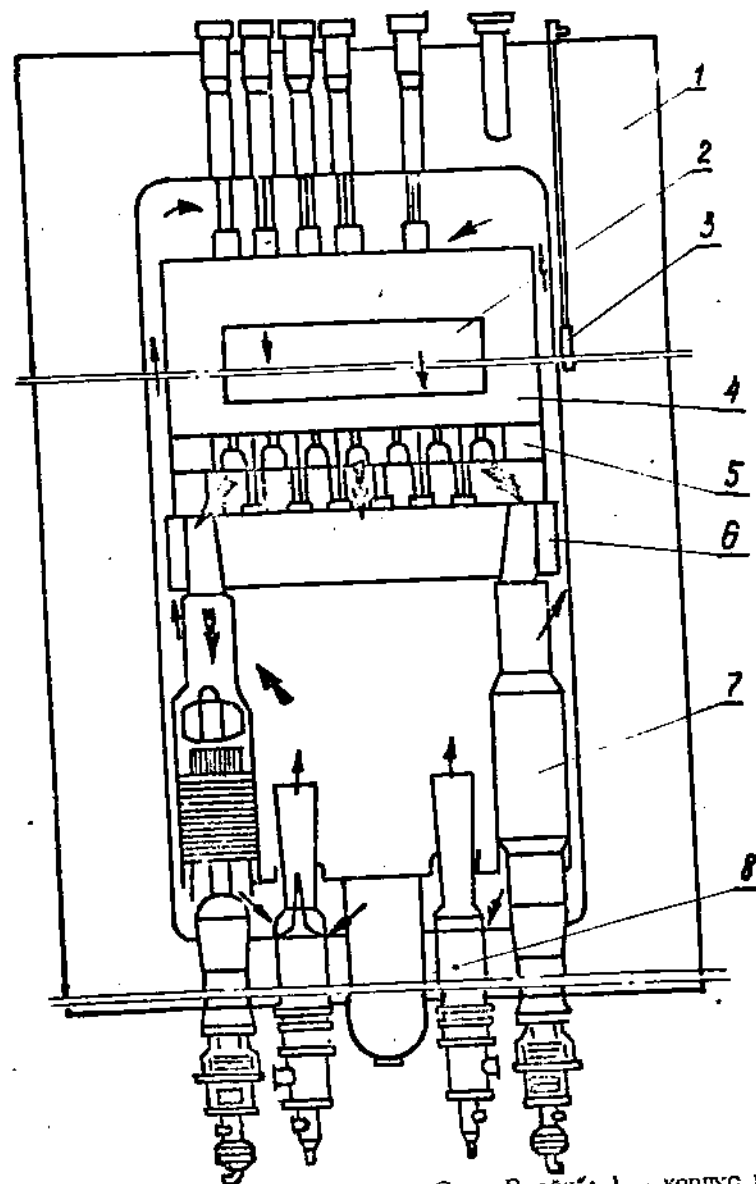


Рис. 2.19. Реактор *HTGR* "Форт-Сент-Врейл": 1 - корпус из ПНЖБ; 2 - активная зона с призматическими ТВС; 3 - каналы с ионизационной камерой; 4 - графитовый отражатель; 5 - газосборник; 6 - опорная конструкция активной зоны; 7 - парогенератор; 8 - газодушка

Из сборного коллектора под активной зоной гелий поступает в парогенераторы, двигаясь сверху вниз и затем с помощью газодувок, установленных, как и парогенераторы, вертикально, возвращается снова в реактор. Весь поток гелия после активной зоны делится поровну между двумя петлями, каждая из которых состоит из одного парогенератора с 6 модулями и 2 газодувок. Потери давления в 1-м контуре составляют около 0,05 МПа.

Активная зона реактора (рис. 2.20) имеет диаметр 5,84 м и высоту 4,7 м. Она состоит из 1482 шестигранных ТВС, объединенных в 247 колонны по 6 сборок в колонне. Активная зона окружена графитовым отражателем толщиной 0,9-1,2 м. С внешней стороны отражателя расположена обечайка зоны, играющая также роль тепловой защиты корпуса. Усилие от веса активной зоны передается через опорные блоки на опорное перекрытие. Оно представляет собой водоохлаждаемую конструкцию из стали и бетона, опирающуюся на 12 водоохлаждаемых стальных колонн, передающих усилие на днище железобетонного корпуса. В опорном перекрытии имеется 12 каналов для подвода гелия ко всем модулям 2 парогенераторов.

Тепловыделяющая сборка реактора *HTGR* представлена на рис. 2.13. Шестигранный графитовый блок имеет высоту около 800 мм и размер под ключ около 360 мм. В блоке имеется 102 канала диаметром 15 мм для прохода гелия и 210 заглушенных с обоих концов отверстий для размещения ядерного топлива. В *HTGR* используется уран-ториевый топливный цикл с высокообогащенным (93%) топливом. Топливо и воспроизводящий материал используются в виде микротвэлов с двойным и тройным покрытием соответственно. В реактор загружается 870 кг урана-235 и 19500 кг тория-232.

Дистанционирование и фиксация блоков осуществляется по трем цилиндрическим пазам и выступам на сопрягаемых торцевых поверхностях блоков. В центре каждого блока по его оси имеется отверстие для захвата блока штангой перегрузочной машины. Часть блоков имеет отверстия (3 отверстия на блок) для прохода в зону стержня СУЗ. Всего в реакторе имеется 74 стержня СУЗ, перемещение которых производится попарно от одного прохода.

Перегрузка топлива производится на остановленном реакторе 1 раз в год. Каждую перегрузку заменяется 1/3 от общего числа ТВС в зоне. Перегрузка производится через систему отверстий (37 шт.) в верхней части корпуса. Имеются также проходы и каналы для размещения узлов системы очистки гелия.

50

В нижней части корпуса имеется 18 отверстий большого диаметра, через которые может быть осуществлена замена модулей парогенераторов и газодувок.

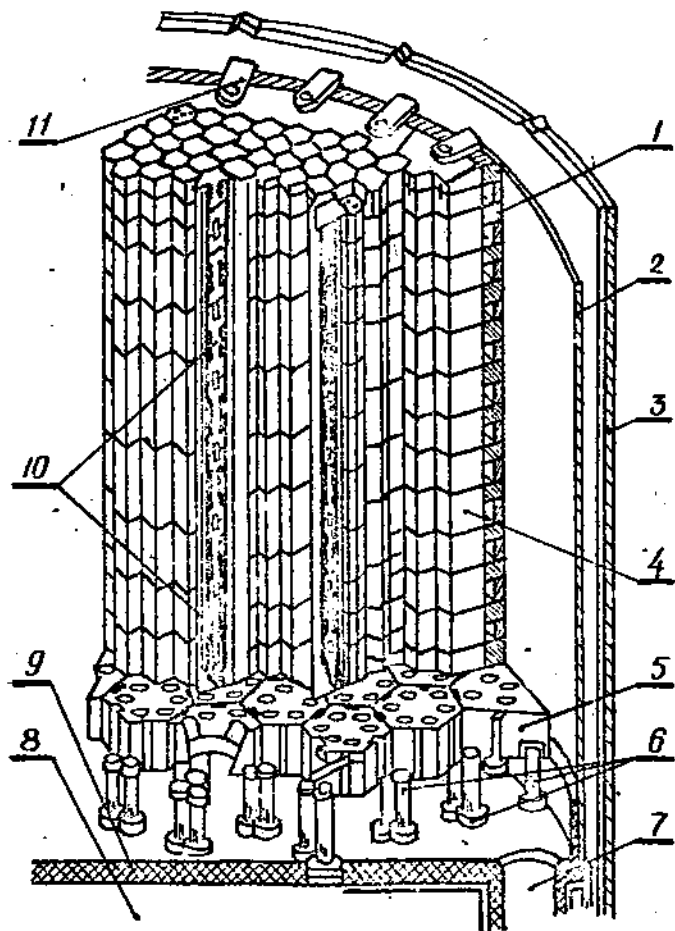


Рис. 2.20. Активная зона *HTGR* "Форт-Сент-Врейн": 1 - внутренняя тепловая защита; 2 - обечайка графитовой кладки; 3 - внешняя тепловая защита; 4 - блоки бокового отражателя; 5 - опорные графитовые блоки нижнего отражателя; 6 - опорные металлические колонны; 7 - отвод газа из сборного коллектора к отражателю; 8 - охлаждаемая опорная плита активной зоны; 9 - теплоизоляция опорной плиты; 10 - ТВС одной колонны; 11 - узел крепления бокового отражателя

### 2.9. Быстрые реакторы с гелиевым теплоносителем

Реакторы на быстрых нейтронах с гелиевым охлаждением имеют ряд преимуществ по сравнению с натриевыми, что позволяет рассматривать первый тип как один из перспективных среди быстрых реакторов. Их достоинства — это прежде всего возможность увеличения коэффициента воспроизводства за счет лучших нейтронно-физических свойств; практическое отсутствие активации теплоносителя, что существенно упрощает обслуживание и ремонт оборудования 1-го контура; хорошая совместимость с конструкционными материалами и топливом. Газовые реакторы имеют два контура отвода тепла: 1-й — с гелием, 2-й — водой и водяным паром. Возможно в будущем создание одноконтурной установки с газовой турбиной. Однако использование гелия в быстрых реакторах, характеризующихся большой энергонапряженностью, вызывает необходимость значительного повышения давления теплоносителя (до  $10,0 \div 15,0$  МПа, а возможно, и выше), что усложняет создание металлического корпуса для реактора и аварийное охлаждение реактора при потере теплоносителя. Утечка газового теплоносителя не изменяет реактивность, но может привести к разрушению активной зоны из-за ухудшения теплоотдачи остаточного энерговыделения. Для предотвращения подобных аварийных ситуаций в быстрых реакторах предусматриваются, как минимум, две независимые системы охлаждения: основная и вспомогательная.

Основная система охлаждения выполняется из нескольких параллельных петель. Каждая из петель подключается к узлам, подводящим и отводящим теплоносителем от активной зоны параллельно с другими, что позволяет обеспечить съем тепла даже при одной работающей петле. Обычно число петель выбирается большим или равным трем. Вспомогательная система охлаждения должна отводить тепло из реактора в теплообменник расхолаживания, охлаждаемый технической водой, за счет естественной циркуляции гелия или газодувкой с независимым приводом. Вспомогательная система охлаждения должна иметь не менее 2 петли.

Для гелиевых быстрых реакторов рассматриваются в основном два типа твэлов: стерженьковые и микротвэлы — небольшие сферические топливные частицы с покрытием. Для стерженьковых твэлов гелиевых быстрых реакторов целесообразно нанесение шероховатости на наружную поверхность оболочки, что увеличивает коэффициент теплоотдачи и снижает температуру оболочки. Форма шероховатости, показанная на рис. 2.29 (см. далее), увеличивает

коэффициент теплоотдачи вдвое при одновременном росте гидравлического сопротивления шероховатого участка в три раза. Тем не менее, такое решение оказывается энергетически более выгодным, чем увеличение коэффициента теплоотдачи за счет форсирования скорости. Шероховатость наносится примерно на двух третях длины активной части твэла со стороны выхода теплоносителя. Для снижения давления газообразных осколков деления может быть рассмотрен вариант твэла с отсосом газа из внутренней полости. В таких твэлах продукты деления из оболочки твэла через каналы в торцевых заглушках и опорной решетке направляются в фильтр, затем в отсосные каналы опорной решетки (рис. 2.21). При переходе из хвостовика кассеты в опорную плиту продукты деления разбиваются гелием, что обеспечивает быструю их эвакуацию из активной зоны и предотвращает выпадение конденсирующихся компонентов в тракте отсоса. Предложены также системы, поддерживающие давление под оболочками твэлов, меньшее, чем давление теплоносителя. Наряду с разгрузкой обмотки от разности давлений здесь не происходит утечки продуктов деления из твэлов даже при разгерметизации оболочки.

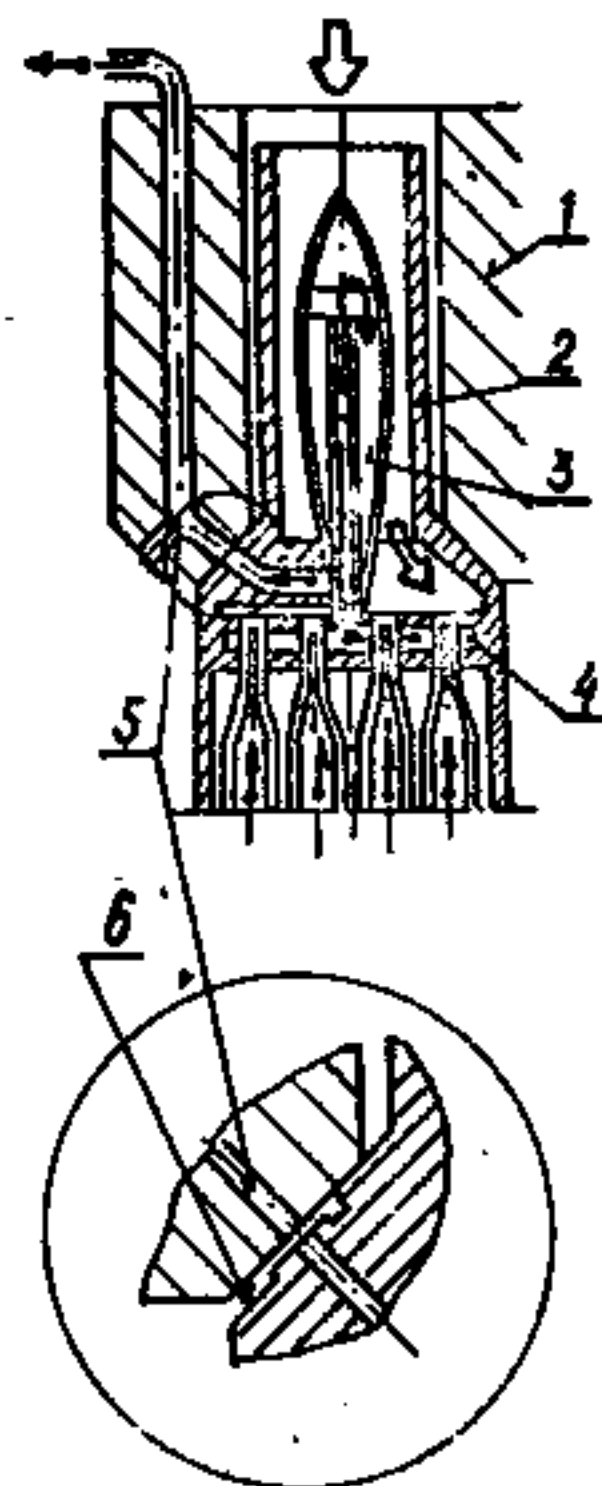


Рис. 2.21. Схема отсоса газообразных продуктов деления из вентилируемых твэлов; 1 — опорная плита; 2 — хвостовик; 3 — фильтр; 4 — канал в опорной решетке; 5 — каналы в опорной плите; 6 — подсос гелия в тракт отсоса продуктов деления