

ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО ОБРАЗОВАНИЮ
Государственное образовательное учреждение высшего профессионального образования
«ТОМСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ УНИВЕРСИТЕТ»

Г.Н. Колпаков, О.В. Селиваникова

**КОНСТРУКЦИИ ТВЭЛОВ,
КАНАЛОВ И АКТИВНЫХ ЗОН
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ**

*Рекомендовано в качестве учебного пособия
Редакционно-издательским советом
Томского политехнического университета*

Издательство
Томского политехнического университета
2009

УДК 621.039.577.001.6(075.8)
ББК 31.46я73
К61

Колпаков Г.Н.

К61 Конструкции твэлов, каналов и активных зон энергетических реакторов: учебное пособие / Г.Н. Колпаков, О.В. Селиваникова. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2009. – 118 с.

В пособии рассмотрены общие черты и специфические особенности различных типов энергетических реакторов: легководные, тяжеловодные, с графитовым замедлителем и натриевым теплоносителем. Систематизируются и обсуждаются характерные черты и варианты конструкций отдельных узлов и систем реакторов разных типов, в том числе твэлы и топливные кассеты, рабочие органы, приводы и каналы СУЗ, загрузка топлива, активные зоны и корпуса реакторов. Такой подход позволяет не только дать полное представление об основных типах реакторов, но и подчеркнуть сходство и различие инженерных решений по одноименным узлам различных реакторов.

Предназначено для студентов и магистров, обучающихся по направлению 550800 «Физика».

УДК 621.039.577.001.6(075.8)
ББК 31.46я73

Рецензенты

Кандидат физико-математических наук, доцент СГТА
Ю.А. Соловьев

Кандидат технических наук, доцент СГТА
В.Я. Дурновцев

© Колпаков Г.Н., Селиваникова О.В., 2009
© Томский политехнический университет, 2009
© Оформление. Издательство Томского
политехнического университета, 2009

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ	4
КЛАССИФИКАЦИЯ РЕАКТОРОВ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ	5
РЕАКТОРЫ С ЛЕГКОВОДНЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ	9
Характеристики легководных реакторов	9
Реактор с водой под давлением	14
Реактор ВВЭР-1000	21
Состав и общее описание	21
Активная зона	25
Назначение и проектные основы	25
Состав и общее описание	27
Описание конструкции	31
Технические характеристики	42
Реактор с кипящей водой	45
Реактор РБМК	51
Внутриреакторные конструкции	53
Тепловыделяющие сборки	57
Графитовая кладка	61
Реакторная установка МКЭР-1500 (проект)	62
РБМКП-2000	69
РЕАКТОРЫ С ТЯЖЕЛОВОДНЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ	70
Характеристики тяжеловодных реакторов	70
Канальный тяжеловодный реактор	76
ГАЗООХЛАЖДАЕМЫЕ РЕАКТОРЫ С ГРАФИТОВЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ	85
Основные характеристики газоохлаждаемого реактора с графитовым замедлителем	85
Реактор MAGNOX на естественном уране с графитовым замедлителем ..	89
Усовершенствованный газоохлаждаемый реактор	93
Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор	101
ГРАФИТОВЫЕ РЕАКТОРЫ С НАТРИЕВЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ	110
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	117

ВВЕДЕНИЕ

При выполнении курсового проектирования повышенной сложности, дипломной или выпускной работы, связанных с нейтронно-физическим и теплофизическим расчетом реакторной установки, в первую очередь возникают вопросы принятия тех или иных решений, по конструкции ТВЭЛ, тепловыделяющих сборок, кассет или каналов, компоновок оборудования и конструктивного решения установки в целом. От правильности принятых решений зависит в конечном счете успех расчета.

Вместе с тем существует целый ряд отработанных конструктивных решений для ядерных установок различного типа, которые содержатся многочисленной разрозненной литературе.

Прибегая к данным такой литературы, проектант невольно ограничивает свои знания только теми, которые справедливы для одного конкретного типа реактора, в то время как конструктивные решения для других типов реакторов для него неиспользованными. Такой подход особенно нежелателен для учебного процесса так как существует большое разнообразие как реакторов, так и их конструкций.

В настоящем учебном пособии представлены существующие конструктивные решения для энергетических реакторов на тепловых нейтронах различного типа и их конструктивные элементы:

- водоохлаждаемые реакторы – ВВЭР, ВК и с графитовым замедлителем;
- газоохлаждаемые Magnox, AGR, HTGR;
- натрийохлаждаемые с графитовым замедлителем.

Учебное пособие может быть полезно магистрантам, студентам обучающимся по направлению 010700 «Физика» при выполнении курсового проектирования, дипломных и выпускных квалификационных работ.

КЛАССИФИКАЦИЯ РЕАКТОРОВ НА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНАХ

Реакторы на тепловых нейтронах обычно классифицируются по типу замедлителя. Практически в реакторах в качестве замедлителя могут использоваться только несколько материалов, обладающих хорошей замедляющей способностью и низким поглощением нейтронов. Среди них водород (в составе обычной, или легкой, воды), дейтерий (в составе тяжелой воды), бериллий и углерод (в виде графита). Все эти замедлители, кроме бериллия, используются в промышленных энергетических реакторах. Бериллий, хотя и обладает преимуществами, связанными с компактностью активной зоны и низким поглощением нейтронов, слишком дорог, чтобы его можно было использовать в энергетических реакторах. Основные типы реакторов на тепловых нейтронах перечислены в табл. 1.

Таблица 1

Основные типы энергетических реакторов на тепловых нейтронах



Легководные реакторы (LWR) могут быть двух типов – реакторы с водой под давлением (PWR) и реакторы с кипящей водой (BWR). Обе эти системы аналогичны в том смысле, что легкая вода используется в них как замедлитель и как теплоноситель, и необходимо обогатить топливо до 2,0–2,5 % по ^{235}U из-за заметного поглощения нейтронов в воде, расположенной в активной зоне. Конструктивно в обоих реакторах активная зона размещена в большом стальном корпусе, выдерживающем высокое давление (рис. 1). На этом же рисунке можно увидеть и различие в их конструкции. В PWR контур теплоносителя поддерживается при столь высоком давлении (около 15,8 МПа), что кипение воды при рабочей температуре (около 320 °С) полностью исключается. Теплоноситель, выходящий из активной зоны, поступает в теплообменники, где он передает теплоту воде, циркулирующей во втором контуре, превращая ее в пар с давлением около 5,5 МПа. Пар из парогенераторов поступает в турбину, а затем снова превращается в воду в конденсаторе, который охлаждается водой из внешнего источника, например из реки или озера.

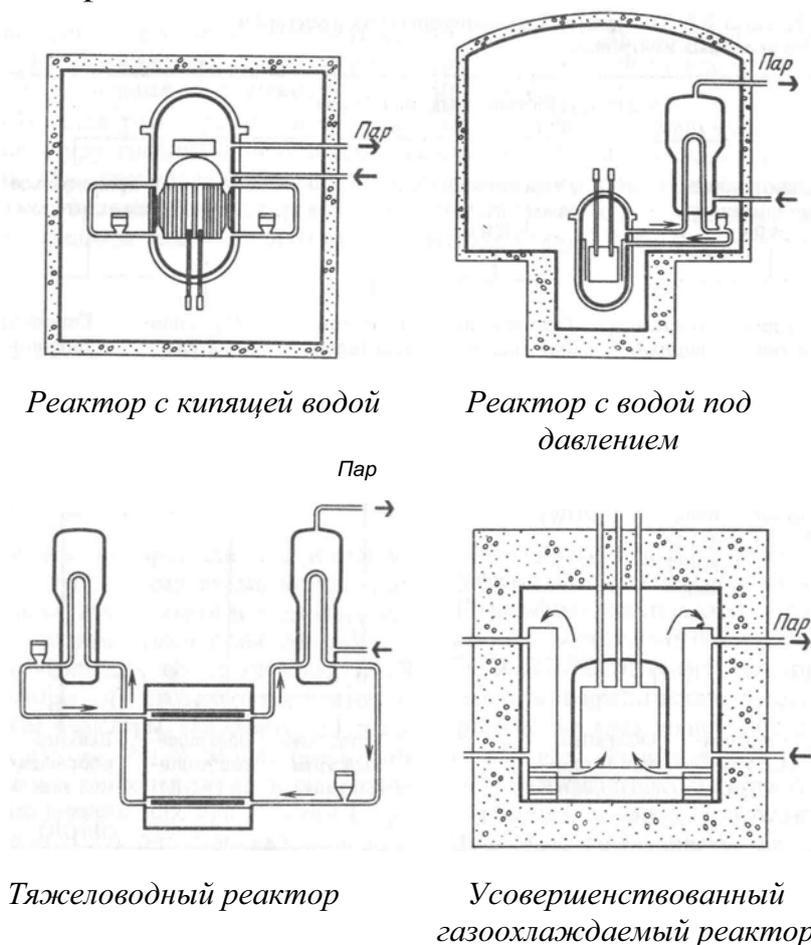


Рис. 1. Принципиальная схема реакторов BWR, PWR, HWR и AGR

Если теплопередающая система устроена таким образом, что теплота из первого контура передается в теплообменнике теплоносителю второго контура, то говорят о двухконтурном, или косвенном, цикле.

В BWR давление в первом контуре ниже (около 7,2 МПа), чем в PWR, и в его активной зоне происходит интенсивное кипение теплоносителя. Образующийся при этом пар непосредственно поступает в турбину. Такой одноконтурный, или прямой, цикл проще, чем система с промежуточным теплообменником (рис. 1).

Энергетические реакторы с тяжеловодным замедлителем (HWR) представляют собой реакторы канального типа, в которых теплоноситель циркулирует в каналах с высоким давлением, а тяжеловодный замедлитель, залитый в корпус реактора, имеет низкое давление. Широкое промышленное использование энергетических реакторов этого типа осуществлено в Канаде на базе реактора CANDU-PHW (Canadian Deuterium-Uranium pressurized heavy water reactor), работающего с двухконтурным циклом, как показано на рис. 1. В качестве варианта в таком типе реакторов можно использовать легкую воду как теплоноситель. По этому принципу устроен реактор с кипящей легкой водой CANDU-BLD (Boiling light water) и реактор SGHWR (Steam Generating Heavy Water Reactor), Великобритания.

Развитие газоохлаждаемых реакторов с графитовым замедлителем началось с первых реакторов на естественном уране типа английского реактора Magnox (это название связано с названием сплава, используемого для оболочек ТВЭЛов). Затем был создан усовершенствованный газоохлаждаемый реактор на обогащенном уране (AGR – Advanced gas-cooled reactor) и, наконец, высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (HTGR-High-temperature gas-cooled reactor), в котором используется дисперсное топливо в виде, частиц с покрытием. На рис. 1 приведена принципиальная схема AGR с интегральной компоновкой, в которой теплообменники расположены внутри корпуса реактора, изготовленного из предварительно напряженного бетона. Эти реакторы развиваются в направлении увеличения температуры газового теплоносителя на выходе из активной зоны и, следовательно, увеличения термодинамического КПД энергоустановки. Высокая температура газа в HTGR сделала необходимой замену CO₂-теплоносителя на гелий.

Принципиальная конструктивная схема типичного жидкометаллического реактора-размножителя на быстрых нейтронах (LMFBR-Liquid metal fast breeder reactor) изображена на рис. 2. Относительно небольшая активная зона окружена зоной воспроизводства, содержащей

топливные элементы с естественным или обедненным ураном. Для того, чтобы предотвратить возможность радиоактивного загрязнения системы, которое может возникнуть при контакте активированного теплоносителя первого контура с водой, циркулирующей через парогенераторы, эти контуры разделены промежуточным контуром с натриевым теплоносителем. Конструкция, изображенная на рисунке, представляет собой систему «бассейнового типа», в которой активная зона, насосы первого контура и промежуточные теплообменники погружены в большой объем с жидким натрием.

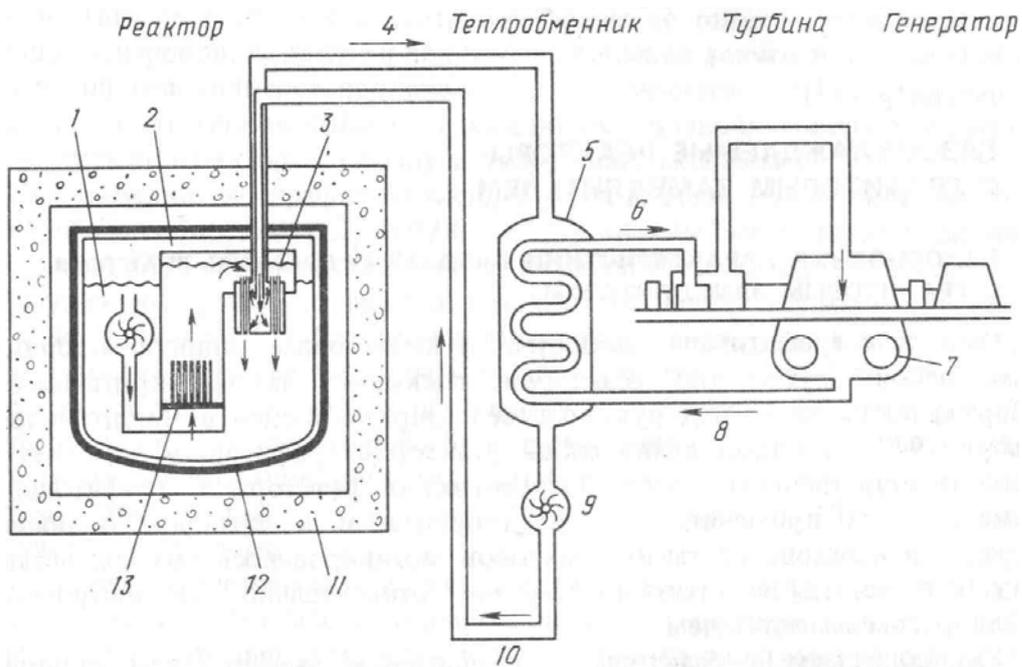


Рис. 2. Принципиальная схема реактора на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем: 1 – насос первого контура; 2 – кожух реактора; 3 – промежуточный теплообменник; 4 – канал с горячим натрием; 5 – теплообменник «натрий-вода»; 6 – пар; 7 – конденсатор; 8 – вода; 9 – насос; 10 – канал с холодным натрием; 11 – бетонная защита; 12 – корпус реактора; 13 – активная зона

РЕАКТОРЫ С ЛЕГКОВОДНЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ

Характеристики легководных реакторов

На первом этапе развития энергетических ядерных реакторов ориентировались в основном на использование естественного урана. Это требовало выбора высокоэффективного замедлителя с низким сечением захвата нейтронов: или графита, как в реакторе Magnox, или тяжелой воды, как в реакторе CANDU. Однако США уже на раннем этапе развития ядерной энергетики обладали достаточным количеством обогащенного урана, производимого на обогатительных заводах, построенных в свое время для военных целей. Высокое сечение деления обогащенного урана позволяет достигнуть высокого коэффициента теплового использования даже при таком замедлителе с высоким сечением захвата нейтронов, как обычная вода. Выбрав воду в качестве замедлителя благодаря ее хорошим замедляющим свойствам и широкой доступности, естественно было использовать воду и в качестве теплоносителя, поскольку вода обладает хорошими теплофизическими свойствами.

Первая АЭС с реактором PWR была построена в Шиппингпорте. Реактор вышел на номинальную мощность 141 МВт (эл.) в декабре 1957 г. Основные особенности конструкции PWR связаны с высоким давлением в контуре, значение которого выше точки кипения теплоносителя при рабочих температурах. Производство пара осуществляется во втором контуре, что делает необходимым установку теплообменников и связанного с ними вспомогательного оборудования. Отказ от организации кипения теплоносителя в самой активной зоне был вызван желанием исключить непредсказуемые изменения эффективности теплопередачи и внезапные изменения реактивности при изменении паросодержания в активной зоне. Однако более поздние экспериментальные исследования, проведенные на испытательном реакторе BORAX-1 в Айдахо, показали, что в действительности можно совершенно

безопасно работать с реактором, в активной зоне которого происходит кипение. Это привело к развитию второй ветви легководных реакторов – реакторов с кипящей водой (BWR), в которых давление ниже, чем в PWR, и насыщенный пар генерируется непосредственно в активной зоне реактора. Это упрощение позволяет использовать прямой цикл, при котором генерируемый пар поступает сразу в турбину. Первой АЭС с реактором типа BWR стала АЭС Dresden-1 мощностью 210 МВт (эл.), которая начала работать в августе 1960 г. Отличия между этими типами реакторов показаны на рис. 1. Оба типа легководных реакторов имеют ряд общих особенностей. Ниже перечислены основные из них.

1. Активная зона с обогащенным топливом заполнена водой, которая выполняет функцию замедлителя и циркулирует вдоль твэлов, отводя теплоту. Во всех реакторах этого типа, за исключением реакторов с относительно низкой мощностью, используется принудительная циркуляция теплоносителя, чтобы обеспечить необходимую скорость теплоотвода.
2. Высокая замедляющая способность воды и ее лучшие удельные теплопередающие характеристики, чем у газового теплоносителя, позволяют создать относительно компактную активную зону. Например, в современных BWR типичная плотность энерговыделения составляет 55 МВт/м^3 , а в PWR около 100 МВт/м^3 , в то время как у AGR она не превышает $2,7 \text{ МВт/м}^3$. Доля мощности, потребляемая на прокачку теплоносителя в первом контуре, также значительно меньше в легководных реакторах обоих типов.
3. Высокое давление, необходимое для производства пара при температуре, достаточной для получения приемлемого КПД (для BWR) или для подавления кипения воды в активной зоне (для PWR), требует, чтобы активная зона была заключена в прочный корпус. Типичный Рабочий режим PWR характеризуется давлением $15,7 \text{ МПа}$ и температурой теплоносителя около $320 \text{ }^\circ\text{C}$. Для BWR эти параметры составляют $7,3 \text{ МПа}$ и $285 \text{ }^\circ\text{C}$, соответственно.
4. Вода при рабочих температурах в реакторе обладает высокой коррозионной активностью. Существующий большой опыт решения проблем коррозии в тепловых электростанциях, работающих при таком же уровне температур, имеет малое отношение к очень ограниченной номенклатуре материалов с достаточно низкими сечениями поглощения нейтронов, которые можно использовать в активной зоне реактора. Кроме коррозионного воздействия на собственно материалы реактора, очень важно снизить вынос активи-

рованных продуктов коррозии во внешнюю часть первого контура, в теплообменники или даже в случае BWR в саму турбину.

5. По сравнению с параметрами пара, вырабатываемого в парогенераторах тепловых электростанций, пар на АЭС с LWR производится с относительно низким давлением и температурой, и, несмотря на использование перегрева, КПД здесь не превышает 32 %.
6. Разрыв первого контура может привести к быстрой потере теплоносителя. Чтобы предотвратить в этом случае повреждение активной зоны, необходимо предусмотреть высоконадежную аварийную систему охлаждения, которая должна быть в состоянии отвести остаточное тепловыделение.

Одно из главных различий между этими двумя типами реакторов связано с возможностью организации в BWR более простого контура теплоотвода благодаря использованию прямого (одноконтурного) цикла. Более низкое давление в BWR также можно рассматривать как преимущество с точки зрения требований к прочности корпуса реактора и к удержанию радиоактивности. Кипение воды в активной зоне улучшает естественную конвекцию теплоносителя, так что требования к системе принудительной циркуляции в BWR менее жестки, чем в PWR. Кроме того, теплоотвод кипящим теплоносителем создает дополнительные ограничения на уровень мощности реактора, чтобы исключить возможность повреждения ТВЭЛов при образовании паровой пленки на их поверхностях. Другой недостаток BWR связан с более высоким уровнем радиоактивности в турбине и другом внешнем оборудовании из-за выноса радиоактивных веществ из активной зоны. Система регулирования BWR должна быть сконструирована таким образом, чтобы подавлять изменение реактивности, возникающее при изменении паросодержания в активной зоне. Однако этот эффект дает и определенные преимущества, если его использовать для создания установки с автоматически регулируемые нагрузочными характеристиками, т. е. с саморегулированием.

Следует отметить, что различия между BWR и PWR сегодня уже не так сильны, как в первоначальных конструкциях, поскольку некоторая степень кипения сейчас допускается и в PWR.

BWR может работать в энергоустановках с одноконтурной (прямой цикл) и с двухконтурной (косвенный цикл) схемой преобразования энергии. В первой схеме весь пар генерируется в корпусе реактора, затем поступает в турбину и после конденсации возвращается в реактор. В простейшей форме прямой цикл BWR не саморегулируем, поскольку при увеличении отбора пара давление в реакторе снижается, а паросо-

держание увеличивается. Это приводит к быстрому уменьшению реактивности вместо желаемого ее увеличения. Использование двухконтурной схемы позволяет обеспечить саморегулируемость системы. В такой схеме пар, поступающий в турбину, только частично генерируется непосредственно в активной зоне. Кроме того, горячая вода из парового барабана-сепаратора перед тем, как вернуться в активную зону, проходит через теплообменник, в котором дополнительно генерируется пар. Этот пар питает ступень низкого давления турбины (рис. 3). Регулятор турбины управляет потоком вторичного пара в турбину. В этом случае увеличение отбора пара приводит к переохлаждению воды, поступающей в активную зону, и, следовательно, к уменьшению объемной доли пара и увеличению реактивности. Хотя саморегулирование достигается здесь ценой усложнения системы циркуляции теплоносителя, это может оказаться проще, чем модификации прямого цикла BWR таким образом, чтобы увеличение отбора пара привело к увеличению скорости циркуляции теплоносителя через активную зону с соответствующим уменьшением паросодержания.

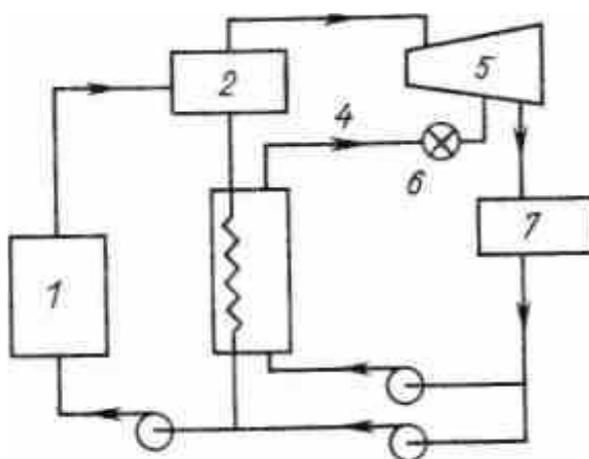


Рис. 3. Двухконтурная схема преобразования энергии для реактора с кипящей водой: 1 – реактор; 2 – паровой барабан; 3 – пар высокого давления; 4 – пар низкого давления; 5 – турбина; 6 – регулятор турбины; 7 – конденсатор

Низкий КПД, связанный с относительно низкой температурой насыщенного пара, генерируемого в BWR и PWR, ограничен тем, что при увеличении температуры пара сильно увеличивается коррозия лопаток турбины из-за большого содержания влаги. Поэтому появились попытки перегреть пар в реакторе. Перегрев пара может осуществляться или внешним, вспомогательным, источником теплоты, который не обязательно должен быть ядерным, или в специальных пароперегрева-

тельных каналах внутри самого реактора (интегральная схема перегрева). Типичным примером такой системы может служить пуэрто-риканский кипящий реактор с ядерным перегревом (BONUS). В этом реакторе активная зона разделена на две области. В центральной области генерируется насыщенный пар, который затем проходит через периферийную область, где перегревается. Использование интегральной схемы перегрева создает много технических проблем. Ниже приведены главные из них.

1. Необходимо тщательно поддерживать соотношение между мощностью, затрачиваемой на испарение воды и на перегрев пара. Из-за менее интенсивной теплоотдачи в области перегрева пара по сравнению с теплопередачей к воде в других каналах плотность энерговыделения в зоне перегрева должна быть существенно ниже, чем в зоне кипения.
2. Пар, используемый для теплоотвода из зоны перегрева, должен быть изолирован от водяного теплоносителя в остальной части активной зоны. Конструкция реактора должна обеспечивать минимальные перепады температуры из пароперегревательных каналов к воде в центральной части активной зоны, и при внезапном попадании воды в эти каналы не должно происходить внезапного увеличения реактивности. Обычно выполнение этих требований достигается созданием двухстеночных труб перегревателей с теплоизоляцией межстеночного пространства. Предложена также конструкция с кольцевой геометрией топливных элементов.
3. Более жесткие коррозионные условия из-за высокой температуры пара в каналах перегрева требуют использования более жаростойких материалов (например, нержавеющей стали) как для труб теплоносителя, так и для оболочек ТВЭЛов в этих каналах. При этом, естественно, ухудшается баланс нейтронов в реакторе.

Вообще говоря, в последние годы использованию перегрева пара уделялось мало внимания в основном из-за технических трудностей, перечисленных выше. Возможно, что с возрастанием требований к увеличению КПД по экологическим причинам интерес к перегреву пара снова возрастет.

Реактор с водой под давлением

В качестве примера реактора с водой под давлением рассмотрим конструкцию реактора для АЭС Sequoyah, имеющую два энергоблока общей мощностью 2280 МВт (эл.). Эта АЭС построена фирмой Westinghouse около Каттануга, штат Теннесси (США). Первый из двух энергоблоков этой станции начал работать на полной мощности в 1981 г.

Активная зона реактора размещена внутри цилиндрического корпуса с полусферическим днищем, имеющего высоту 12,6 м и диаметр 4,4 м (рис. 4). На съемной цилиндрической верхней крышке корпуса установлены механизмы приводов стержней регулирования. В активной зоне расположены 193 топливные кассеты квадратного сечения. Эти кассеты удерживаются сверху и снизу перфорированными плитами и окружены кожухом из нержавеющей стали. Вода, поступающая в корпус реактора через четыре входных патрубка, течет вниз по кольцевому зазору между кожухом активной зоны и стенкой корпуса. Затем поток воды направляется вверх через активную зону и выходит из корпуса через четыре выходных патрубка, поступая в парогенераторы.

Внешняя часть контура циркуляции теплоносителя разделена на четыре параллельные петли, в каждой из которых установлены парогенератор и главный циркуляционный насос. Последний представляет собой одноступенчатый центробежный насос с вертикальной осью, расположенный в герметичном кожухе (рис. 5). В одной из петель установлен компенсатор давления, поддерживающий в контуре давление 15,7 МПа.

Парогенераторы разделены на две секции: нижняя — испаритель; расположенная над ней — барабан-сепаратор. Испаритель представляет собой трубчатый теплообменник U-образной формы, трубы которого сделаны из никеля. Вода первого контура поступает в парогенераторы с температурой 321 °С и течет внутри труб. Поток питательной воды поступает в межтрубное пространство, где превращается в пар. Пароводяная смесь проходит через центробежные сепараторы, отделяющие воду от пара, и через пароосушители, установленные в верхней секции кожуха парогенератора. Выходящий из осушителей пар с температурой 291 °С и давлением 6 МПа поступа-

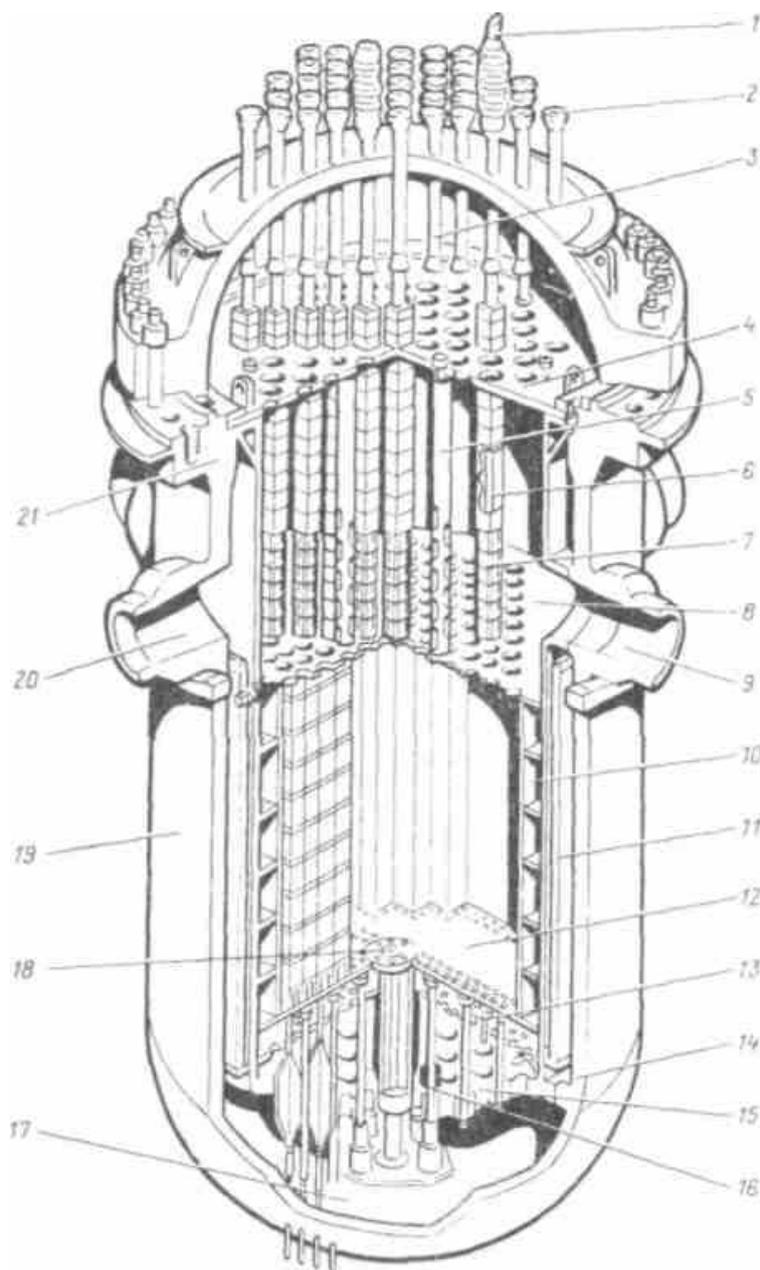


Рис. 4. Реактор Sequoiah с водой под давлением: 1 – насадка переходника привода стержня регулирования; 2 – канал для установки контрольно-измерительной аппаратуры; 3 – гильзы, компенсирующие тепловое расширение; 4 – верхняя опорная плита; 5 – опорная колонна; 6 – вал привода стержня регулирования; 7 – направляющая труба стержня регулирования; 8 – верхняя плита активной зоны; 9 – выходной патрубок; 10 – экран и ребра жесткости; 11 – тепловая защита; 12 – нижняя плита активной зоны; 13 – турбулизатор; 14 – радиальные опоры; 15 – опоры активной зоны; 16 – нижняя опорная колонна; 17 – направляющие гильзы каналов для установки контрольно-измерительной аппаратуры; 18 – канал доступа в активную зону; 19 – корпус реактора; 20 – входной патрубок; 21 – внутренний опорный выступ

ет в турбину. Его влажность не превышает 0,25 %. Один паровой компенсатор давления (ПКД) обслуживает все четыре петли первого контура. Он служит для поддержания в первом контуре постоянного давления и компенсирует изменение объема теплоносителя при изменении нагрузки. В компенсаторе давления установлен электронагреватель погружного типа мощностью 1800 кВт (эл.) для увеличения давления и поддержания его на требуемом уровне при возникновении отрицательной волны давления вследствие увеличения нагрузки реактора. При возникновении положительной волны давления и уменьшении нагрузки включается система разбрызгивания воды, питающаяся водой из холодной нитки одной из петель контура. Холодная вода конденсирует пар в паровом компенсаторе давления, предотвращая срабатывание предохранительного клапана.

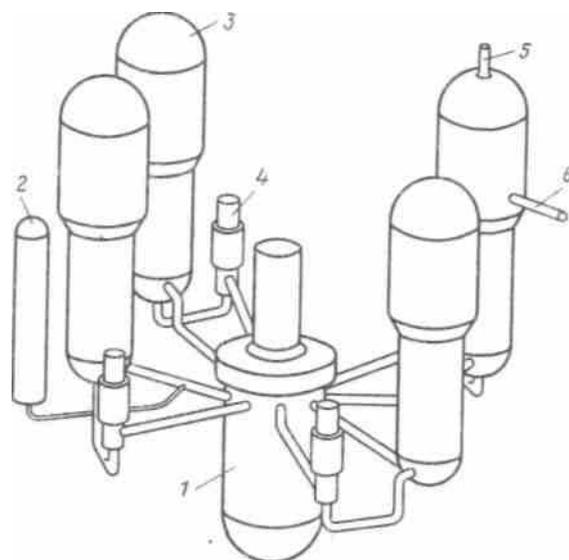


Рис. 5. Схема расположения основных компонентов первого контура реактора PWR: 1 – корпус реактора; 2 – компенсатор объема; 3 – парогенератор; 4 – главный циркуляционный насос; 5 – выход пара; 6 – вход питательной воды

Топливная кассета реактора Sequoyah изображена на рис. 6. Твэлы в кассете установлены в квадратной решетке 17×17 с шагом 21,4 см. Полная длина кассеты 407 см. Из 289 ячеек решетки 264 заняты твэлами, 24 пучками стержней регулирования, а оставшийся канал используется для установки контрольно-измерительного оборудования. Сверху и снизу топливной кассеты установлены квадратные сопла, калибрующие входной и выходной потоки теплоносителя. Эти сопла сделаны из нержавеющей стали и приварены к циркаловым направляющим трубам, которые образуют основную опорную конструкцию для твэлов. Конструкция усилена семью решетками, прикрепленными к направ-

вляющим трубам на равных расстояниях вдоль их длины и создающими боковую опору для твэлов. Решетка представляет собой набор пружинных зажимов, образующих овалы ячейки. Эти зажимы обеспечивают жесткую опору и дистанционирование твэлов. Силы, действующие со стороны пружинной решетки на твэлы, достаточно велики, чтобы свести к минимуму коррозию оболочек твэлов под действием трения (фреттинг-коррозию), но в то же время достаточно низки, чтобы не препятствовать твэлам расширяться в аксиальном направлении без изгибов и искажения формы. Решетки изготовлены из сплава инконель-718, имеющего высокую коррозионную стойкость.

Твэлы выполнены в виде цилиндрических топливных стержней, набранных из таблеток слегка обогащенного UO_2 и вставленных в трубы из холоднообработанного циркалоя-4. Топливные таблетки имеют диаметр 8,2 мм, и на их торцах сделаны тарельчатые углубления для компенсации неравномерного теплового расширения, возникающего вследствие куполообразного распределения температуры по радиусу таблетки. Внутри твэла создано давление He, снижающее напряжение сжатия и деформацию ползучести в материале оболочки, которые возникают под действием давления теплоносителя. Внутри твэлов предусмотрены также полости для компенсации теплового расширения топлива и для накопления продуктов деления. В каждой из кассет топливо имеет одинаковое обогащение. Активная зона разделена на три области, в которых размещено топливо с различным обогащением, что позволяет уменьшить радиальную неравномерность энерговыделения.

Органы регулирования реактора представляют собой пучки стержней регулирования (ПСР), заменивших крестообразные стержни регулирования, использовавшиеся в первых конструкциях PWR. Поглощающие стержни небольшого диаметра вставлены в направляющие гильзы, установленные внутри топливных кассет. Пучок из 24 стержней связан с приводным валом, управляемым механизмом привода. Последний установлен на крышке корпуса реактора. По сравнению с системой крестообразных стержней регулирования система ПСР имеет больший вес реактивности на единицу массы поглотителя, сохраняет более однородное распределение плотности энерговыделения и значительно уменьшает возмущение потока нейтронов, которое возникало при заполнении водой каналов при выведении крестообразных стержней регулирования из реактора. В качестве поглотителя в стержнях регулирования используется сплав серебра, индия и кадмия. Прессованные стержни из этого сплава заключены в герметичные стальные трубы.

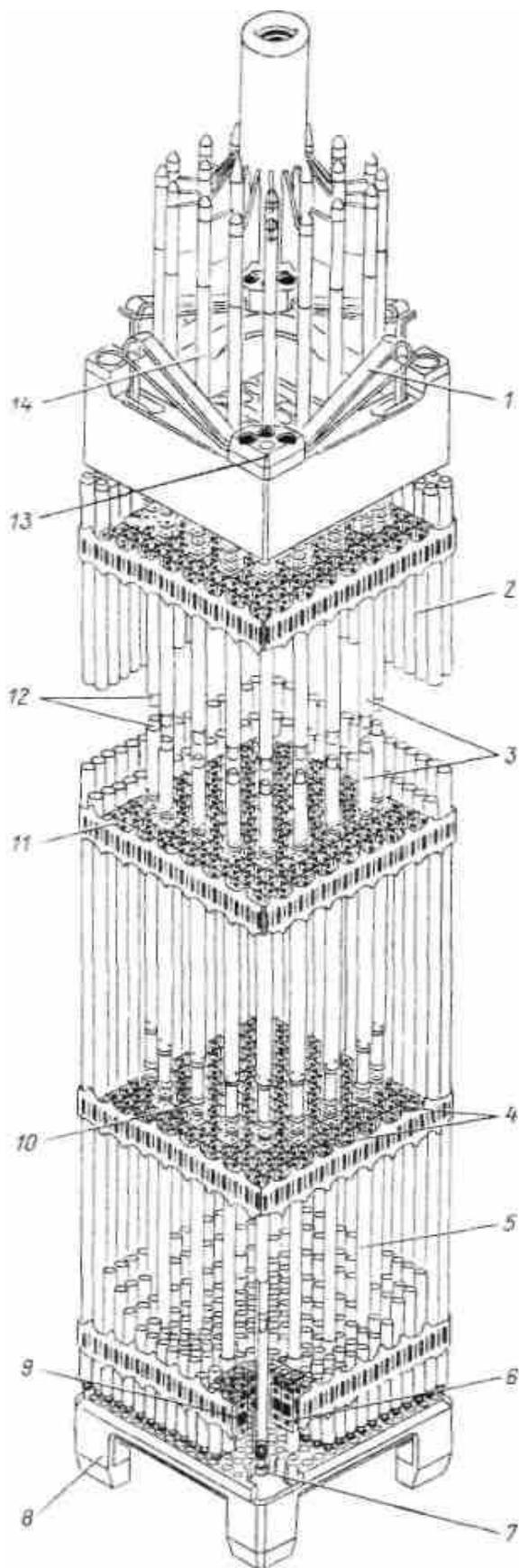


Рис. 6. Топливная кассета реактора Sequoyah: 1 – пружинный фиксатор; 2 – твэл; 3 – направляющая гильза; 4 – турбулизирующие лопатки; 5 – зона стабилизации потока теплоносителя (гидравлический успокоитель); 6 – полость; 7 – винтовая муфта; 8 – нижний патрубок; 9 – пружинная решетка; 10 – узел крепления твэла; 11 – решетка; 12 – стержень регулирования; 13 – верхний патрубок; 14 – пучок стержней регулирования

Как дополнительное средство используется метод регулирования реактивности, осуществляемый растворением бора в теплоносителе. Концентрацию бора подбирают такой, чтобы при нормальной работе реактора стержни регулирования были почти полностью выведены из активной зоны. Кроме того, в первую топливную загрузку добавляются выгорающие поглотители нейтронов. Это обеспечивает отрицательность коэффициента реактивности по температуре замедлителя в течение всего топливного цикла. Такие поглотители в форме стержней из борированного стекла устанавливаются в активной зоне в свободных каналах. В АЭС Sequoyah в качестве защитной системы безопасности используются ледяные конденсаторы. В этой системе энергия, которая может выделяться при разрыве первого контура, диссипируется за счет расплавления большого количества льда, размещенного в специальных отсеках, окружающих реактор. Такая система эффективно блокирует увеличение давления внутри первичной оболочки и тем самым значительно снижает требования к ее Прочности. Конструктивная схема противоаварийной оболочки изображена на рис. 7. Внутренняя защитная оболочка выполнена в виде стального цилиндра, основание которого закреплено на облицованном сталью бетонном фундаменте. Функцию наружной противоаварийной оболочки выполняет реакторное здание из армированного бетона. Ледяной конденсатор собран из 24 модулей, установленных вокруг реактора. Каждый модуль представляет собой теплообменник кожухотрубчатого типа. Камеры со льдом расположены между стальной защитной оболочкой и внутренней бетонной стенкой. Лед загружен в корзины диаметром 30 см, изготовленные из проволочной сетки.

В каждом модуле конденсатора штабеля таких корзин образуют решетку 9×9 .

Полная высота штабелей со льдом 15 м. Конденсатор теплоизолирован со всех сторон и охлаждается потоком холодного воздуха.

При аварии с потерей теплоносителя увеличение давления в нижнем отсеке защитной оболочки открывает каналы входа в нижнюю секцию конденсатора, и поток паровоздушной смеси поступает через штабеля льда в верхний отсек. Быстрая конденсация пара ограничивает увеличение избыточного давления внутри защитной оболочки до уровня, значительно меньшего максимально допустимого давления 77 кПа, на которое рассчитана оболочка.

Из-за быстрого протекания процесса конденсации скорость потока пара увеличивается, что сокращает длительность процесса первона-

чального увеличения давления. Последующий более длительный процесс отвода теплоты обеспечивается двумя спринклерными системами охлаждения. Эти системы разбрызгивают воду в верхнем отсеке защитной оболочки. Вода, образующаяся при таянии льда, вместе с водой, поступающей из спринклерных систем, собирается в отстойнике защитной оболочки и затем рециркулирует через теплообменники. Совместное воздействие льда и спринклерного охлаждения оказывается достаточным, чтобы тепловыделение в течение длительного времени

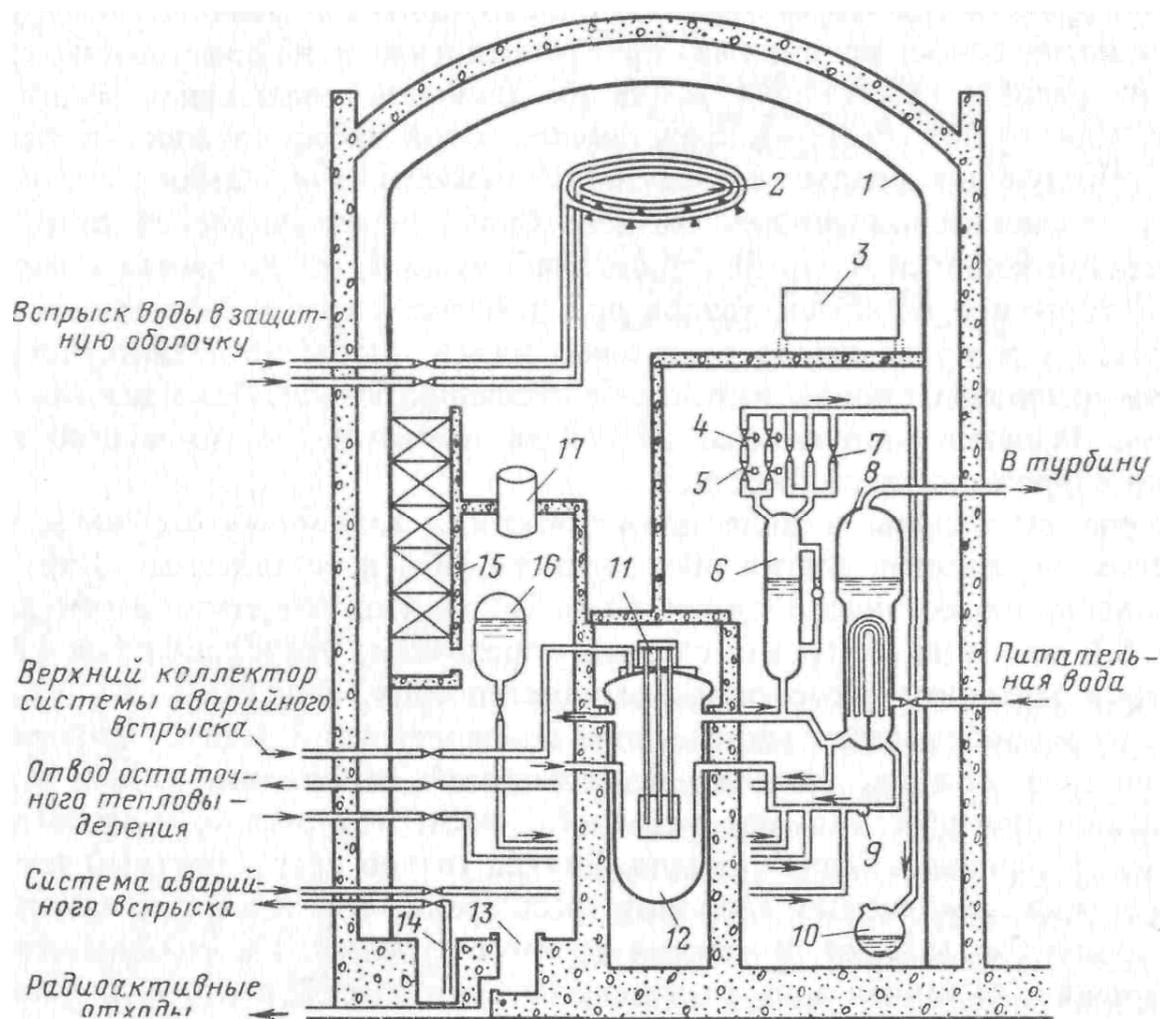


Рис. 7. Конструктивная схема PWR Sequoyah: 1 – стальная внутренняя оболочка; 2 – коллектор спринклерной системы орошения; 3 – рекомбинатор водорода; 4 – предохранительные клапаны; 5 – запорные клапаны; 6 – паровой компенсатор давления; 7 – аварийные клапаны; 8 – парогенератор; 9 – циркуляционный насос; 10 – дренажный бак; 11 – стержни регулирования; 12 – корпус реактора; 13 – аварийный водоотстойник; 14 – рабочий водоотстойник; 15 – ледяной конденсатор; 16 – аккумулятор воды системы аварийного охлаждения; 17 – воздуходувка

не приводило к перенапряжениям в стенках защитной оболочки. Эти системы дублируются системой аварийного впрыска борированной воды в активную зону реактора для предотвращения чрезмерного увеличения температуры, которое может привести к расплавлению оболочек твэлов и повреждению элементов конструкции активной зоны.

В реакторах PWR и BWR перегрузка топлива осуществляется при остановленном реакторе, причем одновременно заменяется третья часть всех твэлов. Длительность перегрузочных работ составляет около 30 сут. Для перегрузки верхняя крышка корпуса снимается, и перегрузочная камера, расположенная над корпусом реактора, заполняется водой, в которой растворена борная кислота. Это обеспечивает надежную подкритичность активной зоны. Перегрузочная камера связана специальным каналом с бассейном выдержки топлива, постоянно заполненным водой. Выгружаемые из активной зоны твэлы укладываются на подводный транспортер, который доставляет их через транспортный канал в бассейн хранения отработанного топлива.

Реактор ВВЭР-1000

Состав и общее описание

Реактор ВВЭР-1000 является водо-водяным энергетическим реактором корпусного типа и представляет собой вертикальный цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем, с двухрядным расположением патрубков, внутренняя часть и части фланца и крышки покрыты антикоррозионной наплавкой. Корпус реактора сверху закрыт крышкой с установленными на ней приводами механизмов СУЗ.

По принципу работы ВВЭР-1000 является гетерогенным ядерным энергетическим реактором корпусного типа на тепловых нейтронах. Теплоносителем и замедлителем в реакторе является химически обессоленая вода с борной кислотой, концентрация которой изменяется в процессе эксплуатации.

При прохождении через активную зону теплоноситель нагревается за счет реакции деления ядерного топлива.

Теплоноситель принудительно поступает в реактор через четыре нижних входных патрубка корпуса, проходит вниз по кольцевому зазору между корпусом и шахтой внутрикорпусной, затем через перфорированное эллиптическое днище и опорные трубы шахты входит в ТВС — тепловыделяющие сборки, из которых набрана активная зона. Из

ТВС через перфорированную нижнюю плиту блока защитных труб — БЗТ теплоноситель выходит в межтрубное пространство БЗТ, в кольцевой зазор между шахтой и корпусом и через четыре верхних выходных патрубка корпуса выходит из реактора.

Упрощённый разрез реактора ВВЭР-1000 показан на рис. 8.

Основными компонентами реактора являются:

- корпус реактора;
- внутрикорпусные устройства (шахта реактора, выгородка, блок защитных труб (БЗТ));
- верхний блок (ВБ).

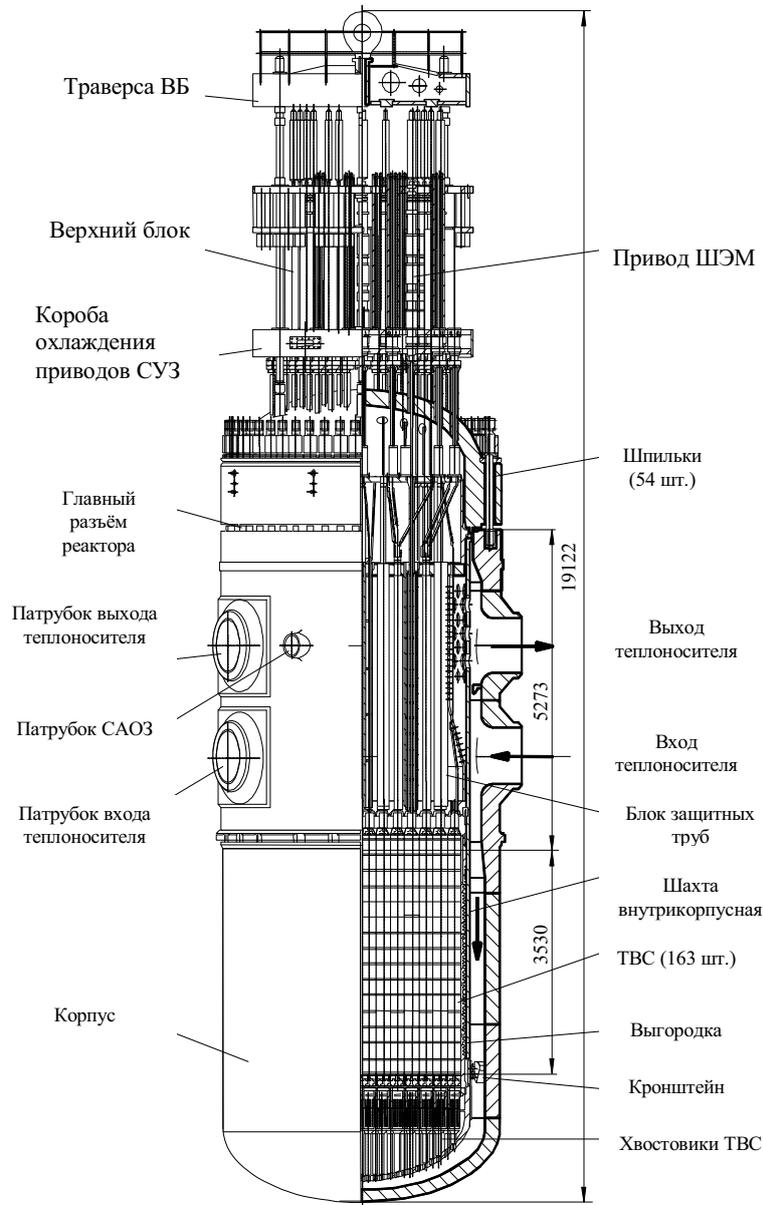


Рис. 8. Реактор ВВЭР-1000

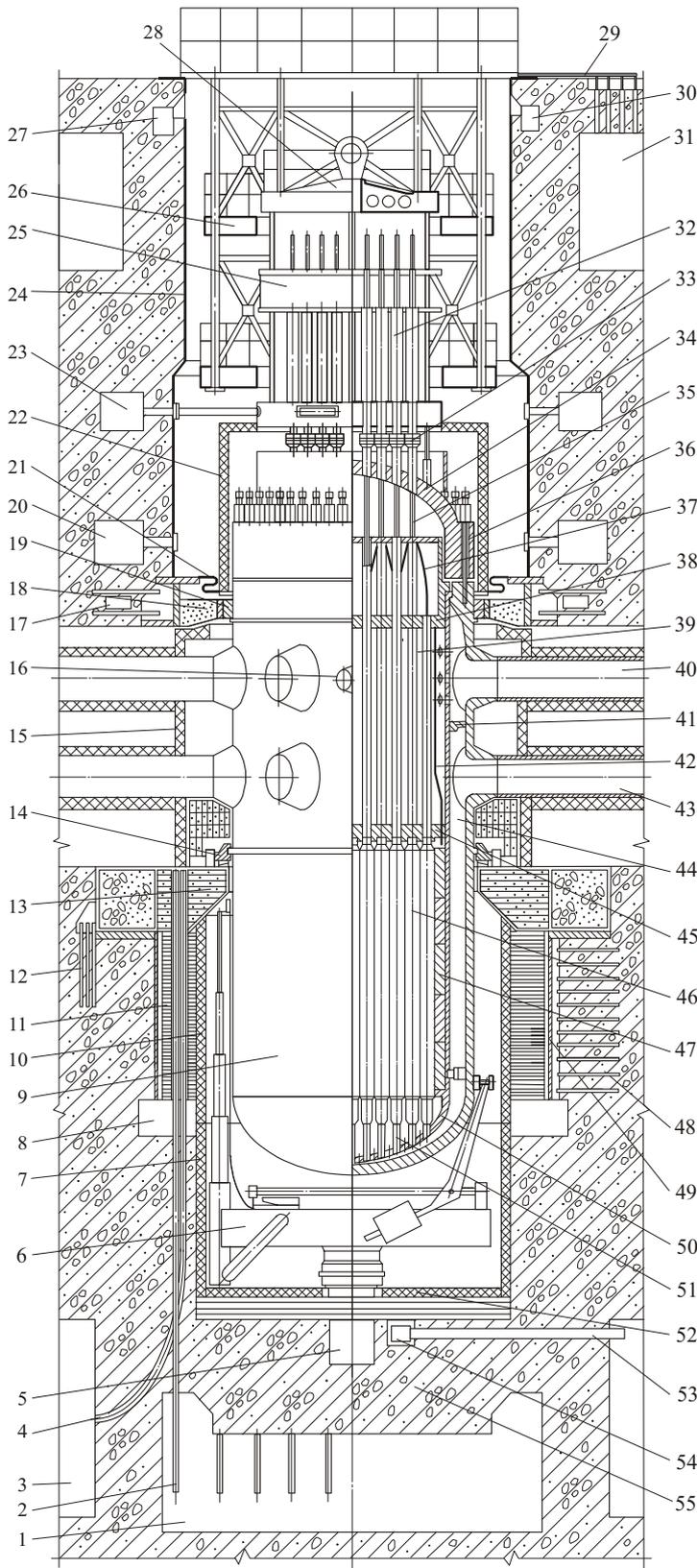


Рис. 9. Реактор ВВЭР-1000 в сборе и оборудование бетонной шахты реактора. Обозначения приведены в табл. 2

Таблица 2

1	помещение приводов ионизационных камер (А-201)
2	канал ионизационной камеры
3	помещение противовесов ионизационных камер (А-202)
4	канал противовесов ионизационной камеры
5	венткороб ТЛ14 (охлаждение днища бетонной шахты)
6	машина для осмотра и контроля корпуса реактора
7	нижняя секция теплоизоляции корпуса реактора
8	венткороб ТЛ14 (охлаждение серпентинитового бетона сухой защиты)
9	корпус реактора
10	верхняя секция теплоизоляции корпуса реактора
11	сухая защита (металлоконструкция радиационно-тепловой защиты)
12	анкерные связи опорной фермы
13	опорная ферма
14	опора корпуса реактора (кольцо опорное)
15	теплоизоляция зоны патрубков
16	патрубок системы аварийного охлаждения активной зоны
17	венткороб ТЛ14 (охлаждение бетонной консоли и зоны патрубков)
18	шпонка упорного кольца
19	кольцо упорное
20	венткороб ТЛ14 охлаждение верхней части бетонной шахты и разъемов термоконтроля верхнего блока
21	сильфон разделительный
22	теплоизоляция верхнего блока
23	венткороб ТЛ12 (охлаждение приводов СУЗ)
24	нержавеющая облицовка бетонной шахты
25	металлоконструкция верхнего блока
26	блок электроразводок
27	венткороб ТЛ70 (забор воздуха бассейна перегрузки)
28	траверса верхнего блока
29	кабельные шлейфы СВРК
30	венткороб ТЛ13 (подача воздуха на завесу бассейна перегрузки)
31	кабельное помещение (А-503)
32	привод органа регулирования СУЗ
33	патрубок крышки верхнего блока
34	крышка верхнего блока (крышка реактора)
35	орган регулирования СУЗ
36	детали уплотнения главного разъема реактора
37	канал нейтронного измерения
38	средняя плита блока защитных труб (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 системы АИРМ
54	датчик измерителя мощности системы АИРМ
55	шахта бетонная реактора

Активная зона

Назначение и проектные основы

Активная зона предназначена для генерации тепла и передачи его с поверхности тепловыделяющих элементов (ТВЭЛОВ) теплоносителю первого контура.

Таблица 3

Основные конструкционные характеристики активной зоны ВВЭР-1000

Эквивалентный диаметр, мм		3120
Высота, мм		3550
Объём, м ³		27
Отношение площади замедлителя к площади топлива в поперечном сечении активной зоны		2
Шаг между топливными сборками, мм		241
Рабочее давление, МПа		16
Температура теплоносителя, °С	на входе в реактор	289
	на выходе из реактора	320
Расход теплоносителя через реактор, кг/с		19000
Гидравлическое сопротивление активной зоны, МПа		0,18
Гидравлическое сопротивление реактора, МПа		0,4
Температура теплоносителя на выходе из максимально нагруженной сборки, °С		310
Загрузка реактора топливом, кг		75000
Обогащение топлива, %		4,4–3,3
Скорость теплоносителя, м/с	в патрубке реактора (вход/выход)	9,8/11
	в активной зоне (средняя)	5,5
Среднее время работы между перегрузками топлива, с		25,2×106
Средняя удельная энергонапряженность объема активной зоны, кВт/л		111
Число механизмов регулирования		109

Активная зона реактора относится к устройствам нормальной эксплуатации и к первой категории сейсмостойкости.

Активная зона реактора обеспечивает выполнение следующих требований, вытекающих из нормативно-технической документации в области безопасности АЭС:

- не превышение допустимых пределов повреждения оболочек ТВЭЛОВ в ТВС в пределах проектного срока службы;

- поддержание требуемой геометрии положения твэлов в ТВС и ТВС в реакторе;
- возможность осевого и радиального расширения твэлов и ТВС при температурных и радиационных воздействиях, разности давлений, взаимодействия топливных таблеток с оболочкой;
- прочность при воздействии механических нагрузок в проектных режимах;
- выбростойкость при воздействии потока теплоносителя, с учетом перепада и пульсации давления, нестабильности потока, вибрации;
- стойкость материалов против коррозионных, электрохимических, тепловых, механических и радиационных воздействий;
- непревышение проектных значений температуры топлива и оболочки;
- отсутствие кризиса теплообмена в постулированных проектом режимах;
- стойкость СУЗ в пределах проектного ресурса от воздействия нейтронного потока, температуры, перепада и изменения давления, износа и ударов, связанных с перемещениями;
- возможность размещения внутри ТВС контролирующих датчиков;
- взаимозаменяемость свежих, частично и выгоревших до необходимой глубины ТВС и ПС СУЗ благодаря унификации установочных размеров;
- выполнение критериев аварийного охлаждения активной зоны в соответствии с действующей нормативно – технической документацией в проектных режимах;
- предотвращение расплавления топлива;
- сведения к минимуму реакции между металлом и водой;
- перевод активной зоны в подкритическое состояние, его поддержание в пределах определенных проектом;
- возможность послеаварийного расхолаживания активной зоны.

Для режимов нормальных условий эксплуатации установлен эксплуатационный предел повреждения твэлов – за счет образования микротрещин с дефектами типа газовой неплотности оболочки не должен превышать 0,2 % твэлов и 0,02 % твэлов при прямом контакте ядерного топлива с теплоносителем.

Для режимов нарушения условий нормальной эксплуатации установлен предел безопасной эксплуатации твэл.

Предел безопасной эксплуатации по количеству и величине дефектов твэл составляет 1 % твэлов с дефектами типа газовой неплотно-

сти и 0,1 % твэлов, для которых имеет место прямой контакт теплоносителя ядерного топлива.

Критерием допустимости установленных пределов повреждаемости твэлов является величина активности воды первого контура.

В качестве эксплуатационного предела выбрано значение суммарной удельной активности радионуклидов йода 131-135 в теплоносителе I контура $3,7 \cdot 10^7$ Бк/кг ($1,0 \cdot 10^{-3}$ Ки/кг). Пределом безопасной эксплуатации является максимальная суммарная удельная активность радионуклидов йода 131-135 в теплоносителе I контура $1,85 \cdot 10^8$ Бк/кг ($5 \cdot 10^{-3}$ Ки/кг). Суммарная удельная активность радионуклидов йода 131-135 в теплоносителе I контура должна определяться в пересчёте к проектному расходу на очистку 30 т/ч и коэффициенте очистки фильтров по изотопам йода не менее 10.

Для аварийных ситуаций установлен максимальный проектный предел повреждения твэлов:

- температура оболочек твэлов не более 1200 °С;
- локальная глубина окисления оболочек твэлов не более 18 % от первоначальной глубины стенки;
- доля прореагировавшего циркония не более 1 % его массы в активной зоне.

Непревышение проектных пределов повреждения твэлов в режимах нормальной эксплуатации обосновываются путем проверки выполнения следующих критериев теплотехнической надежности охлаждения активной зоны:

- коэффициент запаса до кризиса теплоотдачи должен быть не менее 1,0 с доверительной вероятностью не менее 95 %;
- температура топлива должна быть ниже температуры плавления топлива (последняя принимается равной 2600 °С с учетом выгорания топлива);
- температура оболочки твэла должна быть не более длительно допустимой температуры 350 °С.

Состав и общее описание

Активная зона состоит из 61 регулируемых, 102 нерегулируемых кассет, из них при трехгодичной кампании не более 54 кассет содержат пучки СВП.

Регулируемая кассета содержит тепловыделяющую сборку и пучок ПЭЛ.

Кассета с пучком СВП содержит тепловыделяющую сборку и пучок, унифицированный по присоединительным и габаритным размерам с пучком ПЭЛ.

Нерегулируемая кассета содержит только тепловыделяющую сборку.

Активная зона собирается установкой кассет в соответствии с картограммой загрузки в опорные стаканы шахты реактора.

Предотвращение ТВС от всплытия и уменьшение вибрации обеспечено посредством поджатия подпружиненной головки ТВС крышкой реактора через БЗТ. Дистанционирование ТВС в плане обеспечено посадкой концевых деталей ТВС в плите БЗТ и в днище шахты ВКУ.

ТВС состоит из пучка твэлов, головки, хвостовика.

ТВС содержит твэлы, соединенные дистанционирующими решетками и закрепленные на нижней несущей решетке, направляющие каналы для ПС СУЗ и центральную трубку, на которой фиксируются дистанционирующие решетки и в которой может размещаться КНИ.

Твэлы расположены по треугольной разбивке. Твэлы — гладкостержневого типа, цилиндрической формы. Оболочка твэла имеет диаметр $9,1_{-0,05}^{+0,08}$ мм, внутренний диаметр $7,72 + 0,07$ мм. Длина твэла 3837 мм. Длина топливного столба в холодном состоянии 3530 мм. (рис. 10).

Оболочка и концевые детали выполнены из сплава циркония с 1 % ниобия так называемый сплав Э 110.

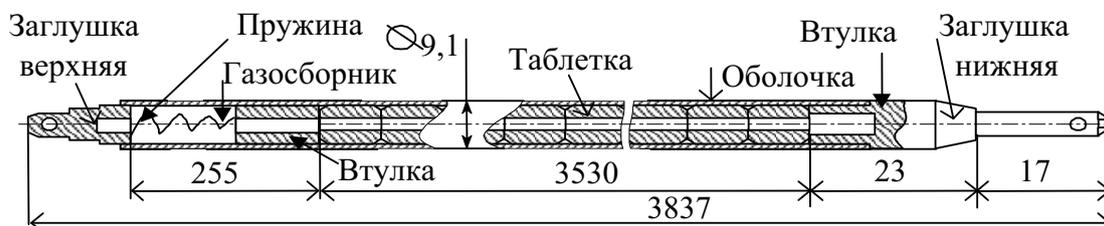


Рис. 10. Тепловыделяющий элемент (твэл)

Дистанционирование твэлов осуществляется решетками «сотового» (ячеистого) типа. Решетка представляет собой набор ячеек, приваренных друг к другу и заключенных в обод, имеющий скосы для исключения возможности зацепления соседней кассеты при загрузке-выгрузке.

На месте центральной ячейки установлена втулка для крепления дистанционирующих решеток к центральной трубке.

Нижняя решетка является упорной для твэлов. Крепление твэлов к нижней решетке осуществляется шплинтовкой.

Нижняя решетка крепится к хвостовику посредством приварки шести уголков и подкрепляется ребрами, приваренными к хвостовику ТВС.

Конструкцией, воспринимающей осевые усилия, действующие на ТВС, является каркас, состоящий из направляющих каналов, закрепленных на головке и нижней решетке ТВС посредством сварки.

В гнездо днища шахты ТВС устанавливается хвостовиком, опираясь шаровой поверхностью на конусную часть гнезда. Для ориентации в плане на хвостовике ТВС имеется фиксирующий штырь.

Головка ТВС содержит неподвижную часть, которая посредством сварки закреплена на направляющих каналах, и подвижную, которая соединяется с неподвижной тремя несущими винтами.

Между подвижной и неподвижной частями размещены 15 пружин для поджатия ТВС в реакторе. Кроме того, имеется подпружиненный шток для демпфирования падения ПС СУЗ.

Усилие поджимаемых пружин выбрано из условия удержания ТВС от всплытия при эксплуатации (с учетом технологических допусков на высоту канала, в который устанавливается ТВС, и на высоту ТВС). При этом запас на максимальное гидродинамическое усилие поджатия при максимальном расходе теплоносителя по ТВС составляет свыше 20 %. Равнодействующая всех сил, приложенных к ТВС, при работе четырёх ГЦН направлена вниз с усилием 850...950 кг.

Для обеспечения быстрого прекращения ядерной реакции, автоматического поддержания мощности на заданном уровне и перевода реактора с одного уровня мощности на другой, предупреждения и подавления ксеноновых колебаний реактивности поглощающие стержни системы управления и защиты – ПС СУЗ.

ПС СУЗ состоит из ПЭЛов, захватной головки (траверсы), пружин индивидуальной подвески ПЭЛов.

ПЭЛ представляет собой стержень, состоящий из оболочки, заполненной поглощающим материалом и заглушенной наконечниками.

Головка ПС СУЗ представляет собой втулку с ребрами, на которых выполнены отверстия для подвески ПЭЛ.

Стержни выгорающего поглотителя (СВП) служат для выравнивания поля энерговыделения по радиусу активной зоны и для компенсации запаса реактивности.

Пучок СВП состоит из стержней СВП и захватной головки (траверсы). В отличие от крепления ПЭЛов, в захватной головке СВП крепятся без пружин. Конструктивно СВП представляет собой, также как и ПЭЛ, стержень, состоящий из оболочки и поглощающего материала выгорающего поглотителя.

В качестве ядерного топлива используется двуокись урана UO_2 . Основные достоинства двуокиси урана – высокая температура плавления

ния (около 2800 °С); достаточная радиационная стойкость при больших выгораниях, совместимостью с материалом оболочек ТВЭЛ и химическая инертность по отношению к воде при рабочих температурах теплоносителя. Однако, с нейтронно-физической и теплофизической точек зрения двуокись урана имеет и некоторые недостатки, основные из них – низкие теплопроводность и плотность.

Двуокись урана применяют в виде топливных таблеток. Таблетки двуокиси урана изготавливают по методу порошковой металлургии (прессование мелкого порошка двуокиси урана с пластификатором, сушка, гранулирование, прессование, сушка, спекание, шлифование). Таблетки закладывают в трубку из циркониевого сплава. По концам ТВЭЛА в трубке помещаются разрезные втулки из сплава Э 110, которые удерживают столб таблеток в оболочке в определённом положении. Заполнение оболочки таблеток производится в атмосфере аргона и гелия, герметизация концов ТВЭЛА осуществляется электронно-лучевой сваркой, швы подвергаются отжигу, затем проводят контроль качества изготовления ТВЭЛА.

Загрузка ВВЭР-1000 по урану составляет приблизительно 70 тонн, среднее обогащение по активной зоне у установившемся режиме ~ 3,0...3,3 %, что приблизительно соответствует 2100 кг по изотопу U^{235} .

Для ВВЭР-1000 средняя температура топлива составляет 876 °С. При этом средние температуры таблетки: UO_2 таковы: наружная температура сердечника : min/max = 606/414 °С, внутренняя сердечника: min/max = 1407/620 °С. На внешней стороне оболочки ТВЭЛА максимальная температура, установленная ТРБЭ, составляет 350 °С, ей соответствует температура на внутренней поверхности оболочки ТВЭЛА 410 °С. При нормальных условиях эксплуатации 98 % газообразных продуктов деления (Xe, Kr, Ra, J, Cs) содержится в топливной матрице UO_2 . При температуре топлива свыше 1600 °С выход газообразных продуктов деления резко возрастает. Отсюда вытекает требование ТРБЭ по ограничению температуры 1690 °С в середине топливного сердечника.

В процессе работы топлива наблюдается объемное распухание топливных таблеток из-за накопления продуктов деления и увеличивается давление газообразных осколков деления под оболочкой. Распухание топлива компенсируется созданием радиального и высотного зазора между топливом и оболочкой. Кроме этого, зазоры компенсируют расширение топлива при переходе от холодного к рабочему состоянию.

Для компенсации колебаний объема двуокиси урана при изменениях уровня мощности реактора и ее перераспределения в центральной

части топливных таблеток выполнены осевые отверстия. Одновременно центральные отверстия служат приемником для газообразных продуктов деления, а также несколько снижают максимальную температуру топлива в твэлах.

Надежная герметичность оболочек тепловыделяющих элементов, предотвращающая выход радиоактивных осколков деления из топлива, гарантирует радиационную безопасность атомной электростанции и окружающей местности. Герметичность оболочек должна сохраняться в течение всего срока работы ТВС в реакторе и последующего хранения отработавшего топлива до отправки на переработку. В связи с этим свойства материала оболочек твэлов должны удовлетворять требованиям коррозионной стойкости, прочности и пластичности в условиях нормальной работы реактора и максимального разогрева в аварийных ситуациях. Одним из основных требований к материалу оболочек твэлов является малое сечение захвата нейтронов.

В качестве такого материала используется цирконий. Преимущество циркония заключается в удачном сочетании ядерных и физических характеристик с механическими и коррозионными свойствами.

Цирконий коррозионно стоек в большинстве сред, применяемых в качестве теплоносителей ядерных реакторов, и достаточно технологичен. Наибольшее распространение в реакторах типа ВВЭР получил сплав циркония с одним весовым процентом ниобия (сплав Э 110).

Описание конструкции

Активная зона реактора набирается из вертикально расположенных тепловыделяющих сборок (ТВС) шестигранной формы, устанавливаемых цилиндрическими хвостовиками в гнезда опорных труб днища внутрикорпусной шахты.

На рис. 11 представлена картограмма активной зоны с указанием расположения групп ОР СУЗ, термопар (ТП), КНИ, секторов симметрии, осей центрального зала, циркуляционных петель.

Ориентация ТВС в плане однозначная и определяется посадкой в паз опорной трубы пальца на хвостовике ТВС. Фиксация головок ТВС и удержание ТВС от всплытия и вибрации во всех случаях эксплуатации реактора, включая возможные аварийные ситуации, выполняется при помощи нижней плиты блока защитных труб.

В ТВС реакторов ВВЭР-1000 с РУ проекта В-320 в качестве регулирующего органа применен пучок (кластер) поглощающих стержней, который с помощью привода СУЗ может перемещаться по высоте ак-

ТИВНОЙ ЗОНЫ В СПЕЦИАЛЬНЫХ КАНАЛАХ, РАЗМЕЩЕННЫХ В ГОЛОВКАХ И ТОПЛИВНЫХ СБОРКАХ.

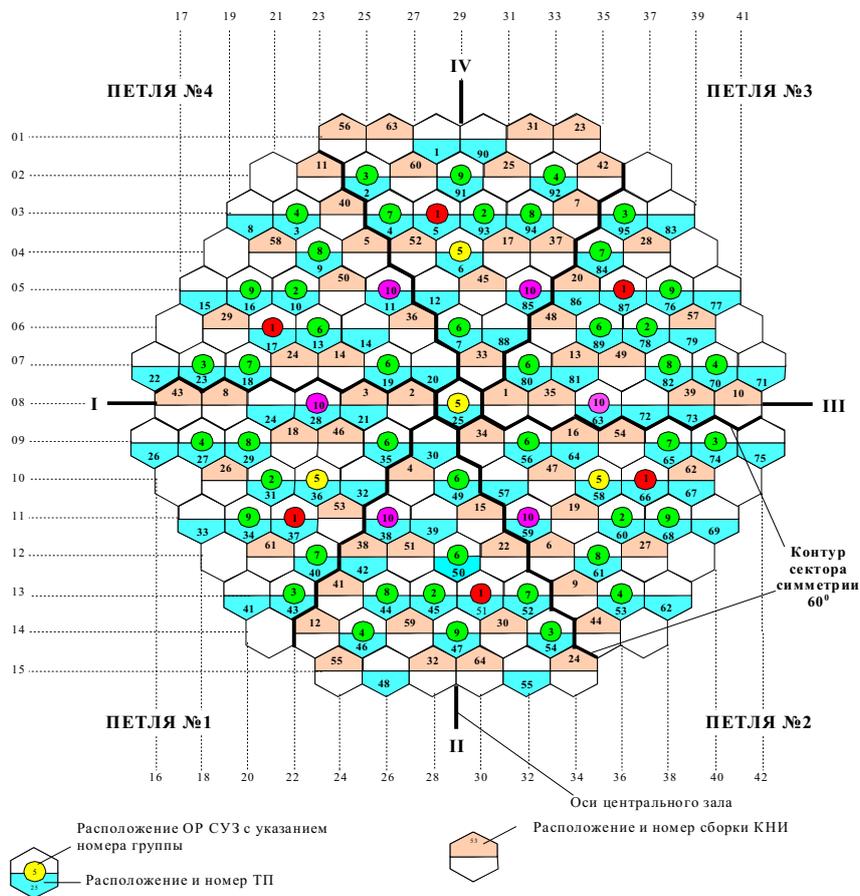


Рис. 11. Картограмма активной зоны реактора ВВЭР-1000

При работе реактора, извлеченные из ТВС пучки поглощающих стержней размещаются в защитных трубках БЗТ. На реакторах ВВЭР-1000 с РУ проекта В-320 применена бесчехловая ТВС. Тепловые сборки реактора ВВЭР-1000 с РУ проекта В-320 рассчитаны на работу при двухгодичной и трехгодичной компании топлива. Для варианта активной зоны с трехгодичной компанией топлива в свежих кассетах с обогащением 4,4 % (не более чем в 54 шт.) устанавливаются стержни с выгорающим поглотителем (СВП).

Все топливные сборки могут устанавливаться в реактор и извлекаться из него как вместе с регулирующими стержнями и пучками СВП, так и без них.

Головка ТВС (рис. 12) состоит из неподвижной части – хвостовика, который приваривается к каналам, и подвижной части обечайки, соединяющейся с неподвижной частью тремя несущими винтами. Между этими двумя частями установлены 15 пружин, служащие для

предотвращения всплытия, вибрации и компенсации технологических допусков ТВС и внутрикорпусных устройств при работе реактора.

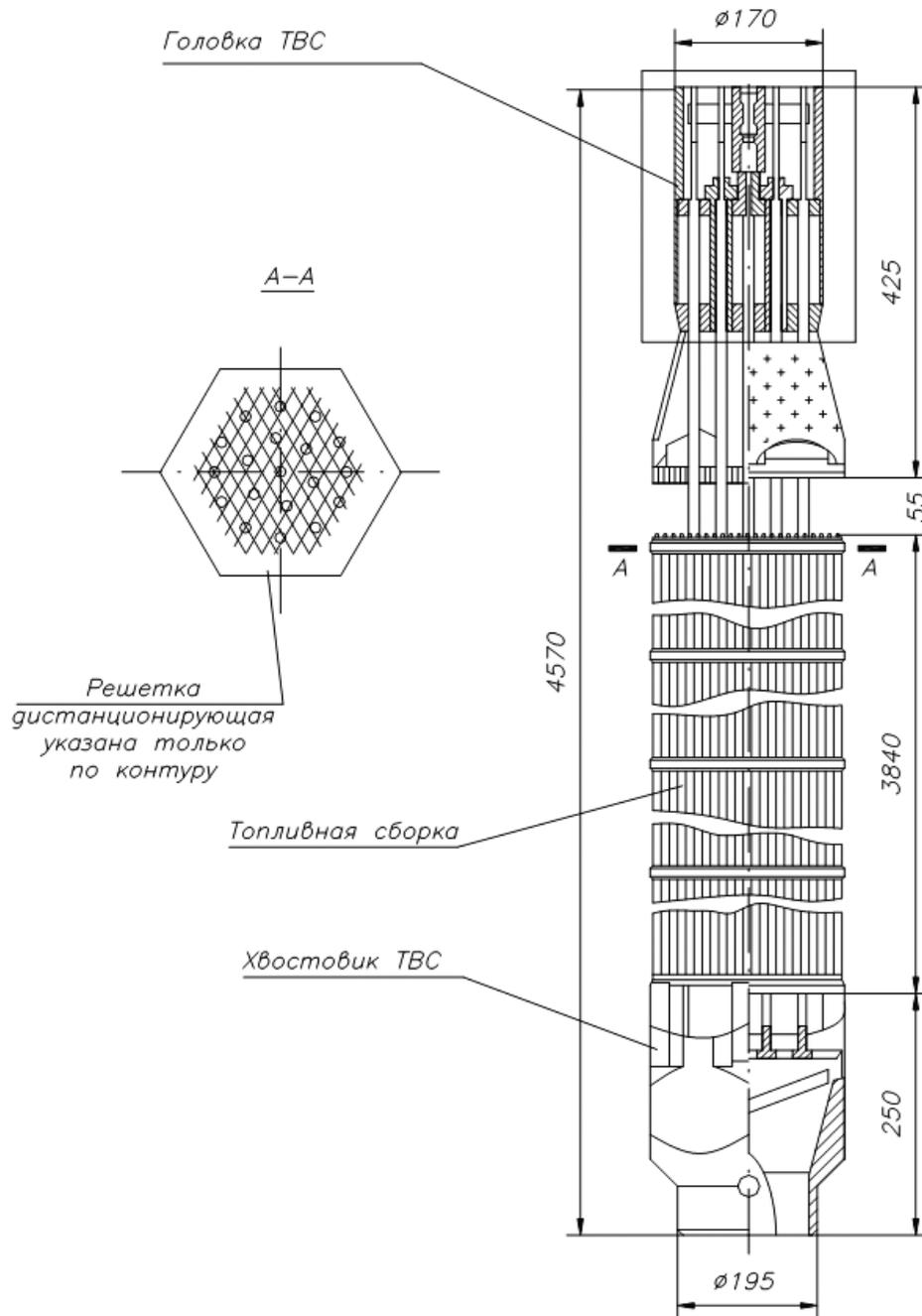


Рис. 12. Габаритные размеры ТВС

На наружной части обечайки имеются две шпонки (каждая шириной 22 мм, длиной 100 мм, высотой 16,2 мм), предназначенные для ориентации ТВС в реакторе, а также для захвата и транспортировки ТВС (с кластером или без него). Головка ТВС имеет центральный подпружиненный шток для уменьшения динамических нагрузок на траверсу и поглощающие стержни, возникающих при сбросе кластера.

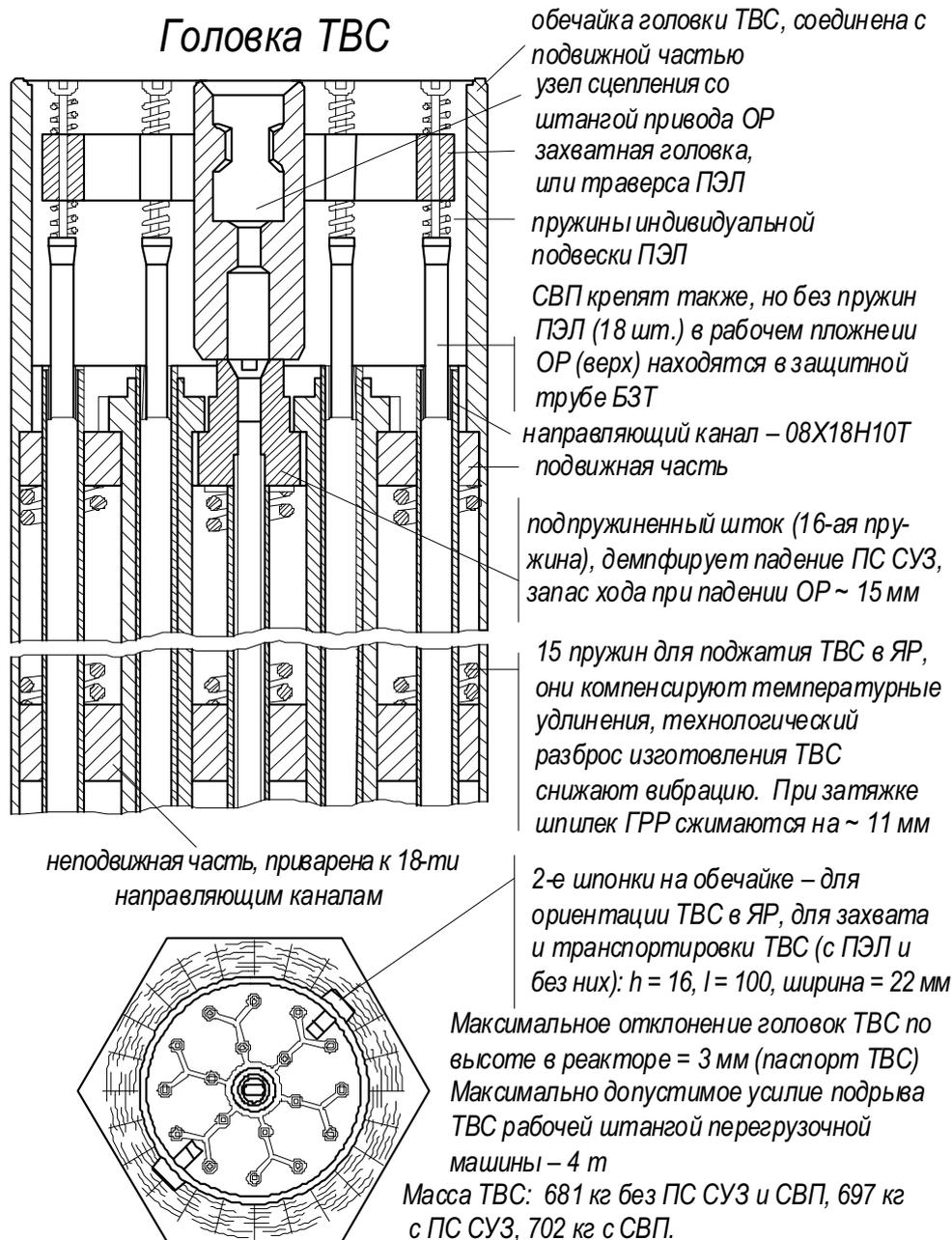


Рис. 13. Верхняя часть ТВС

Топливная часть ТВС реактора ВВЭР-1000 содержит 312 твэл, соединенных дистанционирующими решетками и закрепленных на нижней решетке, 18 направляющих каналов для поглощающих стержней (кластера) и центральную трубку. Дистанционирование твэл осуществляется решетками «сотового» (ячеистого) типа. Решетка представляет собой набор ячеек приваренных друг к другу и заключенных в обод, имеющий скосы для исключения возможности зацепления соседних ТВС при загрузке-выгрузке.

ТВЭЛы в дистанционирующей решетке расположены по треугольной разбивке. На месте центральной ячейки решетки установлена втулка для крепления дистанционирующих решеток в пучке ТВЭЛ, а также для установки в нее датчика замера энерговыделения. Крепления решеток к центральной трубе осуществляется обжатием центральных втулок в прорези на центральной трубе. Нижняя решетка в ТВС является опорной для ТВЭЛ.

ТВЭЛы в ТВС имеют возможность свободного радиационного (на 35 мм) и температурного роста до достижения значения температуры 1200 °С, выбранной в качестве максимального проектного предела повреждения ТВЭЛов, согласно ПБЯ РУ АС-89. Это обеспечивается существованием зазора между нижней решёткой головки и верхними торцами ТВЭЛов в исходном состоянии равного 55 мм.

Хвостовики ТВС имеет цилиндрическую направляющую часть, сферическую опорную часть и фиксатор (палец) для ориентации ТВС в плане.

Транспортно-технологические операции с ТВС, т. е. извлечение ТВС из реактора, транспортировка ТВС и установка их в бассейн выдержки и перегрузки, в пеналы КГО выполняются при помощи рабочей штанги перегрузочной машины. При этом, под слоем борного раствора, захват рабочей штанги перегрузочной машины сцепляется с головкой ТВС.

ТВС при помощи штанги поднимается на необходимую высоту, транспортируется в вертикальном положении и устанавливается в заданную ячейку. Указанные операции контролируются при помощи телевизионной штанги перегрузочной машины. Обязательный телеконтроль (визуальное наблюдение) производится с постоянного пульта перегрузочной машины.

Извлечение из ТВС, транспортировка и установка в ТВС кластеров выполняется при помощи чехла кластера, который в вертикальном положении предварительно сцепляется с рабочей штангой перегрузочной машины и устанавливается на головку ТВС.

Конструкция чехла кластера, кроме концевых деталей, аналогична конструкции защитной трубы блока защитных труб (БЗТ), то есть в нем, как и в защитных трубах БЗТ, размещены направляющие каркасы, обеспечивающие устойчивость ПЭЛ и исключают их застревание при вертикальном перемещении кластеров. Внутри рабочей штанги перегрузочной машины имеется захват кластера, концевая часть которого отвечает концевой части промштанги привода ШЭМ.

После сцепления чехла кластера с головкой ТВС, при помощи захвата кластера, кластер стягивается в чехол. Поворотом штанги чехол расцепляется с головкой ТВС, перемещается рабочей штангой на заданную ТВС и кластер в обратной последовательности устанавливается в заданную ТВС и расцепляется с захватом кластера.

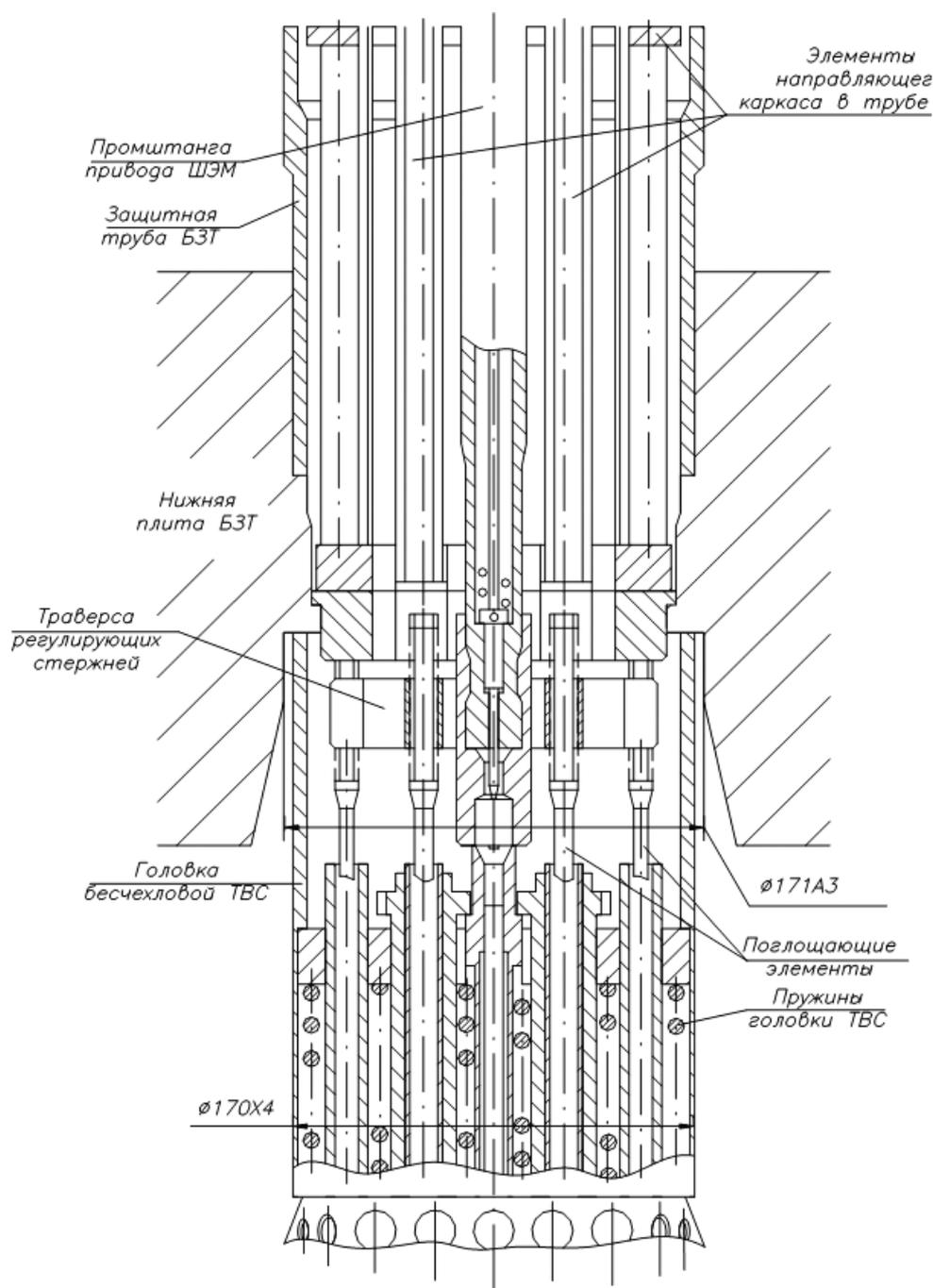


Рис. 14. Соединение БЗТ, привода СУЗ и ТВС

При установке блока защитных труб цилиндрические части головок и шпонки ТВС входят в ячейки нижней плиты БЗТ. При этом про-

исходит «разбор» ТВС с шагом 236 мм. Подпружиненные траверсы регулирующих стержней входят в пазы направляющих каркасов труб БЗТ на 10 мм. В случае несовпадения траверс регулирующих стержней с пазами в направляющих каркасах труб БЗТ ориентация до совпадения их осуществляется при сцеплении и фиксации промштанги привода ШЭМ с траверсой регулирующих стержней.

При установке верхнего блока на корпус реактора происходит дополнительное утопание траверс регулирующих стержней в пазы направляющих каркасов труб БЗТ на величину $11,5 \pm 3,5$ мм. Таким образом, минимальное утопание траверсы регулирующих стержней составляет 18 мм. Так как максимально возможный ход центральной пружины головки ТВС при падении кластера составляет 15 мм, выход траверсы регулирующих стержней из пазов направляющих каркасов при аварийном сбросе невозможен.

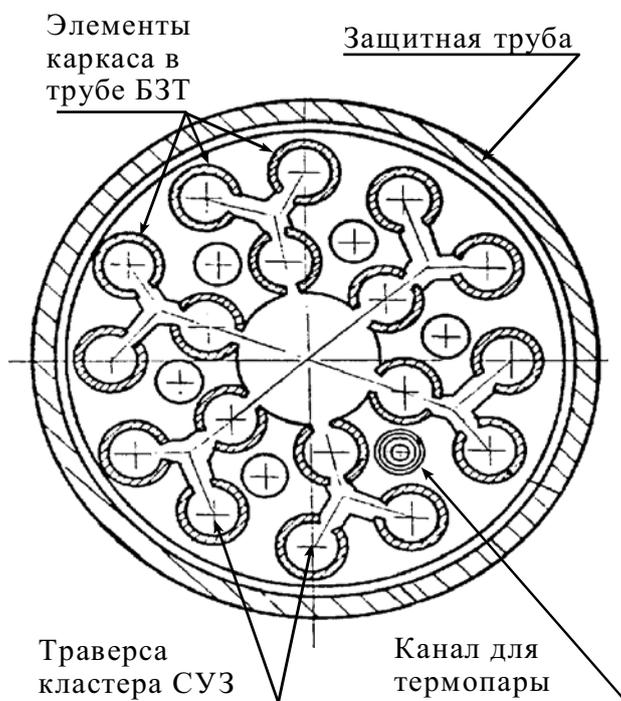


Рис. 15. Разрез защитной трубы БЗТ А-А

В нижней части направляющих каналов для поглощающих стержней имеются отверстия для прохода теплоносителя диаметром 4 мм (рис. 16). Раньше этих отверстий было 4 шт., они располагались под углом 90 друг относительно друга. Сейчас применяются ТВС с направляющими каналами, где имеется только два отверстия, расположенных на одной оси. Это объясняется тем, что при наличии четырёх отверстий после падения органов регулирования СУЗ на нижние кон-

цевые выключатели под действием защиты реактора при распитанных электромагнитах ШЭМ может произойти всплытие ПС СУЗ под действием восходящего потока теплоносителя (что и имело место в практике эксплуатации, в частности, на ЗАЭС). С целью предотвращения всплытия ОР СУЗ, инструкцией по ликвидации аварий предписывается подать питание на привода СУЗ после срабатывания аварийной защиты реактора. Существует так называемое условие невсплытия ТВС: $F_{\text{прох}}^{\text{вход}} < F_{\text{кольц.зазор}}^{\text{выход}}$, то есть расход через проходное сечение центрального отверстия в нижней части направляющего канала должно быть меньше площади проходного сечения кольцевого зазора между стержнем ПС СУЗ и стенками направляющего канала. В настоящее время при наличии двух отверстий это условие соблюдается и угрозы всплытия ОР СУЗ нет, даже при отсутствии электропитания на приводах.

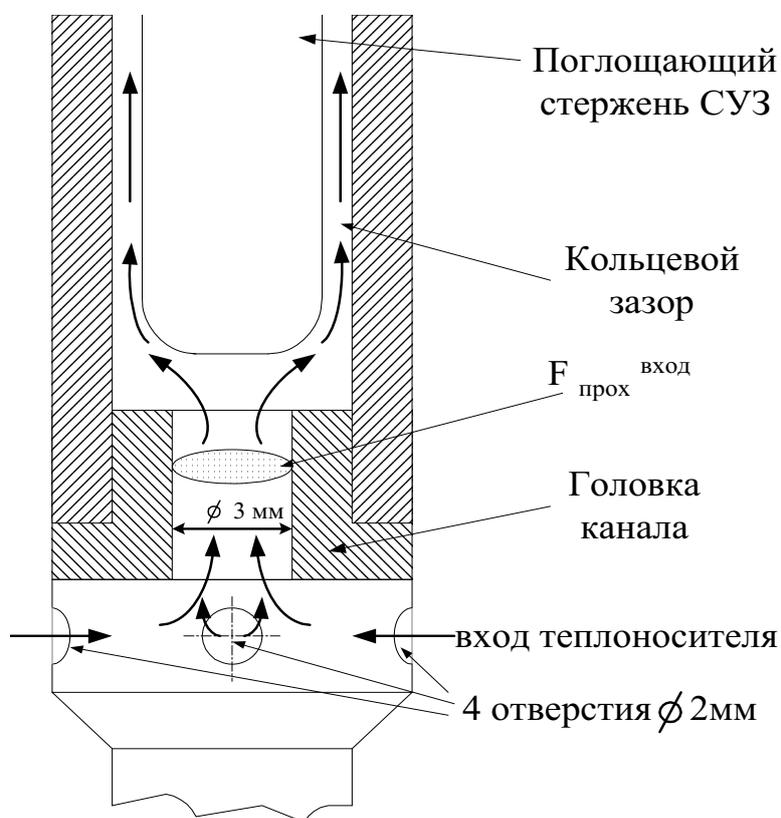


Рис. 16. Нижняя часть направляющего канала ТВС

До недавнего времени для реакторов ВВЭР-1000 проекта В-320 применялись ТВС с урановым топливом, в качестве поглощающего материала в ПС СУЗ использовался карбид бора B_4C (тип ПС СУЗ 0401.01.04.000), в качестве выгорающего поглотителя применялись стержни СВП, содержащие $CrB_2 + Al$ – диборид бора в алюминиевой ма-

трице. В настоящее время появились новые виды топливных кассет (типы кассет 0401.12.00.000 и 496.00.000 с уран – гадолиниевым топливом) и ПС СУЗ (типы ПС СУЗ 0401.12.04.000 и 496.00.070). Характеристики типов кассет, типов ПС СУЗ, пучков СВП указаны в таблицах № 8–14.

Кассеты с уран – гадолиниевым топливом, в отличие от кассет с урановым топливом, которые содержат 312 ТВЭлов, содержат 306 ТВЭлов и 6 так называемых ТВЭгов, расположенных по краям ТВС. ТВЭги – это топливные элементы, где в качестве топлива используется смесь диоксида урана (UO_2) и оксида гадолиния (Gd_2O_3). Содержание оксида гадолиния в смеси составляет $5 \pm 2 \%$. При использовании в активной зоне реактора кассет с уран – гадолиниевым топливом не применяются пучки СВП – в качестве выгорающего поглотителя служит гадолиний, который находится прямо в топливе. Это снижает стоимость и время проведения ТТО по перегрузке топлива. Кроме того, стержни СВП (CrB_2+Al – диборид бора в алюминиевой матрице) искажают поле энерговыделения по радиусу ТВС. Использование в активной зоне реактора кассет с уран – гадолиниевым топливом позволяет существенно выровнять поле энерговыделения по радиусу ТВС.

Новые ПС СУЗ типа 0401.12.04.000 и 496.00.070 имеют ту же поглощающую способность, что и применяемые ранее, но утяжелены (300 мм в нижней части занимает титанат диспрозия $Dy_2O_3 \cdot TiO_2$). При этом вес кластера увеличился на 2,5 кг – с 16 до 18,5 кг. Применение утяжелённых кластеров позволит сократить время падения ОР СУЗ на нижние выключатели при срабатывании аварийной защиты (согласно требованиям ТРБЭ, это время не должно превышать 4 секунды). Предполагается также использовать в нижней части ПС СУЗ в качестве утяжелителя гафний (Hf). Вес такого кластера будет составлять 21,2 кг.

Изначально топливные таблетки не имели отверстий внутри, их диаметр составлял 7,53 мм, а высота – 10 мм (рис. 17, а). Затем увеличилась высота топливных таблеток до 18 мм (рис. 17, б), внутри появилось отверстие для снижения температуры диаметром 1,4 мм (рис. 17, б). Дальнейшая эволюция топлива привела к следующим изменениям:

- снижена высота топливной таблетки (до 12 мм) (рис. 17, в);
- увеличен диаметр внутреннего отверстия таблетки (с 1,4 до 2,2 мм) (рис. 17, в);
- выполнена внутренняя фаска в таблетках (рис. 17, в);
- увеличена плотность топлива;
- выполнено напыление на внутреннюю поверхность ТВЭл;
- увеличен начальный газовый объём под ТВЭл с 18 до 30,5 см³;
- увеличено давление гелия внутри ТВЭла с $2 \cdot 10^5$ до $22 \cdot 10^5$ Па.

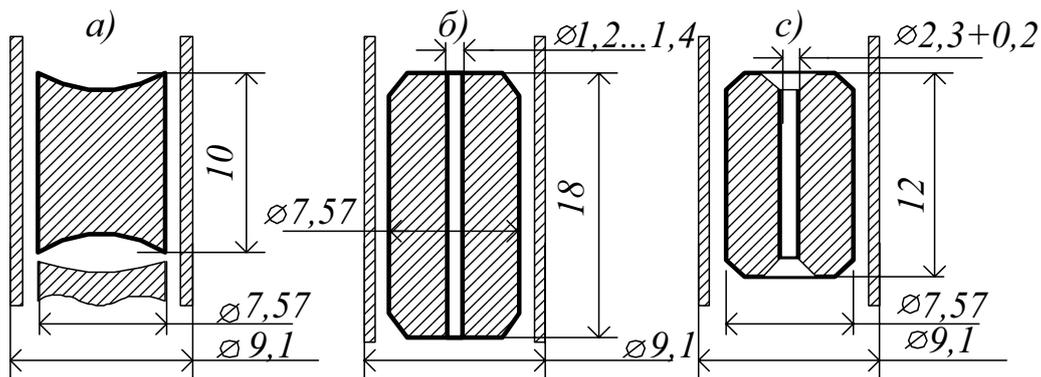


Рис. 17. Топливная таблетка

Рассмотрим влияние данных изменений на прочностные и механические характеристики топлива и оболочки ТВЭЛ.

Увеличение высоты таблетки: значительно снижает при нормальных условиях эксплуатации долю выхода под оболочку ТВЭЛ газообразных и летучих продуктов деления топлива. Так, при $T \text{UO}_2 < 1690 \text{ } ^\circ\text{C}$, за счет снижения суммарной площади поверхности таблеток, эта доля уменьшается с 5 до 2 %. Однако это предъявляет более жесткие требования к скорости изменения нагрузки РУ из-за возможности растрескивания топливных таблеток по высоте.

Использование увеличенного диаметра внутреннего отверстия:

- снижает аккумулированную теплоёмкость топлива;
- снижает внутренние температурные напряжения и деформации в топливе;
- увеличивает допустимые глубины выгорания.

Использование в таблетках внутренней фаски: снижает вероятность возникновения точечных контактных напряжений между оболочкой и топливом вследствие растрескивания таблеток.

Снижение плотности топлива: облегчает накопление газообразных продуктов деления в керамической матрице без выхода их под оболочку ТВЭЛ при практически неизменном коэффициенте теплопроводности топлива.

Напыление чистого циркония на внутреннюю поверхность ТВЭЛ: снижает опасность химической коррозии под напряжением на границе цирконий – ниобиевых зерен со стороны агрессивных продуктов деления топлива в (J, Cd, Cs и др.), за счет постепенного образования пленки диоксида циркония ZrO_2 . Пленка диоксида циркония создается при взаимодействии чистого циркония с высвобождающимся из топлива кислородом и является абсолютно устойчивой к агрессивным летучим

продуктам деления до температур 800 °С. В этом случае необходимо некоторое время, для постепенного окисления чистого циркония, при этом, соответственно не происходит разрушения основной оболочки. Наличие защитной пленки ZrO_2 также позволяет более эффективно длительно удерживать нарабатываемые анионы йода до образования ими с катионами цезия соединения CsJ – уже не опасного для оболочки (цезий является еще одним продуктом деления, выход которого в 10 раз превышает выход йода).

Такие оболочки ТВЭЛ (созданные методом совместного прессования) появившиеся в 1987 г., предъявляют дополнительные требования к K_v – коэффициентам неравномерности энерговыделения по объему активной зоны, так как, в отличие от сплава циркония с ниобием, чистый цирконий имеет на 6...8 % больший коэффициент теплового расширения и имеется вероятность его отслоения, особенно в быстрых переходных процессах.

Увеличение начального свободного газового объема под твэл с 18,0 до 30,5 см³: значительно облегчает накопление летучих продуктов деления (при 100 % мощности РУ свободный объем составляет 21,8 см³), особенно при условии увеличенного начального давления гелия, что снижает максимально достигаемое давление под твэл в конце кампании топлива.

Увеличение давление гелия внутри твэла:

- улучшает теплопроводность газового слоя;
- уменьшает возможность резких контактов оболочка/топливо;
- уменьшает локальные сгибы оболочки при распухании топлива;
- уменьшает точечные напряжения от растрескавшихся таблеток, за счет общего растягивающего давления;
- убирает эффект «наползания» оболочки при гидроиспытаниях I контура (когда под действием давления происходит деформация оболочки твэла по форме топливных таблеток).

При этом более высокие уровни давления под твэл в конце их кампании компенсируются увеличением свободного газового объема.

Технические характеристики

Таблица 4

Характеристики кассет с урановым топливом

Характеристика	Значение		
	Тип кассет	0401.03.00.000 с урановым топливом	0401.12.00.000 с урановым топливом
Количество твэлов, шт.	312	312	312
Топливо используемое в твэлах	Спечёная двуокись урана (UO ₂)	Спечёная двуокись урана (UO ₂)	Спечёная двуокись урана (UO ₂)
Материал оболочки твэлов	Сплав циркония Э 110	Сплав циркония Э 110	Сплав циркония Э 110
Материал дистанционирующих решеток	Сталь 06X18H10T	Сплав Э 110	Сплав Э 110
Материал направляющих каналов	Сталь 06X18H10T	Сплав Э 110	Сплав Э 110

Таблица 5

Характеристики кассет с уран-гадолиниевым топливом

Характеристика	Значение	
	Тип кассет	0401.12.00.000 с уран-гадолиниевым топливом
Количество твэлов, шт.	306	2. Количество твэлов, шт.
Количество твэгов, шт.	6	3. Количество твэгов, шт.
Топливо, используемое в твэлах	Спечёная двуокись урана (UO ₂)	4. Топливо, используемое в твэлах
Топливо, используемое в твэгах	Спечёная двуокись урана (UO ₂) с добавлением оксида гадолиния (Gd ₂ O ₃)	5. Топливо, используемое в твэгах
Материал оболочек твэлов и твэгов	Сплав циркония Э 110	6. Материал оболочек твэлов и твэгов
Материал дистанционирующих решёток	Сплав циркония Э 110	7. Материал дистанционирующих решёток
Материал направляющих каналов	Сплав циркония Э 110	8. Материал направляющих каналов

Таблица 6

Характеристики ПС СУЗ

Характеристика	Значение		
Тип ПС СУЗ	0401.01.04.000	1. Тип ПС СУЗ	0401.01.04.000
Количество ПЭЛ, шт.	18	2. Количество ПЭЛ, шт.	18
Поглощающий материал	B_4C – карбид бора	3. Поглощающий материал	B_4C – карбид бора
Плотность поглощающего материала, г/см ³ , не менее	B_4C – 1,7	B_4C – 1,7 $Dy_2O_3 \cdot TiO_2$ – 4,9	
Высота столба поглощающего материала, мм, номинальная	3710	3500 (из них 300 мм – $Dy_2O_3 \cdot TiO_2$, остальные 3200 мм – B_4C)	
Масса номинальная, кг	16	18,5	
Обозначение кассет, в состав которых входит данный тип ПС СУЗ	0401.03.00.000-01, -04	04.01.12.00.000	

Таблица 7

Характеристики пучков СВП

Характеристика	Значение
1. Количество СВП, шт.	18
2. Поглощающий материал	$CrB_2 + Al$ (диборид бора в алюминиевой матрице)
3. Плотность поглощающего материала по бору, г/см ³ , номинальная	0,064; 0,050; 0,041; 0,036; 0,020, в зависимости от типа СВП
4. Высота столба поглощающего материала, мм, номинальная	3550
5. Материал оболочек СВП	Сплав циркония Э110
6. Масса номинальная, кг	21

Таблица 8

*Общие характеристики ТВС, используемых для загрузки
в активную зону реакторов типа ВВЭР-1000*

Наименование параметра, размерность	Значение
Размер ТВС «под ключ», см	23,4
Длина всей ТВС, мм	4665 ± 2,5
Количество твэл в тепловой сборке, шт.	312
Количество нетопливных трубок в топливной сборке (шт.), в том числе	
а) количество трубок размером 12,6×0,8 мм для размещения поглотителей;	18
б) трубка 10,3 0,65 мм в центре топливной сборки	1
Количество дистанционирующих решеток в топливной сборке в пределах активной части, шт.	15
Масса дистанционирующей решетки, кг	0,653
Количество стержней с для ПЭЛ, шт.	18
Высота столба свежего топлива в холодном состоянии, мм, номинальная	3530

Таблица 9

*Общие характеристики твэл, используемых для загрузки
в активную зону реакторов типа ВВЭР-1000*

Наименование параметра, размерность	Значение
Наружный диаметр твэл, мм	9,1
Шаг между твэл, мм	12,75
Толщина оболочки твэл, мм	0,7
Внешний диаметр топливной таблетки, мм	7,57
Материал топливной таблетки	двуокись урана UO ₂

Таблица 10

*Общие характеристики рабочих органов СУЗ,
используемых в реакторах типа ВВЭР-1000*

Наименование параметра, размерность	Значение
Число органов СУЗ, шт.	61
Тип привода СУЗ	ШЭМ
Наружный диаметр поглощающего стержня, без оболочки, мм	7,0
Наружный диаметр и толщина оболочки поглощающего стержня, мм	8,2×0,6
Материал оболочки поглощающего стержня	нержавеющая сталь
Номинальная скорость перемещения органов СУЗ, см/с	2 ± 0,15

Основные характеристики корпуса ВВЭР

Параметр	ВВЭР-210	ВВЭР-365	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Рабочее давление, МПа	10	10,5	12,5	16
Внутренний диаметр, мм	3600	3560	3560	4155
Высота, мм	11100	12000	11800	10880
Максимальный диаметр, мм	4400 по бандажу	4400 по бандажу	4270 по бандажу	4535 по бандажу
Толщина, мм	цилиндрической части	100	120	140
	зоны патрубков	180	200	200
Количество отверстий под входные и выходные патрубки	2/6	2/8	2/6	2/4
Масса корпуса, кг	$185,4 \cdot 10^3$	$209,2 \cdot 10^3$	$200,8 \cdot 10^3$	$304,3 \cdot 10^3$
Количество шпилек	60	60	60	54
Диаметр резьбы шпилек, мм	M130×6	M130×6	M130×6	M170×6

Реактор с кипящей водой

Примером реактора с кипящей водой может служить реактор типа BWR/6, спроектированный фирмой General Electric для АЭС в Grand Gulf, штат Миссисипи. Электрическая мощность нетто каждого реактора 1250 МВт.

Конструкция активной зоны и корпуса реактора схематически изображена на рис. 18. Активная зона, парогенераторы и осушители пара размещены в корпусе, изготовленном из низколегированной стали. Корпус имеет съемную крышку. Его диаметр 6,4 м, а высота 22 м при номинальной толщине стенок 152 мм. Активная зона собрана из отдельных узлов, которые установлены на опорной перфорированной плите.

Верхняя плита, установленная над активной зоной, удерживает верхние концы ТВЭЛОВ. Активная зона окружена кожухом из нержавеющей стали, который вместе со стенкой корпуса реактора формирует кольцевой зазор. По этому зазору сверху вниз течет поток теплоносителя, поступающий затем в нагнетательную камеру под опорной плитой активной зоны. Из этой камеры теплоноситель поступает снизу вверх в

активную зону. Принудительная циркуляция теплоносителя обеспечивается 24 водоструйными насосами, установленными в зазорах между кожухом и стенками корпуса реактора. Нагнетание воды в водоструйные насосы осуществляется двумя центробежными насосами, установленными во внешних петлях контура циркуляции теплоносителя. Расход воды через эти центробежные насосы составляет примерно третью часть полного расхода теплоносителя в контуре. Такая система обеспечивает циркуляцию теплоносителя с минимальным числом внешних петель и исключает использование движущихся частей конструкции внутри корпуса реактора.

После прохода через активную зону пароводяная смесь поступает в центробежные сепараторы, установленные над активной зоной. Здесь вода под действием центробежных сил отделяется от пара и через кольцевой зазор возвращается в циркулирующий поток теплоносителя. Пар проходит вверх в пароосушители, где содержание влаги в нем еще более снижается, а затем поступает в турбину. На выходе из активной зоны температура пара составляет 286 °С, давление 7,3 МПа. Полная тепловая мощность, генерируемая в активной зоне реактора, равна 3833 МВт.

Рециркуляция потока теплоносителя обеспечивает саморегулирование реактора в области изменения мощности до 25 % номинального значения.

Стержни регулирования имеют крестообразную форму и управляются гидроприводом, расположенным под активной зоной. Сами стержни расположены в вертикальных зазорах между топливными кассетами (рис. 19). Частично введенные в активную зону стержни поглощают нейтроны, подавляя более высокую плотность энерговыделения в нижней части активной зоны. Неравномерность энерговыделения связана с сильным изменением вдоль оси реактора BWR плотности теплоносителя. Расположение механизмов привода стержней регулирования ниже активной зоны обладает определенными преимуществами, сохраняя работоспособность механизма регулирования реактора при снятой верхней крышке во время перегрузки топлива. Гидравлический механизм привода позволяет очень быстро ввести поглощающие стержни в активную зону при аварийной остановке реактора. Чтобы уменьшить скорость увеличения реактивности в случае маловероятного выпадания стержней регулирования из активной зоны, установлены ограничители скорости падения стержней. Поглощающие элементы в стержне регулирования находятся в виде порошка карбида бора, засыпанного в трубы из нержавеющей стали. В каждой лопасти креста установлено 18 таких труб.

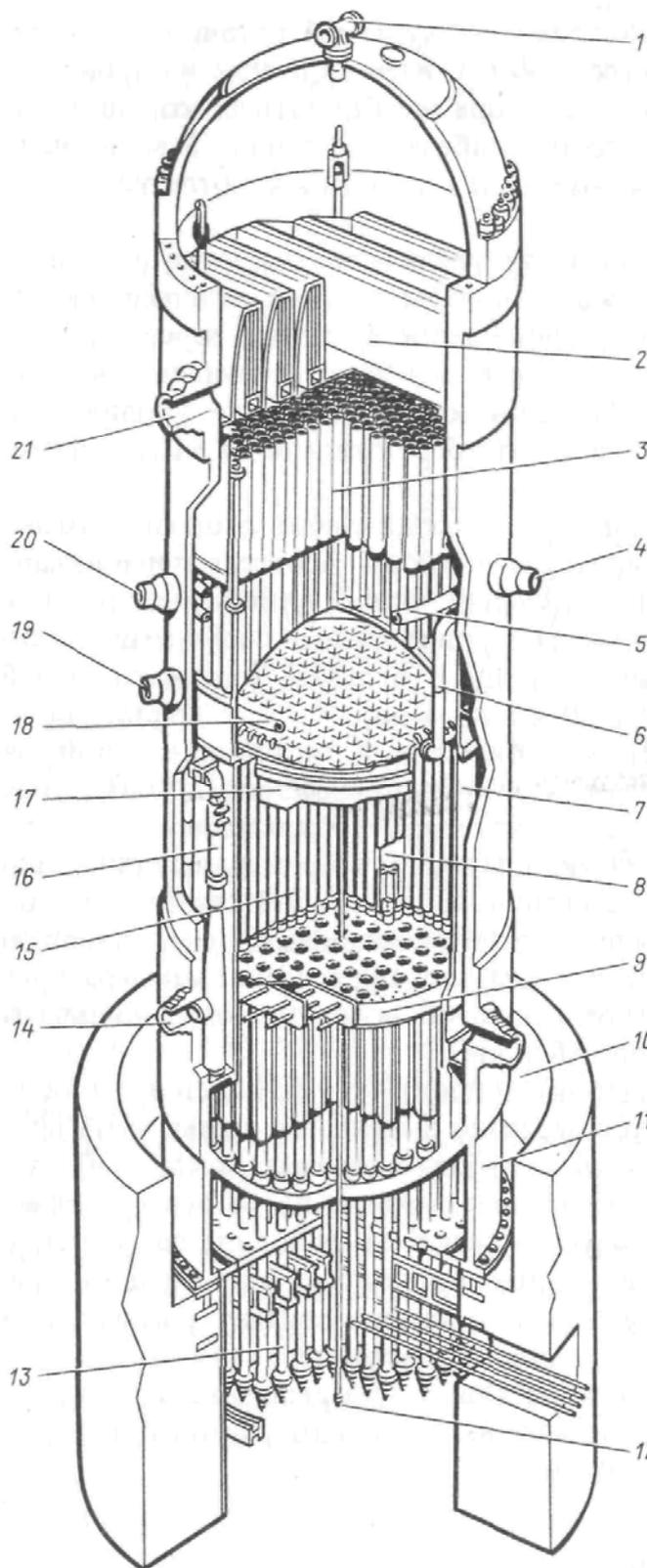


Рис. 18. Конструкция реактора с кипящей водой Grand Gulf: 1 – сопло системы разбрызгивания воды; 2 – пароосушитель; 3 – парогенераторы; 4 – вход питательной воды; 5 – разбрызгиватель питательной воды; 6 – трубопровод системы разбрызгивания воды в активной зоне; 7 – кожух активной зоны; 8 – направляющая лопатка; 9 – плита активной зоны; 10 – выход циркулирующей воды; 11 – опорная юбка корпуса реактора; 12 – внутрореакторные датчики; 13 – приводы стержней регулирования; 14 – вход воды в водоструйный насос; 15 – топливные кассеты; 16 – водоструйный насос; 17 – верхняя направляющая конструкция; 18 – разбрызгиватель воды в активной зоне; 19 – вход воды системы впрыска низкого давления; 20 – выход воды системы впрыска; 21 – выход пара

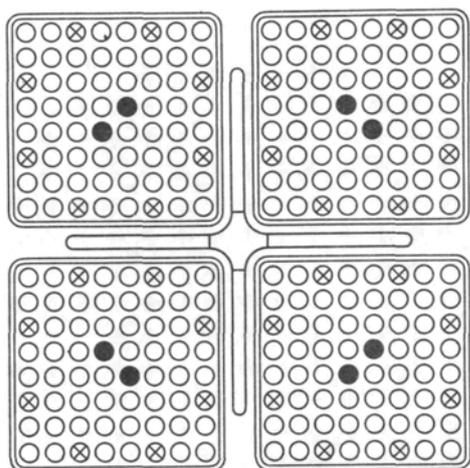


Рис. 19. BWR Grand Gulf: поперечное сечение по топливным кассетам и стержням регулирования:

- — твэлы;
- — водяной стержень;
- ⊗ — стягивающие стержни

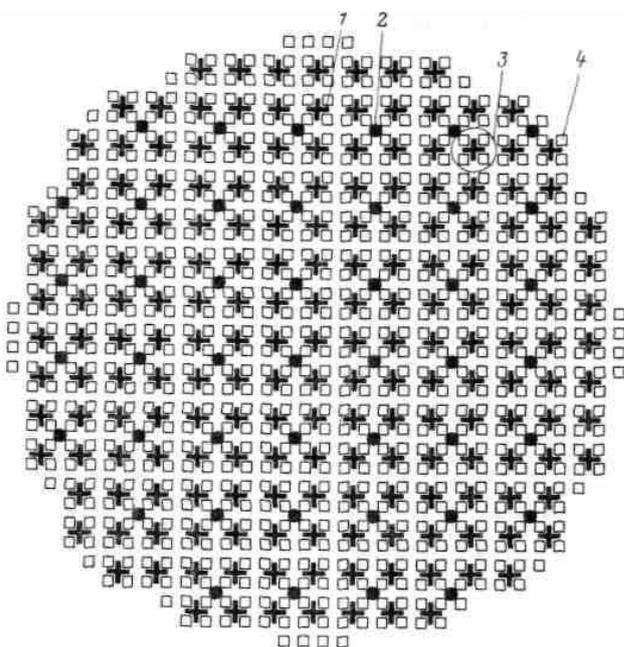


Рис. 20. Поперечное сечение активной зоны BWR Grand Gulf: 1 — стержень регулирования; 2 — внутрореакторные датчики; 3 — сечение, изображенное на рис. 1.19; 4 — топливная кассета

Цилиндрическая активная зона собрана из 800 топливных сборок, установленных рядами в квадратной решетке, как показано на рис. 20. Каждая сборка состоит из набора цилиндрических твэлов, установленных в квадратной решетке 8×8 . Оболочки твэлов изготовлены из циркалия-2, а сборка заключена в кожух квадратного сечения из циркалия-4. С обоих торцов кассеты установлены опорные пластины, нижняя из которых имеет входной патрубок, который вставляется в гнездо опорной конструкции и направляет поток теплоносителя к твэлам. Использование изолированных каналов для охлаждения твэлов позволяет индивидуально калибровать поток теплоносителя в каждом пучке твэлов в соответствии с плотностью энерговыделения в топливе. Топливо находится в твэлах в виде таблеток диаметром 10,6 мм. В каждой кассете установлены твэлы с различным обогащением топлива. Это позволяет уменьшить

неравномерность тепловыделения внутри кассеты. Два стержня в центре кассеты не содержат топлива и заполнены водой («водяные стержни»). Они обеспечивают дополнительное замедление нейтронов и тем самым уменьшают «выедание» потока нейтронов в центре кассеты. Компенсация уменьшения реактивности при выгорании топлива обеспечивается выгорающими поглотителями нейтронов (гадолинием), добавленными в топливные таблетки. Среднее обогащение топлива в кассете при равновесном топливном цикле составляет 2,2...2,8 %.

Перегрузка топлива включает транспортировку отработанного топлива из заполненного водой реакторного колодца, расположенного над активной зоной, в бассейн хранения отработанного топлива, расположенный в соседнем здании хранения топлива. Реакторное здание соединено со зданием хранения топлива горизонтальным каналом диаметром 0,91 м и длиной 9 м. По этому каналу топливо перевозится специальным транспортером. Бассейн хранения топлива и транспортный канал отделены от реакторного колодца водяным затвором, так что колодец можно осушить для снятия крышки реактора. После того, как крышка снята, водяной затвор открывается, связывая реакторный колодец с транспортным каналом, и транспортировка топлива осуществляется под водой. Время между перегрузками топлива может варьироваться от 1 до 2 лет. При одногодичном цикле, когда перегружается четверть полной загрузки, длительность остановки реактора составляет около 30 сут.

Если это необходимо, длительность кампании можно увеличить, постепенно снижая температуру питательной воды в конце кампании. В результате этого уменьшается паросодержание в активной зоне, а реактивность увеличивается. Это позволяет продлить время кампании ценой уменьшения мощности реактора.

В целях безопасности в реакторе предусмотрена система снижения давления. Эта система обеспечивает вспрыск большого количества воды, приводящий к быстрой конденсации пара, возникающего при аварии реактора с потерей теплоносителя. Кроме того, для предотвращения утечки радиоактивности предусмотрены три локализирующие системы безопасности: бетонная шахта вокруг корпуса реактора (сухой бокс), бассейн снижения давления и защитное здание реактора из напряженного бетона с внутренней стальной оболочкой. Шахта реактора связана горизонтальными каналами с кольцевым бассейном снижения давления, расположенным между стенкой шахты и стенкой стальной оболочки (рис. 21). Гидрозатвор, установленный внутри шахты около

горизонтальных каналов, создает переемычку для воды, находящейся в бассейне снижения давления. При аварии с разрывом первого контура давление в шахте реактора начнет увеличиваться. Это приведет к понижению уровня воды в кольцевом зазоре между стенкой гидрозатвора и стенкой шахты. Вход в горизонтальные каналы откроется, и паровоздушная смесь начнет поступать через них в бассейн снижения давления. В результате весь пар сконденсируется, а вытесненный из шахты воздух соберется внутри стальной оболочки защитного здания, которая формирует основной барьер, предотвращающий утечку продуктов деления в окружающую атмосферу.

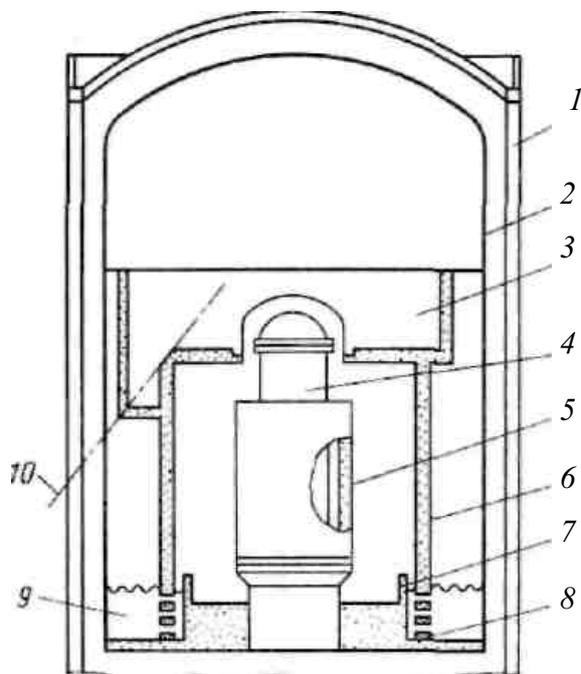


Рис. 21. Защитная оболочка для ВВР Grand Gulf: 1 – защитное здание; 2 – оболочка; 3 – реакторный колодец; 4 – реактор; 5 – защитная стенка реактора; 6 – шахта реактора; 7 – гидрозатвор; 8 – горизонтальные каналы; 9 – бассейн снижения давления; 10 – направление транспортировки топлива

Реактор оборудован несколькими системами аварийного охлаждения активной зоны. Одна из систем охлаждения срабатывает при понижении уровня воды в корпусе реактора. Вода в корпус закачивается из бака хранения конденсата, бассейна снижения давления или из емкости, содержащей сконденсированный пар в теплообменниках, отводящих теплоту, выделяющуюся при остаточном тепловыделении. Кроме того, предусмотрена система впрыска воды высокого давления, питающаяся водой из бака хранения конденсата или бассейна снижения давления и разбрызгивающая воду над активной зоной. Эта система срабатывает при номинальном давлении в контуре, а при низких давлениях срабатывает система впрыска воды низкого давления. Благодаря интенсивной естественной конвекции теплоносителя в ВВР необходимое охлаждение активной зоны поддерживается до тех пор, пока актив-

ная зона полностью не заполнится водой. Теплоемкость бассейна снижения давления столь велика, что обеспечивает отвод остаточного тепловыделения в течение 4...5 ч. Одновременно отвод остаточного тепловыделения дублируется несколькими системами, обеспечивающими длительный отвод теплоты.

Реактор РБМК

Реактор РБМК-1000 является реактором с неперегружаемыми каналами, в отличие от реакторов с перегружаемыми каналами, ТВС и технологический канал являются отдельными узлами. К установленным в реактор каналам с помощью неразъемных соединений подсоединены трубопроводы – индивидуальные тракты подвода и отвода теплоносителя. Загружаемые в каналы ТВС крепятся и уплотняются в верхней части стояка канала. Таким образом, при перегрузке топлива не требуется размыкания тракта теплоносителя, что позволяет осуществлять ее с помощью соответствующих перегрузочных устройств без остановок реактора.

При создании таких реакторов решалась задача экономичного использования нейтронов в активной зоне реактора. С этой целью оболочки ТВЭЛов и трубы канала изготовлены из слабо поглощающих нейтроны циркониевых сплавов. В период разработки РБМК температурный предел работы сплавов циркония был недостаточно высок. Это определило относительно невысокие параметры теплоносителя в РБМК. Давление в сепараторах равно 7,0 МПа, чему соответствует температура насыщенного пара 284 °С. Схема установок РБМК одноконтурная. Пароводяная смесь после активной зоны попадает по индивидуальным трубам в барабаны-сепараторы, после которых насыщенный пар направляется в турбины, а отсепарированная циркуляционная вода после ее смешения с питательной водой, поступающей в барабаны-сепараторы от турбоустановок, с помощью циркуляционных насосов подается к каналам реактора.

Разработка РБМК явилась значительным шагом в развитии атомной энергетики СССР, поскольку такие реакторы позволяют создать крупные АЭС большой мощности.

Из двух типов реакторов на тепловых нейтронах – корпусных водо-водяных и канальных водографитовых, использовавшихся в атомной энергетике Советского Союза, последние оказалось проще освоить и внедрить в жизнь. Это объясняется тем, что для изготовления канальных реакторов могут быть использованы общемашиностроительные заводы и не требуется такого уникального оборудования, которое необходимо для изготовления корпусов водо-водяных реакторов.

Эффективность канальных реакторов типа РБМК в значительной степени зависит от мощности, снимаемой с каждого канала. Распределение мощности между каналами зависит от плотности потока нейтронов в активной зоне и выгорания топлива в каналах. При этом существует предельная мощность, которую нельзя превышать ни в одном канале. Это значение мощности определяется условиями теплосъема.

Первоначально проект РБМК был разработан на электрическую мощность 1000 МВт, чему при выбранных параметрах соответствовала тепловая мощность реактора 3200 МВт. При имеющемся в реакторе количестве рабочих каналов (1693) и полученном коэффициенте неравномерности тепловыделения в активной зоне реактора максимальная мощность канала составляла около 3000 кВт. В результате экспериментальных и расчетных исследований было установлено, что при максимальном массовом паросодержании на выходе из каналов около 20 % и указанной мощности обеспечивается необходимый запас до кризиса теплосъема. Среднее паросодержание по реактору составляло 14,5 %.

Энергоблоки с реакторами РБМК электрической мощностью 1000 МВт (РБМК-1000) находятся в эксплуатации на Ленинградской, Курской, Смоленской АЭС. Они зарекомендовали себя как надежные и безопасные установки с высокими технико-экономическими показателями. Если их специально не взрывать.

Для повышения эффективности реакторов РБМК были изучены возможности увеличения предельной мощности каналов. В результате конструкторских разработок и экспериментальных исследований оказалось возможным путем интенсификации теплообмена увеличить предельно допустимую мощность канала в 1,5 раза до 4500 кВт при одновременном повышении допустимого паросодержания до нескольких десятков процентов. Необходимая интенсификация теплообмена достигнута благодаря разработке ТВС, в конструкции которой предусмотрены интенсификаторы теплообмена.

При увеличении допустимой мощности канала до 4500 кВт тепловая мощность реактора РБМК повышена до 4800 МВт, чему соответствует

электрическая мощность 1500 МВт. Такие реакторы РБМК-1500 работают на Игналинской АЭС. Увеличение мощности в 1,5 раза при относительно небольших изменениях конструкции с сохранением размеров реактора является примером технического решения, дающего большой эффект.

Внутриреакторные конструкции

ТВС в РБМК состоят из двух частей – нижней и верхней, каждая из которых содержит 18 твэлов стержневого типа из таблеток спеченной двуокиси урана, заключенных в оболочку из циркониевого сплава. Высота активной части топлива в твэле 3,5 м, общая высота активной зоны в РБМК 7,0 м. Диаметр твэла 13,5 мм. Расположение твэлов в ТВС с требуемым шагом (минимальный зазор между твэлами 1,7 мм) обеспечивается с помощью дистанционирующих решеток, состоящих из 19 ячеек, из которых 18 служат для дистанционирования твэлов, а центральная ячейка – для крепления решетки к каркасной трубке ТВС. Ячейки сварены между собой точечной сваркой в единую конструкцию. В ТВС с интенсификацией теплообмена в решетках верхней части имеются устройства для турбулизации потока теплоносителя, что и обеспечивает интенсификацию теплообмена. ТВС крепятся к подвеске, в верхней части которой находится запорное устройство-пробка, предназначенная для закрепления подвески с ТВС в канале и одновременно герметизации канала. Крепление подвески осуществляется с помощью шариков, которые фиксируются в кольцевой канавке, выполненной на внутренней поверхности верха стояка канала, распорной втулкой при ее перемещении за счет вращения винта. При фиксированных шариках и дальнейшем вращении винта производится уплотнение подвески в канале путем обжатия герметизирующей прокладки. Все указанные операции производятся разгрузочно-загрузочной машиной.

Помимо топливных каналов в активной зоне РБМК имеется 179 каналов СУЗ. Стержни СУЗ предназначены для регулирования радиального поля энерговыделения (РС), автоматического регулирования мощности (АР), быстрой остановки реактора (АЗ) и регулирования высотного поля энерговыделения (УСП), причем стержни УСП длиной 3050 мм выводятся из активной зоны вниз, а все остальные длиной 5120 мм, вверх.

Для контроля за энергораспределением по высоте активной зоны предусмотрено 12 каналов с семисекционными детекторами, которые установлены равномерно в центральной части реактора вне сетки топливных каналов и каналов СУЗ. Контроль за энергораспределением по радиусу активной зоны производится с помощью детекторов, уста-

навливаемых в центральные трубки ТВС в 117 топливных каналах. На стыках графитовых колонн кладки реактора предусмотрено 20 вертикальных отверстий диаметром 45 мм, в которых устанавливаются трехзонные термометры для контроля за температурой графита.

Реактор размещен в бетонной шахте размером 21,6×21,6×25,5 м. Нижняя плита толщиной 2 м и диаметром 14,5 м состоит из цилиндрической обечайки и двух листов, в которые герметично вварены трубные проходки для топливных каналов и каналов управления.

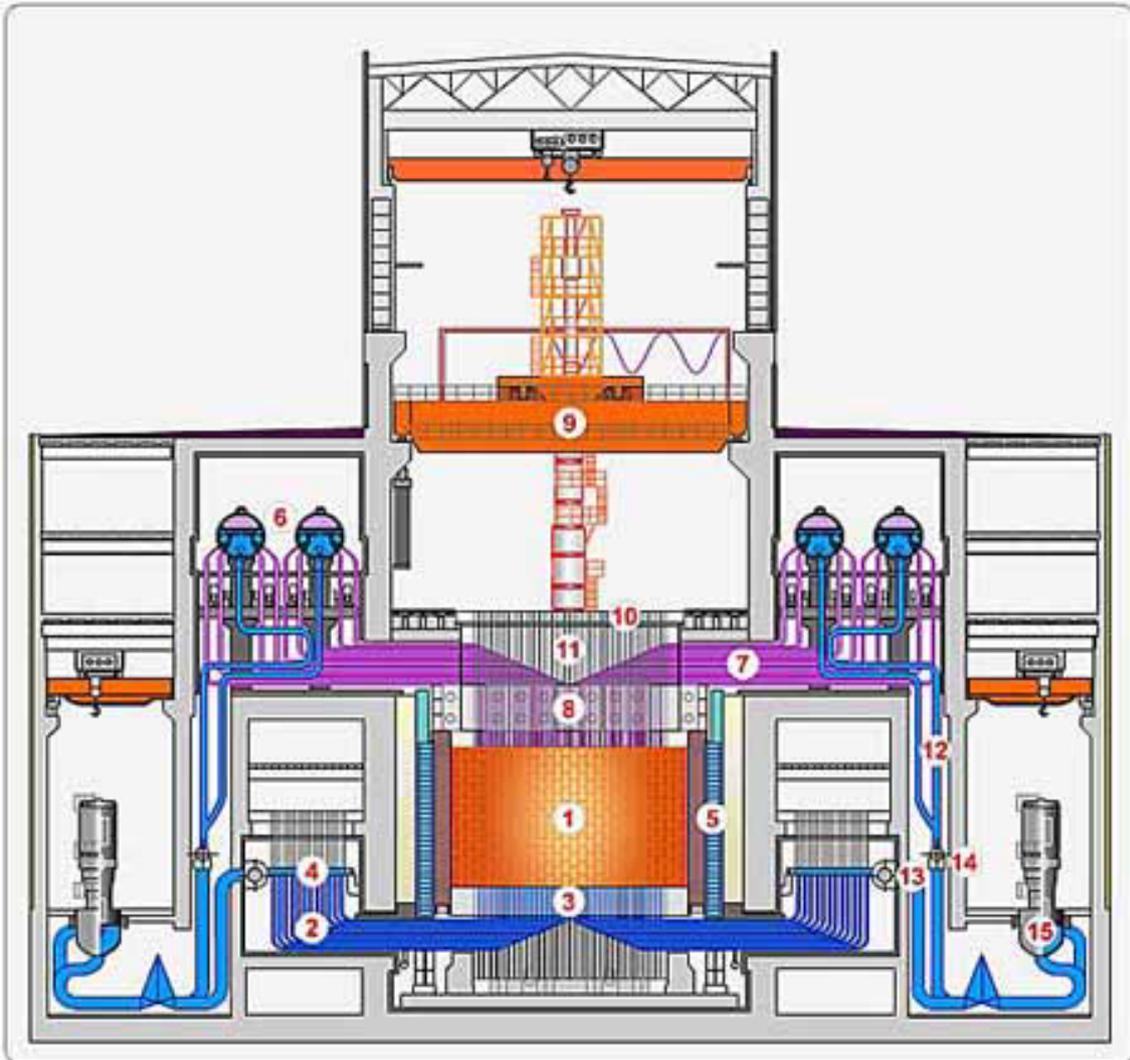


Рис. 22. Поперечный разрез реакторной установки РБМК: 1 – активная зона; 2 – трубопроводы водяных коммуникаций; 3 – нижняя биологическая защита; 4 – раздаточный коллектор; 5 – боковая биологическая защита; 6 – барабан-сепаратор; 7 – трубы пароводяных коммуникаций; 8 – верхняя биологическая защита; 9 – разгрузочно-загрузочная машина; 10 – съёмный плитный настил; 11 – тракты топливных каналов; 12 – опускные каналы; 13 – напорный коллектор; 14 – всасывающий коллектор; 15 – ГЦН

Весь объем внутри плиты между проходками заполнен серпентинитом, благодаря чему она, являясь биологической защитой, обеспечивает возможность проведения работ в под реакторном пространстве во время остановки реактора.

Нижняя плита через сварную металлоконструкцию в виде креста опирается на бетонное основание шахты реактора. Реактор окружен боковой защитой в виде кольцевого бака с водой, который установлен на опорных конструкциях, крепящихся к бетонному основанию шахты реактора. Наружный диаметр бака равен 19 м, внутренний на высоте 11 м – 16,6 м. На верхнем торце бака на 16 катковых опорах установлена верхняя плита, аналогичная по конструкции нижней. Толщина верхней плиты 3 м, диаметр – 17,5 м. Вокруг верхней плиты имеется дополнительная боковая защита в виде кольцевого бака с водой высотой 3,2 м, наружным диаметром 19 м, а внутренним 17,8 м.

Нижняя и верхняя плиты соединены между собой герметичным кожухом из листового проката толщиной 16 мм. В нижней части кожуха имеются компенсаторы линейного удлинения с толщиной стенки 8 мм. Вверху и внизу кожух и бак боковой защиты соединены диафрагмами с компенсаторами, линейных удлинений. Таким образом, между кожухом и боковой защитой образуется кольцевая, также герметичная, полость.

Внутри герметичного кожуха реактора на нижней плите установлена графитовая кладка реактора, состоящая из 2488 вертикальных графитовых колонн, собранных из прямоугольных блоков высотой 200, 300, 500 и 600 мм, с основанием 250×250 мм и внутренним отверстием диаметром 114 мм. 1693 колонны предназначены для установки в них топливных каналов, 179 – для каналов СУЗ реактора, а остальные являются боковым отражателем. В отверстиях периферийных колонн установлены металлические охлаждаемые водой штанги, фиксирующие графитовую кладку при перемещениях в радиальном направлении. Каждая графитовая колонна установлена на опорный стакан, прикрепленный к нижней плите. На опорные же стаканы крепится стальная диафрагма толщиной 5 мм, предназначенная для уменьшения теплопередачи излучением от кладки к нижней плите и для организации распределения потока газа внутри реактора. Для кладки реактора используется графит плотностью 1,65 г/см³. Общий эквивалентный диаметр кладки 13,8 м (диаметр активной зоны 11,8 м, толщина бокового отражателя 1 м). Высота кладки 8 м (высота активной зоны 7 м, толщины торцевых отражателей по 0,5 м).

Внутренняя полость реактора заполнена прокачиваемой через кладку азотно-гелиевой смесью с небольшим избыточным давлением, благодаря чему обеспечивается нейтральная атмосфера для находящегося при высокой температуре графита, что предотвращает его выгорание. В результате добавки гелия увеличивается теплопроводность газовой смеси и улучшаются условия теплоотвода от графитовой кладки к теплоносителю внутри каналов. Газовая среда реактора служит также для вентиляции внутрореакторного пространства и для контроля целостности каналов. Откачка газа из реактора осуществляется из вваренных в верхнюю плиту проходок-стояков по индивидуальным импульсным трубкам, проложенным над верхней плитой. Газ в эти трубки поступает снизу кладки, проходя вдоль канала. В случае нарушения целостности канала газ увлажняется, что и определяется проводимым анализом влажности газа. Полость вокруг кожуха реактора заполнена азотом, давление которого несколько больше давления газа внутри кожуха. Благодаря этому исключаются утечки газа из внутрореакторного пространства через кожух.

В вертикальные сквозные отверстия, образованные стояками нижней и верхней плит и отверстиями в графитовых колоннах, вставляются 1693 топливных канала и 179 каналов для стержней СУЗ реактора. Каналы представляют собой трубчатую конструкцию, состоящую из центральной, выполненной из циркониевого сплава части на высоте активной зоны и нижней и верхней концевых частей, выполненных из нержавеющей стали. Концевые части присоединяются к центральной циркониевой трубе через заранее изготовленные переходники сталь-цирконий. Циркониевая часть топливного канала изготовлена из трубы $\varnothing 88 \times 4$, а канала СУЗ из трубы $\varnothing 88 \times 3$. Длина топливного канала 18,2 м, диаметр в нижней части 60 мм, а в верхней 121 мм, длина канала СУЗ 21,3 м. Каналы привариваются к внутренней поверхности стояков верхней плиты, а со стояками нижней плиты соединяются через сильфонные узлы, обеспечивающие компенсацию линейных удлинений канала при разогреве и в результате осевой ползучести циркониевого сплава. Тем самым в пределах реактора формируется тракт для теплоносителя, образуемый собственно технологическим каналом и частью стояков верхней плиты выше шва приварки каналов к этим стоякам. На циркониевую часть канала надеты разрезные графитовые кольца. Эти кольца через одно плотно облегают трубу канала или прижаты к поверхности отверстия графитовой кладки. По торцам кольца имеют плотный контакт. Разрезные кольца обеспечивают теплопередачу от

графитовой кладки к теплоносителю, протекающему в канале, и дают возможность изменяться размерам каналов за счет ползучести, и отверстиям в графите за счет усадки.

К нижним частям каналов приварены трубопроводы для подхода в топливных каналах и для отвода в каналах СУЗ теплоносителя. К стоякам выше мест сварки в них каналов также приварены трубопроводы для отвода теплоносителя в топливных и для подвода — в каналах СУЗ. Трубопроводы подвода воды к топливным каналам — нижние водяные коммуникации имеют диаметр 57 мм, а толщину стенки 3,5 м. Вода в них поступает из 44 групповых коллекторов (по 22 коллектора на каждую сторону реактора). К групповым коллекторам вода подается от напорных коллекторов главных циркуляционных насосов. Вся разводка как подводящих, так и отводящих трубопроводов выполнена симметрично относительно осевой плоскости. Также симметрично расположено и основное оборудование реакторной установки.

Индивидуальные трубопроводы для отвода пароводяной смеси от каналов к сепараторам — пароводяные коммуникации диаметром 76 мм и толщиной стенки 4 мм образуют два ряда перед входом в каждый сепаратор. Между этими рядами установлены специальные короба с биологической защитой, внутри которых перемещаются детекторы контроля герметичности оболочек твэлов (КГО). С определенным интервалом времени детекторы проходят мимо каждого трубопровода с теплоносителем, фиксируя при этом активность теплоносителя в нем. В случае разгерметизации оболочек твэлов в каком-либо канале активность в трубопроводе возрастет, что и зафиксируется системой КГО, которая вырабатывает сигнал, по которому ТВС с дефектными твэлами должна быть извлечена из канала.

Тепловыделяющие сборки

К твэлам и ТВС предъявляются высокие требования по надежности в течение всего срока службы. Сложность реализации их усугубляется тем, что длина канала составляет 7000 мм при относительно небольшом его диаметре, при этом должна быть обеспечена машинная перегрузка кассет как на остановленном, так и на работающем реакторе. Напряженные условия работы ТВС в реакторах РБМК предопределили необходимость проведения большого комплекса предреакторных и реакторных испытаний. Основные параметры, характеризующие условия работы ТВС, приведены в табл. 12.

Таблица 12

Условия работы ТВС

Параметр	Размерность	Величина
Мощность максимально напряженного канала	кВт (тепловых)	3000...3200
Расход теплоносителя через канал при максимальной мощности	т/ч	29,5...30,5
Максимальное массовое паросодержание на выходе из кассет	%	19,6
Параметры теплоносителя на входе в кассету:		
давление	кгс/см ²	79,6
температура	°С	265
Параметры теплоносителя на выходе из кассеты:		
давление	кгс/см ²	75,3
температура	°С	289,3
максимальная скорость	м/с	18,5
Максимальная температура:		
наружной поверхности оболочки	°С	295
внутренней поверхности оболочки	°С	323
Коэффициенты неравномерности энерговыделения:		
по высоте кассеты	—	1,4
по радиусу кассеты	—	1,06
начальное обогащение урана	%	1,8...2,4
среднее по каналам плато выгорания урана	ГВт ·сут/т UO ₂	19,5...24,4
максимальное выгорание топлива	ГВт ·сут/т UO ₂	24...28
кампания кассеты с выгоранием 24 ГВт·сут/т UO ₂	эффективные сутки	1250...1700
срок службы кассеты при коэффициенте использования 0,85	сут.	1470
максимальная линейная мощность твэла	Вт/см	360...385
максимальная температура в центре топливной таблетки	°С	2100

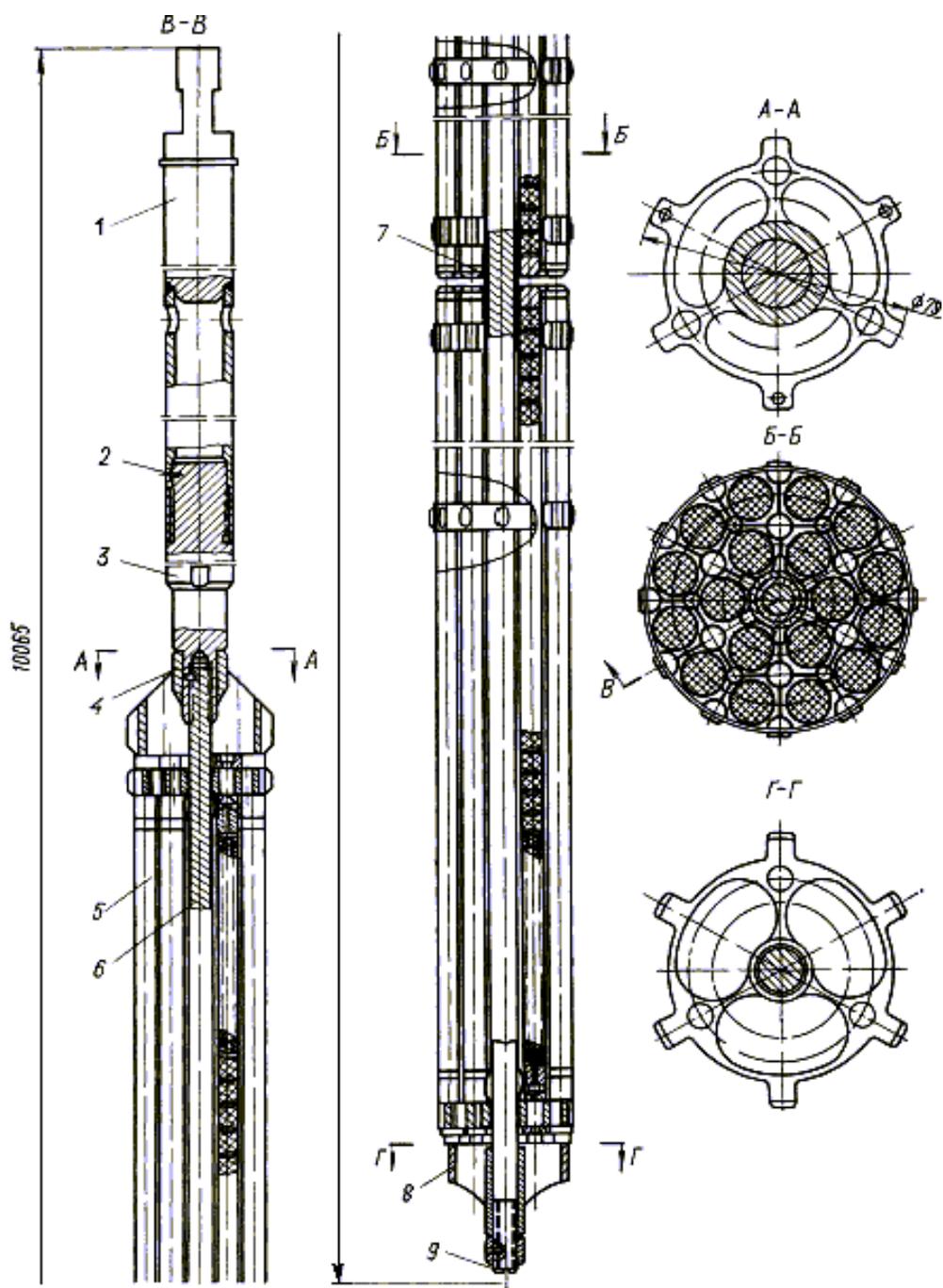


Рис. 23. Тепловыделяющая кассета РБМК-1000: 1 – подвеска; 2 – штифт; 3 – переходник; 4 – хвостовик; 5 – твэл; 6 – несущий стержень; 7 – втулка; 8 – наконечник; 9 – гайки

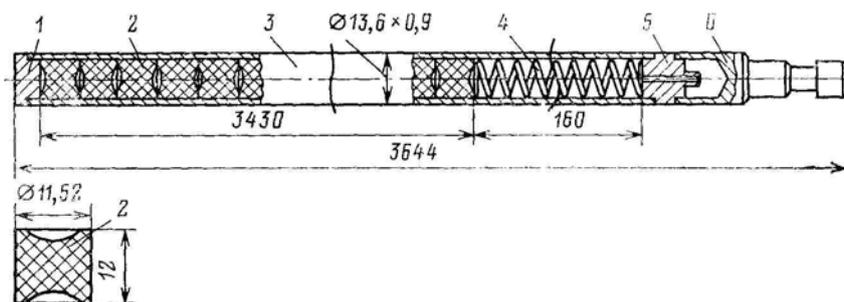


Рис. 24. ТВЭЛ реактора РБМК-1000: 1 – нижняя заглушка; 2 – топливные таблетки; 3 – оболочка ТВЭЛ; 4 – пружина; 5 – втулка; 6 – наконечник

Разнообразные формы применяемых в ТВС современных реакторов дистанционирующих решеток приведены на рис. 25.

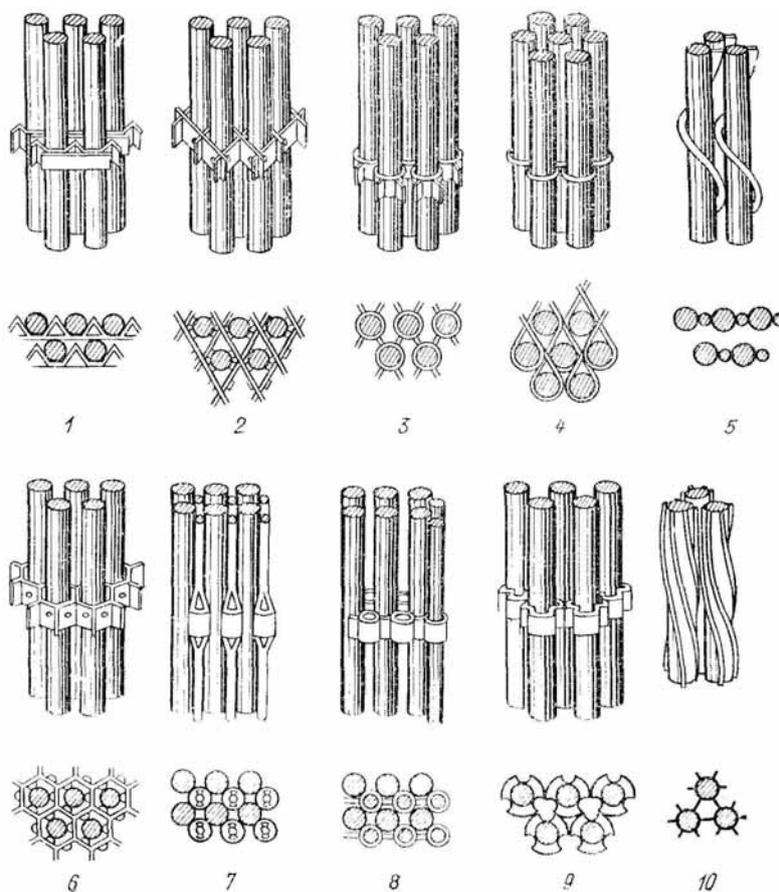


Рис. 25. Дистанционные решетки ТВС со стержневыми ТВЭлами: 1 – треугольный тип; 2 – ромбический; 3 – кольцевой; 4 – петлевой; 5 – стержни, обвитые проволокой; 6 – сотовый тип (треугольное расположение); 7 – трубчатые дистанционирующие прокладки, соединенные по оси; 8 – трубчатые дистанционирующие прокладки с поперечной связью; 9 – ленточная фигурная дистанционирующая решетка; 10 – шесть спиральных ребер на каждом стержне

Графитовая кладка

Графитовая кладка реактора выполняет функции замедлителя и отражателя. Кладка имеет цилиндрическую форму диаметром 18 м и высотой 8 м и составлена из 2488 графитовых колонн с осевыми отверстиями. Колонны набраны из графитовых блоков квадратного сечения 250×250 мм высотой 600 мм и опираются на опорные плиты со стаканами, установленными на схеме «ОР». Четыре крайних ряда колонн образуют по окружности кладки кольцо бокового отражателя толщиной 880 мм. Верхний и нижний слои графита кладки высотой по 500 мм выполняют функции торцевых отражателей. Сверху колонны покрыты защитными плитами.

На защитных плитах колонн активной зоны смонтированы фланцы, на плитах периферийных колонн отражателя — направляющие патрубки, при помощи которых колонны центруются относительно трактов. Соединение фланцев и патрубков с трактами — подвижное, что позволяет компенсировать температурные расширения кладки.

Осевые отверстия колонн активной зоны служат для установки топливных каналов и каналов системы управления и защиты, отверстия периферийных колонн отражателя для каналов охлаждения отражателя. Отверстия остальных колонн отражателя заполнены графитовыми стержнями.

На рис. 26. представлен фрагмент графитовой кладки и конструкций реакторного пространства.

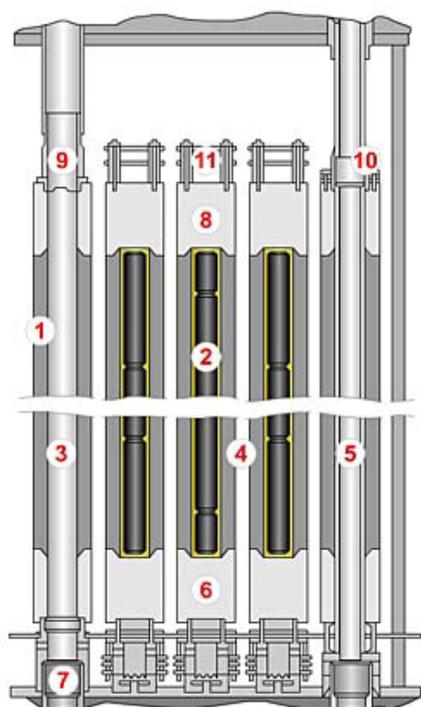


Рис. 26. Фрагмент графитовой кладки и конструкции реакторного пространства:

- 1 — графитовые блоки;
- 2 — графитовые стержни;
- 3 — колонна активной зоны;
- 4 — колонны отражателя;
- 5 — периферийная колонна отражателя;
- 6 — опорные плиты;
- 7 — опорные стаканы;
- 8 — защитные плиты;
- 9 — фланцы;
- 10 — направляющие патрубки;
- 11 — теплозащитные экраны;
- 12 — тракты

Характеристики РБМК

Характеристика	РБМК-1000	РБМК-1500	РБМКП-2000 (проект)	МКЭР-1500 (проект)
Тепловая мощность реактора, МВт	3200	4800	5400	4250
Электрическая мощность блока, МВт	1000	1500	2000	1500
КПД блока, %	31,3	31,3	37,0	35,2
Давление пара перед турбиной, атм.	65	65	65	65
Температура пара перед турбиной, °С	280	280	450	
Размеры активной зоны, м:				
высота	7	7	6	7
диаметр (ширина×длина)	11,8	11,8	7,75×24	14
Загрузка урана, т	192	189	220	
Обогащение, % ⁵ U:				
испарительный канал	2,6...2,8	2,6...2,8	1,8	2...3,2
перегревательный канал	–	–	2,2	–
Число каналов:				
испарительных	1693	1661	1744	1824
перегревательных	–	–	872	–
Среднее выгорание, МВт·сут/кг:				
в испарительном канале	25,5	25	20,2	30...45
в перегревательном канале	–	–	18,9	–
Размеры оболочки твэла (диаметр×толщина), мм:				
испарительный канал	13,5×0,9	13,5×0,9	13,5×0,9	–
перегревательный канал	–	–	10×0,3	–
Материал оболочек твэлов:				
испарительный канал	Zr+2,5 % Nb	Zr+2,5 % Nb	Zr+2,5 % Nb	–
перегревательный канал	–	–	нерж. сталь	–

Реакторная установка МКЭР-1500 (Проект)

Особенности МКЭР-1500 – защитная гермооболочка, КПД – 35,2 %, срок службы 50 лет, обогащение 2,4 %, расход природного урана – 16,7 г/МВт·ч (э) (самый низкий в мире), позволяет производить изотоп кобальт-60, используемый в медицине на 5 млн € в год.

Реактор МКЭР-1500 (рис. 27) проектируется как эволюционное развитие отечественных канальных водографитовых реакторов на тепловых нейтронах. Наряду с достоинствами современных отечественных водографитовых реакторов, в реакторной установке реализованы принципиально новые технологические решения, позволяющие значительно усовершенствовать технико-экономические показатели установки. При проектировании МКЭР-1500 основными направлениями для улучшения технико-экономических показателей являются:

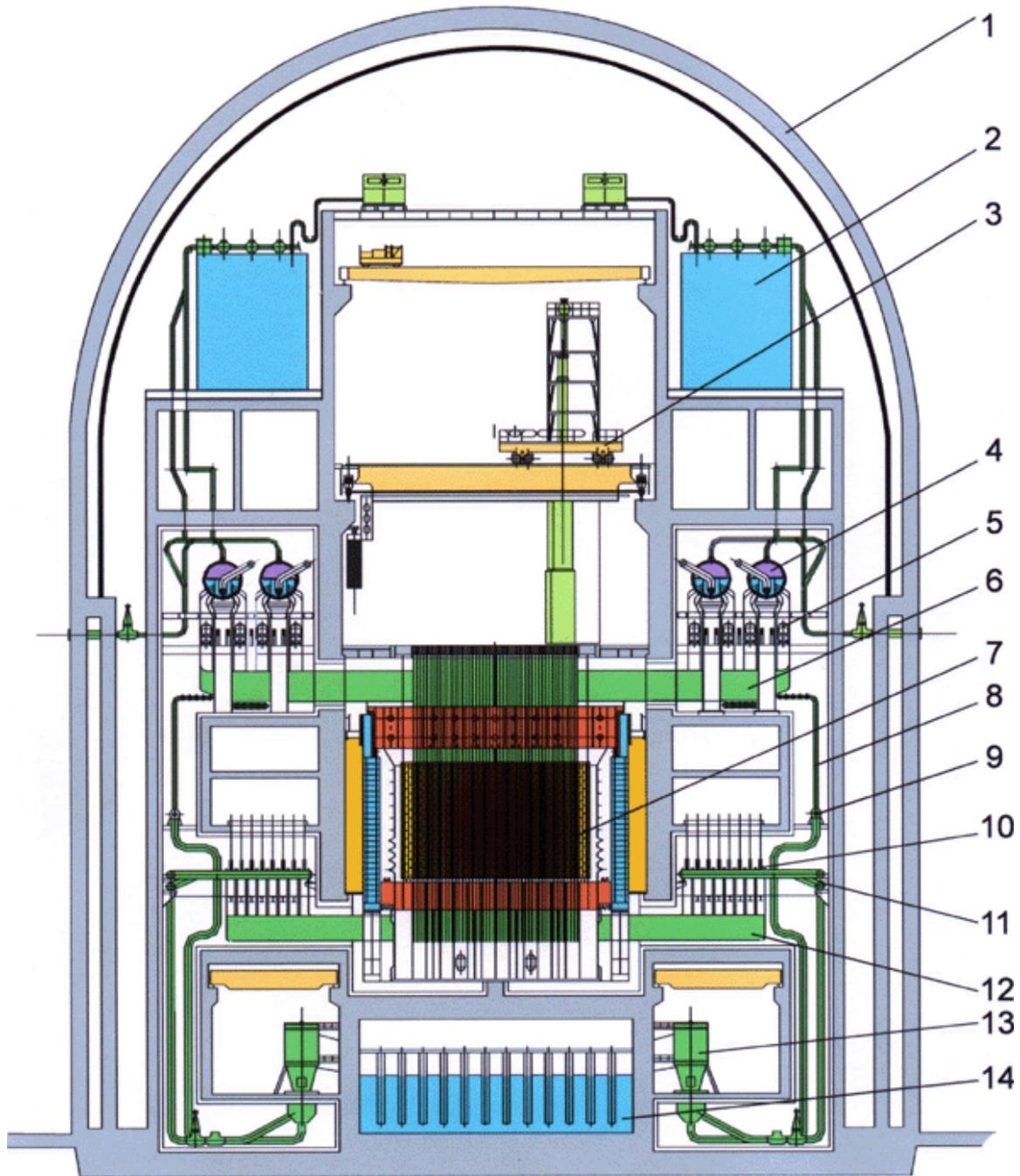


Рис. 27. Реакторная установка МКЭР-1500: 1 – контеймент; 2 – бак СПР; 3 – РЗМ; 4 – барабан-сепаратор; 5 – короб КГО; 6 – коммуникация пароводяная; 7 – реактор; 8 – трубопровод опускной; 9 – коллектор всасывающий; 10 – РГК; 11 – коллектор напорный; 12 – коммуникация водяная; 13 – ГЦН; 14 – бассейн-барботер

- увеличение электрической мощности энергоблока до 1500 МВт;
- увеличение эффективности энергоблока (КПД ~35,2 %) при высоком коэффициенте использования установленной мощности (~93 %);

- уменьшение стоимости топливного цикла за счет более высокого среднего выгорания топлива при более экономном расходе природного урана;
- увеличение срока эксплуатации энергоблока;
- обеспечение эффективного управления авариями.

На сегодняшний день существует техническая основа проекта, содержащая:

- проверенную инженерно-техническую практику проектирования;
- отработанную технологию и производственные мощности по изготовлению всех элементов активной зоны и практически всего оборудования РУ (около 90 % оборудования РУ МКЭР-1500 уже освоено производством и не нуждается в дополнительном обосновании их надежности);
- отработанную технологию строительно-монтажных и пуско-наладочных работ;
- освоенную промышленностью технологию изготовления защитных оболочек из обычного железобетона диаметром 55...58 м;
- выполненный НИОКР для обоснования технических решений реакторных установок РБМК-1000 и РБМК-1500;
- апробированные и аттестованные средства анализа нейтронно-физических и теплогидравлических процессов, а также напряженно-деформированного состояния элементов конструкций;
- методологию и средства оценки и проверки безопасности;
- аттестованные научно-технические и эксплуатационные кадры.

Основные параметры энергоблока МКЭР-1500 приведены в табл. 14. Реакторная установка МКЭР-1500 работает по одноконтурной схеме. В качестве замедлителя используется графит, теплоноситель – вода. Генерируемый в активной зоне пар отделяется от воды в барабанах-сепараторах и поступает в турбину. Применение более экономичного турбинного цикла позволило увеличить КПД установки до 35,2 %. Таким образом, при электрической мощности 1500 МВт тепловая мощность реактора составляет 4250 МВт. Отметим, что эксплуатируемые в настоящее время два блока Игналинской АЭС с РУ РБМК-1500 работают при практически такой же тепловой мощности.

В отличие от реакторов РБМК (две петли), энергоблок с МКЭР имеет четыре петли многократной принудительной циркуляции, что позволяет уменьшить максимальные диаметры трубопроводов, используемых в КМПЦ, и, следовательно, увеличить защищенность установки при максимальной проектной аварии. Каждая из четырех петель включает в себя барабан-сепаратор, трубопроводы, подающие воду в

ГЦН, и трубопроводы, подводящие воду в раздаточногрупповые коллекторы, из которых теплоноситель раздается по топливным каналам. Установленные на главных паропроводах быстродействующие отсечные задвижки (БЗОК) позволяют (в случае разгерметизации в любой петле) изолировать петли друг от друга. В каждой петле предполагается использовать по три ГЦН новой конструкции. Прототипом ГЦН служат насосы ЦВН-12, разработанные и испытанные в 1986 г. для атомной энергетической установки РБМ-КП 2400. Основным достоинством этих насосов является двухскоростной режим работы, что позволяет отказаться от дополнительной регулирующей арматуры.

Таблица 14

Технические характеристики энергоблока с РУ МКЭР-1500

Параметр	Значение
Тепловая мощность, МВт	4250
Электрическая мощность, брутто, МВт	1500
Коэффициент полезного действия, %	35,2
Срок службы, лет	50
Количество ТК	1661
Максимальная мощность ТК, кВт	3750
Высота активной зоны, м	7,0
Обогащение UO_2 – топлива по ^{235}U , %	2,4
Среднее выгорание выгружаемого топлива, МВтсут/кг	30,0
Расход природного урана, г/МВт ч(э)	16,7
Давление пара в сепараторах, МПа	7,35
Расход теплоносителя через реактор, т/ч	30804
Расход питательной воды, т/ч	8600
Температура питательной воды, °С	229
Среднее массовое паросодержание по реактору, %	27,8

Перегрузка топлива в реакторе МКЭР может осуществляться как на остановленном, так и на работающем реакторе. Это преимущество канальных реакторов позволяет добиться высокого коэффициента использования установленной мощности, более глубокого и равномерного выгорания топлива.

Важной составляющей себестоимости энергии вырабатываемой на АЭС являются выгорание топлива и расход природного урана. Проведенные нейтроно-физические расчеты показали, что при начальном обогащении 2,4 % средняя глубина выгорания выгружаемого топлива со-

ставляет 30 МВт сут/кг, а расход природного урана – 16,7 гU/МВт·ч (э). Отметим, что расход природного урана в энергоблоках с МКЭР-1500 меньше чем в существующих канальных реакторах РБМК в 1,5 раза и примерно в 1,65 раза меньше чем в реакторах ВВЭР-1000.

В перспективном корпусном реакторе APWR (совместный проект усовершенствованного PWR мощностью 1350 МВтэл компаний Вестингауз и Мицубиси Хэви Индастри) расход природного урана – 17,8 гU/МВт·ч (э), что на 6,6 % больше, чем в реакторе МКЭР-1500.

Таким образом, показатели использования топлива в реакторе МКЭР-1500 существенно выше достигнутых в настоящее время на действующих российских АЭС с реакторами РБМК и ВВЭР и не уступают показателям перспективных западных реакторов корпусного типа.

Реактор МКЭР-1500 так же, как и реакторы РБМК-1000, позволяет при наличии необходимого оборудования без ущерба для производства электроэнергии, при сохранении высокого уровня ядерной и радиационной безопасности осуществлять наработку различных радионуклидов технического и медицинского назначения, осуществлять процесс радиационного легирования различных материалов.

Наиболее широко в современных радиационных технологиях (медицина, промышленность, охрана экологии) применяется радиоактивный изотоп ^{60}Co , являющийся источником гамма-излучения. Опыт наработки ^{60}Co в реакторах РБМК-1000 Ленинградской АЭС и проведенные расчеты показали возможность накопления приемлемых для практических целей значений удельной активности.

Учитывая, что на мировом рынке цена кобальта с удельной активностью 100 Ки/г составляет 1 US \$/Ки, стоимость годового производства кобальта в реакторе МКЭР-1500 может составить около 6 млн US \$. Это существенно превышает увеличение затрат на топливо, связанное с производством кобальта. По приближенной оценке доля дополнительных затрат на топливо составляет около 20 % от стоимости наработанного кобальта.

Улучшение эффективности управления авариями основывается на ряде технических решений, позволяющих создать глубоко эшелонированную защиту реактора. К наиболее важным особенностям такой защиты относятся:

- увеличение (по сравнению с РБМК) числа барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в окружающую среду (топливная матрица; оболочки тепловыделяющих элементов; границы контура циркуляции; двухслойная защитная оболочка (контейнмент));

- отрицательный паровой и мощностной коэффициенты реактивности, что обеспечивает перевод реактора в подкритичное состояние при снижении расхода через реактор или при ошибочном росте мощности;
- отрицательный эффект обезвоживания активной зоны, который при потере теплоносителя, даже в случае отказа аварийной защиты, на начальной стадии процесса обеспечивает снижение мощности реактора;
- отсутствие внутренних причин, которые могли бы привести к выделению общей реактивности больше доли запаздывающих нейтронов;
- малый запас реактивности на выгорание за счет использования перегрузки топлива на ходу, что приводит к сравнительно низкому весу стержней, обеспечивающих оперативный запас реактивности на регулирование;
- отрицательный эффект обезвоживания контура охлаждения СУЗ при введенных в зону исполнительных органов одной из двух систем останова реактора, что обеспечивает подкритичность реактора при полной потере функции охлаждения;
- близкий к нулю или слабо отрицательный эффект реактивности по температуре графитового замедлителя.
- кластерные регулирующие органы и контур охлаждения СУЗ разделенный на две независимые петли;
- пассивная система длительного расхолаживания реактора, которая обеспечивает отвод остаточного энерговыделения в активной зоне не менее 72 ч;
- решения, обеспечивающие, при необходимости, сброс пара через главные предохранительные клапаны (ГПК), эквивалентный 100 %-й паропроизводительности реактора;
- разделение контура циркуляции теплоносителя на четыре независимые петли, что позволяет уменьшить диаметр наиболее больших трубопроводов;
- современная система управления составляющая комплекс локальных управляющих систем, которые выполняют необходимый перечень технологических задач, объединенных вычислительной сетью энергоблока и имеющих для наиболее ответственных функций непосредственное взаимодействие с блочным и резервным пультами управления.

- высокая устойчивость системы регулирования и защиты к отказам за счет большого количества органов регулирования с индивидуальными приводами;
- контрольно-измерительная система, отвечающая принятым требованиям по разделению, диверсификации и дублированию;
- три подсистемы аварийного охлаждения активной зоны, (быстродействующая — от баллонов высокого давления; длительного расхолаживания — от насосов, и пассивная система длительного расхолаживания);
- «шахматная» разводка ТК активной зоны, при которой теплосъем от ТК аварийных раздаточных групповых коллекторов обеспечивается теплоносителем в ТК неаварийных РГК;
- обеспечение конструктивной целостности активной зоны как в быстропротекающих аварийных условиях при практически номинальных параметрах теплоносителя в контуре циркуляции (гипотетические разрывы ТК одного РГК), так и в условиях длительного перегрева активной зоны благодаря сбросу давления в контуре циркуляции и последующего расхолаживания реактора;
- локализация максимальных выбросов пароводяной смеси, пара и радиоактивных веществ под защитной оболочкой.

Для предварительной оценки безопасности энергоблока с РУ МКЭР-1500 были проведены вероятностный анализ и детерминистический анализ наиболее неблагоприятных аварий. Предварительный анализ нарушений нормальных условий эксплуатации и аварийных режимов показывает, что:

- санитарно-защитная зона АЭС может быть ограничена размерами промплощадки станции, а граница зоны планирования защитных мероприятий может быть не более 3000 м;
- вероятность тяжелого повреждения активной зоны равна $\sim 10^{-6}$ 1/(реактор \times год), а вероятность крупного выброса активности во внешнюю среду $\sim 10^{-7}$ 1/(реактор \times год).

Материалы проекта реакторной установки МКЭР-1500 учитывают современные и международные требования по безопасности АЭС, в частности требования и критерии МАГАТЭ в области безопасности для инновационных реакторов. Выполненные при проектировании требования эффективности и безопасности эксплуатации АЭС, защита от радиационной опасности — для общества и защита инвестиций — для атомной энергетики позволяют говорить о проекте РУ МКЭР-1500 как о наиболее перспективном для замещения мощностей Ленинградской АЭС.

РБМКП-2000

Кроме РБМК-1000 и РБМК-1500 разработаны РБМКП-2000 с перегревом пара до 450 °С. Активная зона РБМКП-2000 имеет форму прямоугольного параллелепипеда. Испарительные и перегревательные каналы в РБМКП-2000 по конструкции мало отличаются от каналов РБМК-1000. Однако оболочки ТВЭЛов в перегревательных каналах изготовлены не из сплава циркония, а из нержавеющей стали; обогащение урана для них повышено до 2,2 %.

Кипящая вода из испарительных каналов поступает в паросепараторы. Насыщенный пар из сепараторов направляется в перегревательные каналы, нагревается там до 450 °С и под давлением 65 атм подаётся к двум турбогенераторам мощностью по 1000 МВт.

Достоинства

- пониженное, по сравнению с корпусными ВВЭР, давление воды в первом контуре;
- благодаря канальной конструкции, отсутствует дорогостоящий корпус;
- нет дорогостоящих и сложных парогенераторов;
- нет принципиальных ограничений на размер активной зоны;
- независимый контур СУЗ;
- широкие возможности осуществления регулярного контроля состояния узлов активной зоны (например, труб технологических каналов) без необходимости остановки реактора, а также высокая ремонтпригодность;
- более полное использование ядерного топлива;
- возможность наработки радионуклидов технического и медицинского назначения, а также радиационного легирования различных материалов;
- замена топлива без остановки реактора благодаря независимости каналов друг от друга.

Недостатки

- большое количество трубопроводов и различных вспомогательных подсистем, что требует наличия большого количества высококвалифицированного персонала;
- необходимость проведения поканального регулирования расходов, что может повлечь за собой аварии, связанные с прекращением расхода теплоносителя через канал;
- более высокая нагрузка на оперативный персонал по сравнению с ВВЭР, связанная с большими размерами активной зоны и постоянно ведущимися перегрузками топлива в каналах.

РЕАКТОРЫ С ТЯЖЕЛОВОДНЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ

Характеристики тяжеловодных реакторов

Использование тяжелой воды в качестве замедлителя позволяет обеспечить в реакторе высокоэффективный баланс нейтронов благодаря очень низким сечениям поглощения нейтронов дейтерием и кислородом (0,5 и 0,27 мб, соответственно). В сочетании с высокой замедляющей способностью ($0,175 \text{ см}^{-1}$) низкое сечение поглощения D_2O дает коэффициент замедления около 6000. Это делает тяжелую воду с теоретической точки зрения наилучшим из всех возможных замедлителей. Утечка быстрых и медленных нейтронов в тяжеловодном реакторе примерно одинакова в отличие от легководных систем, в которых утечка быстрых нейтронов значительно больше.

Теплоноситель:	D_2O		H_2O	Органический	CO_2	
Конструкция:	Канальная	Корпусная	Канальная	Канальная	Канальная	Канальная
	CANDU- PHW	Маврикен, Швеция; Атука, Аргентина	SGHWR, CANDU- BLW	WR-1, Канада	EL-4, Франция; KKN, Германия	Бохунис, Чехословакия

Рис. 28. Типы реакторов с D_2O -замедлителем

Время жизни нейтронов в тяжеловодных реакторах также сильно отличается от времени жизни нейтронов в легководных реакторах. Оно может достигать 50 мс, в то время как в типичном легководном реакторе имеет значение 0,1 мс. Поэтому в тяжеловодных реакторах первоначальный быстрый отклик мощности на изменение реактивности (подскок на мгновенных нейтронах) происходит значительно медленнее. На кинетику тяжеловодного реактора оказывают заметное воздействие также фотонейтроны, рождающиеся при взаимодействии γ -квантов с ядрами дейтерия. γ -кванты с энергией выше 2,23 МэВ могут взаимодействовать с ядрами дейтерия, образуя нейтроны в результате (γ, n)-ре-

акции. Поскольку фотонейтроны рождаются с запаздыванием, определяемым периодом (β -распада предшественников γ -излучателей, и это время запаздывания много больше периодов полураспада излучателей запаздывающих нейтронов, то кинетика тяжеловодных реакторов существенно инерционнее, чем для других типов реакторов.

Низкое поглощение нейтронов при использовании D_2O -замедлителя обеспечивает высокую эффективность использования ^{235}U , содержащегося в топливе. По сравнению с легководными реакторами в тяжеловодных реакторах на единицу массы расходуемого ^{235}U выделяется в 2 раза больше энергии, при этом 50 % этого энерговыделения связано с делением ^{239}Pu , образующегося из ^{238}U . Выгружаемое топливо содержит в 2 раза больше ^{239}Pu , чем выгружаемое топливо легководных реакторов.

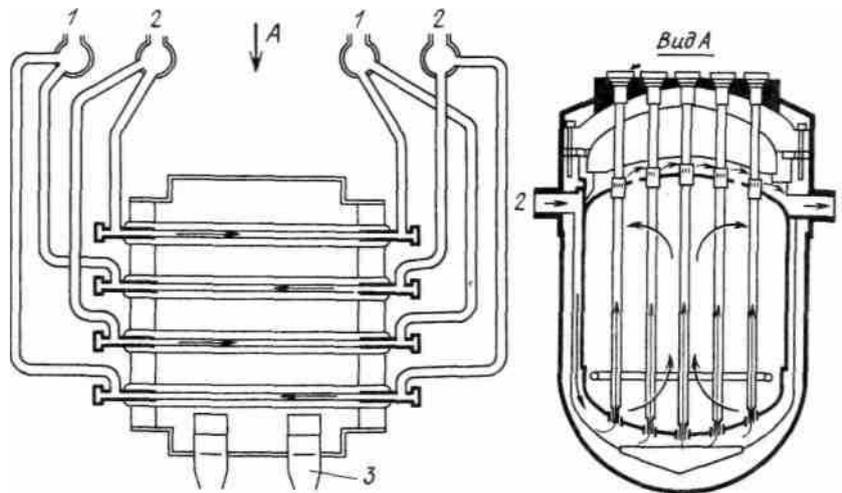
Экономика тяжеловодных реакторов в основном определяется соотношением между двумя противоположно действующими факторами: высокой стоимостью системы из-за относительно высокой стоимости замедлителя и низкой стоимостью топливного цикла благодаря высокоэффективному использованию топлива.

Вследствие высокоэффективного баланса нейтронов тяжеловодный реактор является очевидным кандидатом на роль теплового предбридера или улучшенного конвертера при использовании ^{233}U - ^{232}Th -топливного цикла. Эффективность этого топливного цикла определяется высоким значением η для ^{233}U в тепловом спектре нейтронов (около 2,29) и более высоким сечением поглощения нейтронов ядрами ^{232}Th , чем ^{238}U . В то время как наработка плутония в D_2O -реакторе с естественным U составляет около 2,7 г ^{239}Pu на 1 кг U , равновесная наработка ^{233}U достигает около 16 г на 1 кг Th .

Тяжеловодные реакторы классифицируются на основе применяемого теплоносителя (D_2O , H_2O , органические жидкости или газообразный CO_2) и на основе принципов конструкции (канального типа с трубами с водой под давлением или корпусного типа с корпусом, содержащим воду под давлением). Такая классификация с примерами существующих реакторов каждого типа приведена на рис. 29.

Различия между канальным и корпусным реакторами схематически показаны на рис. 2. В канальном реакторе твэлы расположены в индивидуальных трубах (каналах), через которые циркулирует теплоноситель. Эти трубы проходят через корпус, содержащий D_2O -замедлитель, температура и давление которого могут поддерживаться на относительно низком уровне. В корпусной конструкции тяжеловодный замедлитель заполняет корпус реактора, выдерживающий высокое да-

вление (хотя он может быть отделен от теплоносителя относительно тонкими трубами, не рассчитанными на высокое давление).



Канальный реактор

Корпусный реактор

Рис. 29. Сравнение конструкций тяжеловодных реакторов канального и корпусного типов: 1 – в парогенератор; 2 – из парогенератора; 3 – для слива в дренажный бак

Одним из основных преимуществ реактора корпусного типа является отсутствие системы сложных коллекторов, необходимых в конструкции канального типа для соединения большого числа каналов с теплоносителем в единый контур. К недостаткам этой конструкции следует отнести необходимость поддерживать высокое давление замедлителя в корпусе реактора. Это требование может привести к ограничениям по экономическим соображениям на размеры корпуса реактора, которые необходимы для реактора на естественном U. Среди преимуществ конструкции канального типа следует выделить следующие: 1) возможность вместо D_2O использовать другой теплоноситель; 2) менее серьезные последствия при авариях, связанных с разрушением контура высокого давления, поскольку этот контур разбит на большое число параллельных петель; 3) более простое увеличение размеров реактора, отработанного на экспериментальном прототипе, поскольку это осуществляется просто увеличением числа каналов; 4) более простой доступ к ТВЭлам для их замены благодаря индивидуальной установке каналов, облегчающих перегрузку топлива без остановки реактора. Организация такого режима перегрузки особенно важна для реактора на естественном U. Сложность конструкции с отдельными каналами приводит к значительному увеличению стоимости систем канального

типа. Для этих систем приходится также сталкиваться с проблемой изготовления труб, выдерживающих высокое давление, материал которых должен слабо поглощать нейтроны и обладать высокой радиационной стойкостью. Эта проблема решается на базе развития различных циркониевых сплавов.

Соответствующие преимущества и недостатки можно также указать для различных теплоносителей, которые можно использовать в тяжеловодном реакторе. Использование D_2O в качестве теплоносителя позволяет максимально сохранить высокоэффективный баланс нейтронов ценой увеличения полной загрузки D_2O в системе, что заметно увеличивает ее стоимость (например, в реакторе CANDU-PHW на 15 %). Для снижения утечки D_2O и радиоактивного трития необходимо применение высокогерметичных соединений и задвижек в контуре высокого давления. Использование D_2O в качестве теплоносителя можно рассматривать только в двухконтурной схеме, в которой стоимость парогенераторов дает заметный вклад в общую стоимость системы. Попытка использовать прямой цикл преобразования энергии в такой системе (в реакторе Marviken, Швеция) оказалась неперспективной.

Использование в реакторе канального типа в качестве теплоносителя H_2O позволяет организовать прямой цикл преобразования энергии, что исключает применение сложных теплообменников и, кроме того, уменьшает стоимость системы в результате уменьшения загрузки D_2O . (Например, в английском тяжеловодном реакторе с парогенераторами около 30 % замедлений нейтронов происходит в легководном теплоносителе.) Утечка теплоносителя из контура в такой системе менее неприятна, но уровень радиоактивности в турбине выше, поскольку она напрямую связана с реактором, а не через теплообменник, как в двухконтурной системе. Среди недостатков схемы с кипящим теплоносителем следует отметить ограничения на уровень мощности реактора, необходимые для предотвращения образования паровой пленки на поверхностях ТВЭлов.

В реакторе на естественном U с кипящим H_2O -теплоносителем возникает большой положительный пустотный коэффициент реактивности, и это обстоятельство следует учитывать при оценке его безопасности. Такую обратную связь можно исключить, переходя на обогащенное топливо и более тесную решетку ТВЭлов, чтобы создать некоторое недозамедление нейтронов, как это сделано в реакторе SGHWR, в котором пустотный коэффициент реактивности близок к нулю.

При оценке экономической эффективности использования H_2O -теплоносителя в реакторе с тяжеловодным замедлителем следует

учитывать, что уменьшение стоимости системы вследствие использования прямого цикла в реакторе с H_2O -теплоносителем достигается ценой уменьшения глубины выгорания топлива из-за ухудшения баланса нейтронов.

Ниже приведены характеристики тяжеловодных реакторов.

Тяжеловодный реактор с водой под давлением (PHWR)

1. Низкий КПД.
2. Капитальная стоимость на 10...15 % выше легководного реактора.
3. Низкая стоимость топливного цикла вследствие высокоэффективного баланса нейтронов.
4. Проблема предотвращения утечек из горячего контура с тяжелой водой под высоким давлением.
5. Утечка трития в атмосферу, сопровождающая утечку горячей D_2O .
6. Хороший наработчик плутония.

Реактор с кипящей легкой водой (BLWR)

1. Низкий КПД.
2. Прямой цикл преобразования энергии снижает капитальную составляющую стоимости системы.
3. Загрузка D_2O ниже, чем в PHWR.
4. Лучшие условия для подачи пара в турбину по сравнению с PHWR.
5. Высокий уровень радиоактивности в турбине.
6. При естественном урановом топливе положительные пустотный и мощностной коэффициенты реактивности могут усложнить регулирование реактора.
7. Необходимость снижения максимальной проектной мощности, чтобы иметь запас для предотвращения осушения каналов, который приводит к пережогу.

Газоохлаждаемый тяжеловодный реактор (GCHWR)

1. Высокий тепловой КПД.
2. Плотность энерговыделения ниже, чем при охлаждении жидким теплоносителем.
3. Высокая температура топлива требует применения более жаростойких материалов, ухудшающих баланс нейтронов в реакторе.

Тяжеловодный реактор с органическим теплоносителем (OCR)

1. Высокий КПД.
2. Необходимо высокоплотное топливо.
3. Необходима установка фильтров для предотвращения загрязнения каналов с теплоносителем.
4. Низкая загрузка D_2O (около 20 % по сравнению с PHWR).

5. Низкая наведенная активность в первом контуре.
6. Необходимость обеспечить работоспособность каналов под давлением при температуре около 375 °С и оболочек твэлов при температуре 475 °С.

КПД реакторов с H₂O и D₂O-теплоносителями мал из-за ограничений на температуру и давление пара, связанных с необходимостью свести к минимуму толщину стенок каналов, чтобы не слишком ухудшить баланс нейтронов. При использовании в качестве теплоносителя газообразного CO₂ тепловой КПД системы можно значительно увеличить. Высокая температура топлива, необходимая для увеличения КПД, предъявляет более жесткие требования к материалам оболочек твэлов и элементам конструкции контура. Это приводит к необходимости использовать материалы с более высокими сечениями поглощения нейтронов, чем сечения циркониевых сплавов, применяемых для изготовления оболочек и труб под давлением в водоохлаждаемых реакторах. Кроме того, ограничение на температуру оболочек твэлов затрудняет достижение высокой плотности энерговыделения, которая достигается в системах с водяным охлаждением. Преимущество работы при высоком уровне температур, обеспечивающем высокий КПД системы, частично компенсируется более высоким потреблением мощности на прокачку газового теплоносителя.

В системе с охлаждением легкой или тяжелой водой, чтобы достигнуть приемлемого значения КПД, необходимы высокие температура и давление. Альтернативным способом увеличения КПД может быть использование теплоносителей с достаточно низкой летучестью, чтобы реактор мог работать при высокой температуре, но с умеренными давлениями. В качестве подходящих теплоносителей такого типа могут быть использованы органические жидкости, например гидрированное терфениловое масло, позволяющее поднять температуру до 400 °С, в то время как в реакторе CANDU-PHW температура не превышает 300 °С при давлении теплоносителя около 8,7 МПа. Применение органических теплоносителей позволяет получить высокую плотность энерговыделения и высокий КПД энергоустановки. К дополнительным преимуществам таких теплоносителей можно отнести и их низкую активацию, поскольку облучение нейтронами углеводородных соединений не приводит к сколько-нибудь значительной активации. Еще один выигрыш связан со значительным уменьшением загрузки D₂O в реакторе и, следовательно, с уменьшением его размеров, поскольку органический теплоноситель обладает хорошей замедляющей способно-

стью. По оценкам загрузку D_2O на 1 кВт (эл.) усовершенствованного реактора CANDU с органическим теплоносителем можно снизить в 5 раз по сравнению со стандартной конструкцией при замене тяжеловодного теплоносителя на органический.

Использование органического теплоносителя (типа терфенила) в системе с D_2O -замедлителем исследовалось в канадском исследовательском реакторе WR-1, построенном в Вайтшелле, провинция Манитоба. Опыт подтвердил, что сплавы на основе циркония можно использовать в конструкциях с органическим теплоносителем, если обеспечить регулирование химических процессов для предотвращения чрезмерного поглощения водорода и загрязнения каналов теплоносителя.

Для того чтобы реактор с тяжеловодным замедлителем и органическим теплоносителем был экономически эффективен, он должен использовать топливо более плотное, чем UO_2 . Обнадеживающие результаты были получены на реакторе WR-1 с карбидом урана UC и силицидом урана U_3Si .

Канальный тяжеловодный реактор

Реактор с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем CANDU является базовым реактором в канадской программе развития ядерной энергетики. Рассмотрим представителя этого типа АЭС Pickering A с четырьмя энергоблоками, построенная в провинции Онтарио.

За исключением отдельных деталей, все четыре реактора Pickering имеют идентичную конструкцию. Их основные параметры перечислены ниже.

Тип реактора	CANDU-PHW
Замедлитель	Тяжелая вода
Теплоноситель	Тяжелая вода
Топливо	Естественный уран (UO_2)
Диаметр корпуса, м	8,1
Полная длина корпуса, м	8,25
Полное количество D_2O в контуре замедлителя, т	284
Число топливных каналов, шт.	390

Шаг решетки, см	28,6
Радиус активной зоны, см	318,5
Длина активной зоны, см	595
Число топливных кассет в канале	12
Число твэлов в кассете, шт	28
Длина топливной кассеты, см	49,5
Диаметр топливной таблетки, мм	14,33
Толщина циркалоевой оболочки, мм	0,41
Полная масса UO_2 в активной зоне, т	105
Средняя глубина выгорания топлива, МВт·сут/т	8300
Средняя погонная плотность энерговыделения в твэле, Вт/см	37,6
Полное количество D_2O в контуре теплоносителя, т	158
Температура теплоносителя на выходе из канала, °С	293
Температура теплоносителя на входе в канал, °С	249
Среднее давление в выходном коллекторе, МПа	9,0
Полная тепловая мощность, МВт	1744
Электрическая мощность нетто, МВт	508
Тепловой КПД, %	29,1

Перечислим основные особенности этих реакторов: топливо на основе естественного U , тяжеловодный замедлитель, тяжеловодный теплоноситель с высоким давлением, двухконтурная схема преобразования энергии, перегрузка топлива с обоих концов горизонтальных каналов, заполненных водой под давлением. Тяжеловодный замедлитель заполняет горизонтальный цилиндрический корпус диаметром 8 м, изготовленный из аустенитной нержавеющей стали (рис. 30). Через корпус параллельно оси цилиндра проходят 390 циркалоевых труб. Эти трубы с водой под давлением (топливные каналы) изготовлены из циркалоя-2 или сплава $Zr - 2,5\% Nb$. Топливные каналы установлены внутри труб, соосно им, с герметичным кольцевым зазором, заполненным азотом. Каждый канал с обоих концов при помощи развальцовки присоединен к опорным цапфам, которые удерживаются в подшипниках скольжения на торцах цилиндрического корпуса.

Тяжеловодный теплоноситель, который, как и в PWR, находится под высоким давлением, чтобы предотвратить кипение, циркулирует через топливные каналы и теплообменники. Система отвода теплоты разделена на две идентичные параллельные петли, в каждой из которых установлено шесть кожухотрубчатых парогенераторов. Кроме опреде-

ленного технического удобства, разделение контура на две петли имеет определенные преимущества с точки зрения безопасности, поскольку при разрыве одной петли первого контура количество образовавшегося пара будет в 2 раза меньше. Контур с теплоносителем содержит около 160 т тяжелой воды, температура которой на входе и выходе 250 и 293 °С, соответственно. 280 т тяжеловодного замедлителя циркулирует при атмосферном давлении через корпус реактора и внешний теплообменник с температурой около 60 °С. Внутри корпуса установлены форсунки, через которые разбрызгивается вода, охлаждающая части корпуса, не заполненные замедлителем.

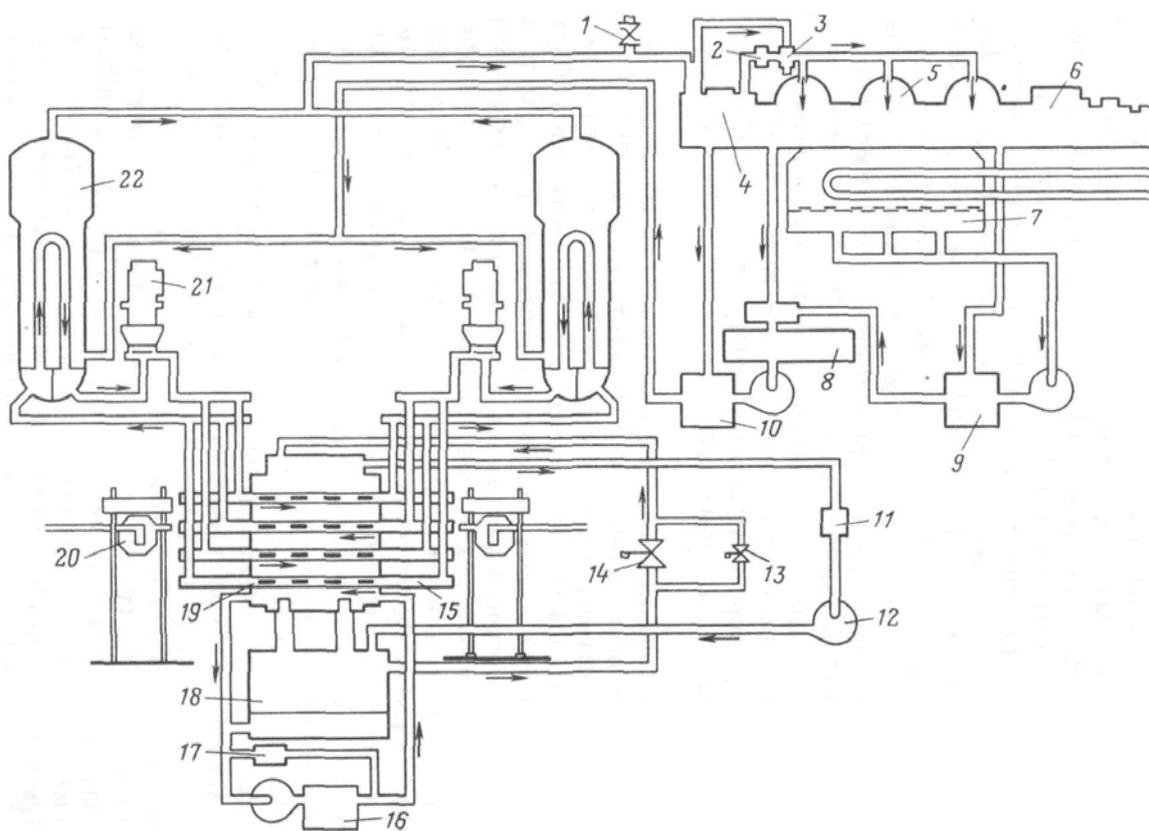


Рис. 30. Принципиальная схема реактора CANDU Pickering: 1 – предохранительные клапаны первого контура; 2 – сепаратор; 3 – подогреватель; 4 – турбина высокого давления; 5 – турбина низкого давления; 6 – генератор; 7 – конденсатор; 8 – деаэратор; 9 – нагреватель низкого давления; 10 – нагреватель высокого давления; 11 – D₂ + O₂-рекомбинатор; 12 – гелиевый компрессор; 13 – клапаны управления гелиевым контуром; 14 – запорный клапан системы слива D₂O; 15 – трубы с теплоносителем; 16 – теплообменник контура; 17 – система очистки замедлителя; 18 – дренажный бак; 19 – топливо; 20 – перегрузочная машина; 21 – циркуляционный насос; 22 – парогенератор

Реакторы Pickering загружены естественным U в форме холодно-прессованных спеченных таблеток из UO_2 , имеющих диаметр 14,3 мм. Эти таблетки размещены в циркаловых оболочках, толщина стенки оболочки составляет 0,4 мм. Каждая таблетка с одного из торцов имеет вогнутую тарельчатую форму, позволяющую свободно расширяться в аксиальном направлении. Короткая топливная кассета длиной 495 мм содержит 28 цилиндрических твэлов (рис. 31). Дистанционирование твэлов внутри кассеты и кассет внутри топливных каналов обеспечивается циркаловыми прокладками, приваренными к кожуху кассеты. В каждом канале установлено 12 кассет друг за другом вдоль его оси. Конструкция кассеты позволяет свести к минимуму количество конструкционных материалов и тем самым обеспечить максимально эффективный баланс нейтронов.

Все вспомогательное оборудование – форсунки, аппаратное обеспечение, датчики контрольно-измерительной аппаратуры – расположено внутри корпуса реактора вне топливных кассет. В результате в не топливных компонентах кассет поглощается только 0,7 % нейтронов.

В реакторе CANDU так же, как и в реакторе Magnox на естественном уране, для обеспечения экономически эффективной работы АЭС необходимо, чтобы перегрузка топлива осуществлялась без остановки реактора. Перегрузочные механизмы, загружающие и выгружающие топливные кассеты, установлены с обоих концов топливных каналов. Схема перегрузки топлива построена таким образом, чтобы выравнять выгорание топлива в кассетах. Перегрузочные машины установлены так, чтобы передвигать кассеты в соседних каналах в противоположных направлениях. Это позволяет обеспечить аксиальную симметрию распределения плотности потока нейтронов. Глубина выгорания топлива достигает 8000 МВт·сут/т и даже выше, а длительность кампании составляет только 20...30 % длительности кампании легководных реакторов. Поэтому усложнения системы, связанные с организацией перегрузки топлива под нагрузкой, частично компенсируются менее жесткими требованиями к материалам для топливных кассет. Толщина оболочек твэлов примерно в 2 раза меньше толщины оболочек твэлов BWR или PWR. Несмотря на уменьшение толщины оболочек, вероятность разрушения твэлов вследствие коррозии и фреттинг-коррозии здесь незначительна.

Тонкая оболочка обладает еще одним преимуществом, связанным с тем, что под действием давления теплоносителя она деформируется, обжимая топливные стержни, что обеспечивает хорошую теплопередачу. Эффект уплотнения топлива здесь полностью исключается, поскольку

нет необходимости предусматривать полости для накапливающихся продуктов деления. Это позволяет использовать высокоплотное топливо.

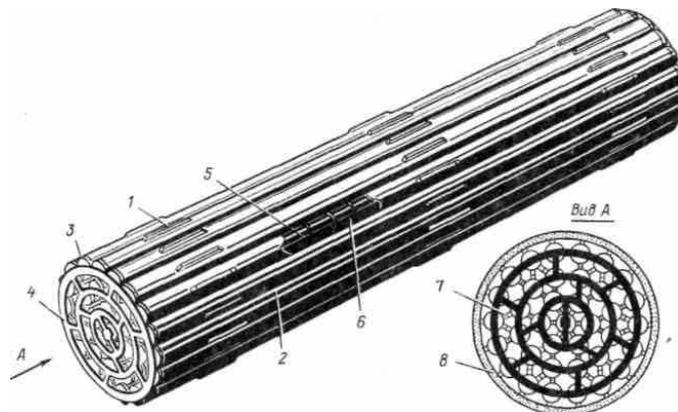


Рис. 31. Топливная кассета реактора CANDU: 1 – циркаловые дистанцирующие ребра; 2 – циркаловая оболочка твэла; 3 – циркаловый торцевой колпачок; 4 – циркаловая опорная пластина; 5 – таблетки двуокиси урана; 6 – графитовая прокладка; 7 – дистанцирующие прокладки между твэлами; 8 – стенка трубы с водой под давлением

Система регулирования и остановки реактора устроена следующим образом.

1. После достижения равновесного топливного цикла реактивность поддерживается на необходимом уровне благодаря перегрузке топлива под нагрузкой. Для компенсации уменьшения реактивности со скоростью примерно 0,04 %/сут необходимо перегружать топливные кассеты со средней скоростью девять кассет за сутки.
2. Регулирование реактивности при нормальных условиях работы реактора обеспечивается 14 камерами, расположенными зонально внутри активной зоны. Они представляют собой трубы, которые можно заполнить обычной водой. Это приводит к уменьшению реактивности вследствие увеличения поглощения нейтронов. Требование стабилизации уровня мощности по зонам связано с тем, что размеры активной зоны много больше длины диффузии нейтронов, и, следовательно, система регулирования должна быть в состоянии предотвращать пространственную неустойчивость реактора, вызванную ксеноновыми колебаниями.
3. Для формирования распределения плотности потока нейтронов, обеспечивающего оптимальное распределение плотности энерговыделения, и для подавления эффекта ксенонового отравления при остановке реактора предусмотрена дополнительная система регулирования, состоящая из 18 компенсирующих стержней, которые вво-

дят в реактор вертикально между каналами в корпусе. В качестве поглотителя нейтронов в этих стержнях применяется кобальт. Радионуклид кобальта, образующийся при захвате нейтрона, имеет коммерческое значение. В более современном реакторе, установленном на АЭС Bruce, применяют другой метод компенсации ксенонового отравления, при котором в активную зону вводят вспомогательные (бустерные) стержни, содержащие обогащенное топливо.

4. Быстрая остановка реактора осуществляется сбросом 11 кадмиевых стержней, установленных над корпусом. Эта система аварийной защиты при необходимости дублируется сливом замедлителя в дренажный бак, расположенный под корпусом. При нормальной работе реактора дренажный бак заполнен гелием под давлением. Выпуск гелия из дренажного бака приводит к сливу замедлителя под действием силы тяжести. Следует отметить, что в последних конструкциях реактора CANDU от использования дренажного бака отказались в пользу более предпочтительного способа аварийной остановки реактора путем инъекции в замедлитель поглотителя нейтронов (соли гадолиния).
5. При изменениях реактивности, выходящих за пределы, которые могут быть скомпенсированы системами регулирования, например при запуске нового реактора, когда он целиком загружен свежим топливом, в замедлитель может быть добавлен бор в форме растворимой окиси. В случае необходимости бор может быть легко выведен из тяжелой воды в процессе ионообмена.

Пустотный коэффициент реактивности в реакторе CANDU положительный. При полном осушении всех каналов при равновесном топливном цикле увеличение реактивности составляет 0,75 %. Справиться с такой реактивностью помогает секционирование первого контура на ряд параллельных петель. Секционирование позволяет при любом возможном увеличении доли пустот ограничить скорость переходных процессов и всплеск реактивности до уровня, который может быть легко перекрыт стержнями аварийной остановки реактора.

Противоаварийная оболочка станции Pickering представляет собой двухбарьерную систему. Каждый из четырех реакторов станции расположен в собственном защитном здании, в котором поддерживается давление несколько ниже атмосферного. При аварии с внезапным увеличением давления вследствие разрыва первого контура откроются предохранительные клапаны, и паровоздушная смесь будет выпущена через них в «вакуумное здание», охватывающее все четыре реактора.

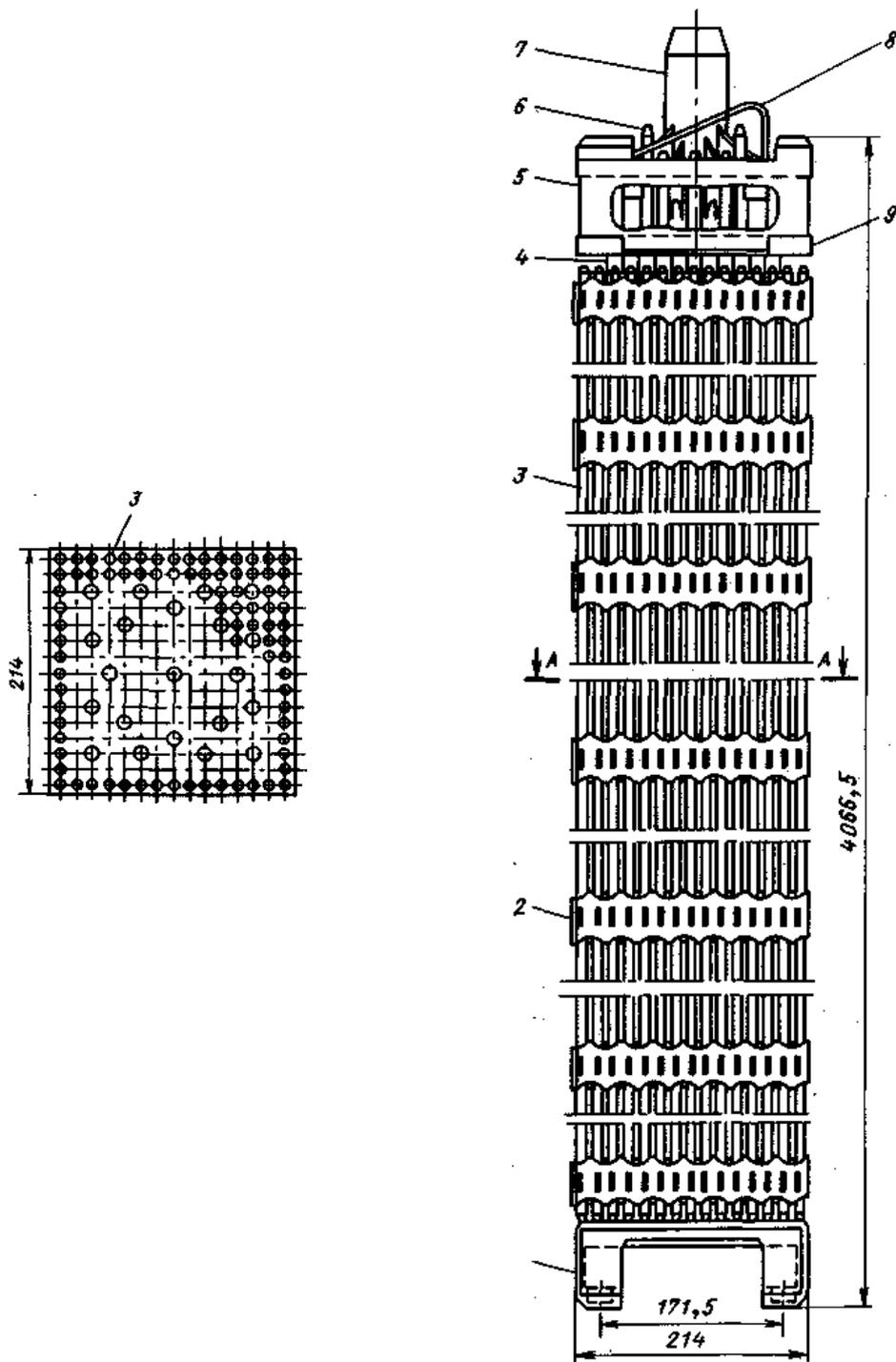


Рис. 32. Сборка твэлов реактора PWR: 1 – нижнее отверстие;
 2 – сборочная решетка; 3 – твэл; 4 – направляющая трубка;
 5 – верхнее отверстие; 6 – контролирующая стержень;
 7 – опора для поддержания контролирующей стержней;
 8 – рессора; 9 – подгоночная пластина

Это здание внутренним объемом $8 \cdot 10^4 \text{ м}^3$ сделано из армированного бетона, и атмосфера в нем поддерживается под давлением 6,6 кПа. Вакуумное здание в состоянии удержать весь пар, образующийся при выпуске теплоносителя первого контура. Удержанию этого пара способствует также спринклерная система охлаждения, которая включается при заданном давлении, охлаждая воздух и конденсируя пар. Бак с водой, питающий эту систему, расположен в верхней части вакуумного здания. Его емкость около 7600 м^3 . Комбинация реакторного и вакуумного зданий обеспечивает удержание радиоактивности при энерговыделении в случае разрыва первого контура. В самом реакторном здании в этом случае увеличение давления не превысит 0,14 МПа, что меньше расчетного значения, на которое оно спроектировано.

Наиболее серьезной проблемой на АЭС Pickering было растрескивание стенок нескольких цирконий-ниобиевых каналов с водой под давлением в третьем и четвертом реакторах. Оказалось, что причиной этого растрескивания была существующая технология развальцовки труб в местах их соединений с концевиками. Трещины распространялись в результате образования гидроксида циркония каждый раз, когда реактор останавливался и расхолаживался. Поврежденные трубы были извлечены из двух реакторов станции Pickering и из двух реакторов станции Bruce и заменены на новые.

Характеристики реакторов Pickering оказались довольно обнадеживающими с точки зрения режима работы и высокой надежности, начиная с их запуска, если не считать проблемы растрескивания труб, которая сейчас уже решена. Этот успешный опыт в сочетании с эффективным использованием ресурсов ядерного топлива увеличил уверенность в удачном выборе реактора CANDU как основы развития ядерной энергетики в условиях Канады. Хотя капитальная стоимость тяжеловодной системы выше, чем для реакторов PWR и BWR, потребность в уране для этих реакторов примерно в 2 раза меньше, чем для легководных реакторов, имеющих такую же погнуто мощность.

Представителем реактора типа CANDU, в котором сохраняются преимущества тяжеловодного замедлителя, но возможно применение прямого цикла преобразования энергии, является реактор CANDU-BLW (реактор с легководным теплоносителем), прототип которого работал в Квебеке с 1971 по 1980 гг. Одной из главных забот при эксплуатации этого реактора было исследование возможности работы с положительными пустотным и мощностным коэффициентами реактивности. Измерения, выполненные в процессе работы реактора, указывают

на наличие большого положительного мощностного коэффициента реактивности порядка 10^{-4} (Ак/к) на 1 % увеличения мощности. Однако практически при регулировании реактора никаких серьезных проблем в связи с этим не возникло, так как постоянная времени, характеризующая запаздывание образования паровых пузырьков при увеличении мощности реактора, оказалась достаточно велика (около 18 с). Такое запаздывание возникает из-за больших диаметров твэлов (19,5 мм), расположенных в 18-твэльных топливных кассетах. Тем не менее здесь необходима тонкая регулировка уровня давления в паровом барабане в течение переходных процессов, например, при отключении турбины, чтобы исключить слишком быстрое изменение паросодержания в активной зоне.

В реакторе Gentilly для компенсации уменьшения реактивности при увеличении мощности в процессе запуска реактора используются бустерные стержни с обогащенным U. Было обнаружено, что введение в реактор таких бустерных стержней может привести к локальному разбалансу реактивности. В результате могут начаться пространственные колебания потока нейтронов, которые длятся несколько минут. Если эти колебания не подавить, то они могут привести к неравномерному выгоранию топлива. Чтобы предотвратить это явление, плотность потока нейтронов и распределение плотности энерговыделения в активной зоне непрерывно корректируются системой регулирования реактора.

Так же, как в CANDU-BLW, в реакторе SGHWR (Великобритания) каналы с топливом расположены вертикально. Однако в отличие от CANDU в этом реакторе используется топливо, обогащенное до 2,2 % по ^{235}U . Прототип SGHWR – реактор Winfrith Heath мощностью 100 МВт (эл.) работает в Дорсете с 1968 г. Этот реактор в свое время рассматривался как базовый для следующего этапа развития ядерной энергетики Великобритании. Однако, несмотря на отличные характеристики реактора-прототипа, SGHWR уступил эту роль реакторам AGR и легководным реакторам.

ГАЗООХЛАЖДАЕМЫЕ РЕАКТОРЫ С ГРАФИТОВЫМ ЗАМЕДЛИТЕЛЕМ

Основные характеристики газоохлаждаемого реактора с графитовым замедлителем

Реактор с графитовым замедлителем имеет более длинную историю, чем любой другой тип реакторов, поскольку первая критическая сборка, построенная под руководством Энрико Ферми в Чикаго в декабре 1942 г., представляла собой реактор с графитовым замедлителем на естественном уране.

Газоохлаждаемые реакторы с графитовым замедлителем прошли последовательно три стадии развития. На первом этапе был создан реактор на естественном металлическом уране с CO_2 -теплоносителем (реактор типа Magnox в Великобритании и реакторы типов G2 и EDF1 во Франции). На втором этапе началось строительство реакторов с обогащенным ураном в виде UO_2 с CO_2 -теплоносителем (усовершенствованные газоохлаждаемые реакторы в Великобритании). Наконец, третий этап характеризуется развитием высокотемпературных реакторов с высокообогащенным керамическим топливом и гелиевым теплоносителем (высокотемпературный реактор OECD Dragon, ториевый высокотемпературный реактор в ФРГ и HTGR Fort St. Vrain, США).

Для всех этих реакторов используется двухконтурная схема передачи теплоты, хотя высокотемпературный реактор может работать и с одноконтурным прямым циклом с гелиевой газовой турбиной.

Развитие реакторов типа Magnox в Великобритании началось со строительства в Виндскэйле реактора на естественном уране для наработки плутония. Использование естественного урана ограничивает выбор замедлителя бериллием, тяжелой водой и графитом. Выбор был остановлен на графите благодаря его доступности. Охлаждение легкой водой, как в реакторе для производства плутония в Хенфорде, США, бы-

ло отвергнуто из-за сложности конструкции и ухудшения баланса нейтронов в реакторе. Первый реактор, построенный в Виндскэйле, охлаждался воздухом, принудительно циркулирующим при атмосферном давлении. Однако для охлаждения энергетических реакторов, мощность тепловыделения в которых значительно выше, необходимо было использовать газ с высоким давлением. В качестве такого теплоносителя был выбран углекислый газ (CO_2), обладающий некоторыми привлекательными свойствами: относительно низкой стоимостью, низким поглощением тепловых нейтронов и слабым взаимодействием с графитом при температурах, характерных для реактора с металлическим урановым топливом. Низкое поглощение нейтронов важно не только с точки зрения баланса нейтронов, но также и для предотвращения возможности больших изменений реактивности при внезапной декомпрессии первого контура. Совместимость теплоносителя с замедлителем позволяет активную зону разместить внутри единого корпуса с высоким давлением.

Как замедлитель графит характеризуется достаточно высокой замедляющей способностью ($\xi\Sigma_s = 0,06 \text{ см}^{-1}$) и низким сечением поглощения нейтронов (3,4 мб). Его коэффициент замедления $\xi\Sigma_s/\Sigma_a \approx 220$. Длина диффузии нейтронов у чистого графита составляет примерно 54 см, поэтому реактор с графитовым замедлителем имеет значительно большие размеры, чем реактор с легководным замедлителем. Большие размеры особенно характерны для реактора на естественном уране, утечка нейтронов из которого должна быть очень малой, чтобы обеспечить необходимый запас реактивности. Реактор Magnox также значительно больше, чем реактор с D_2O -замедлителем, такой как CANDU, при такой же тепловой мощности.

Сочетание естественного урана и графитового замедлителя требует гетерогенного размещения топлива, чтобы уменьшить эффективный резонансный интеграл. Типичный твэл для такого реактора представляет собой металлический стержень диаметром 28 мм и длиной около 1 м. Эти стержни установлены в оребранных чехлах, сделанных из магниевового сплава (магнокс), по названию которого называется сам реактор. Низкое сечение поглощения магния ($\sigma_a = 63 \text{ мб}$) позволило сделать оболочку твэлов оребральной, чтобы увеличить площадь поверхности теплообмена, омываемой газовым теплоносителем.

Первой промышленной энергоустановкой с реакторами типа Magnox была атомная электростанция Calder Hall с четырьмя реакторными блоками, пущенная в 1956 г. В течение следующих 11 лет в Великобритании было построено 10 АЭС с 24 реакторами этого типа с полной

установленной мощностью 5000 МВт (эл.). На всех этих АЭС, кроме двух, применялись большие сферические корпуса реакторов, сделанные из нержавеющей стали, а на последних двух АЭС, в Олдбури и Вильфе, корпуса реакторов были сделаны из предварительно напряженного бетона такого же типа, как в первом газоохлаждаемом реакторе, построенном в Маркуле во Франции. При такой конструкции активная зона и теплообменники размещаются внутри корпуса реактора в единой интегральной компоновке.

Тепловой КПД реактора на естественном металлическом уране не превышает 30 %. Этот предел определяется допустимой температурой топлива и оболочек твэлов, которая, естественно, ограничивает температуру теплоносителя. Проблемы отвода теплоты от металлических топливных стержней большого диаметра и ограниченная радиационная стойкость металлического урана ограничивают энергонапряженность топлива и глубину выгорания значениями 5 МВт/т и 3600 МВт·сут/т соответственно. Большей термодинамической эффективности и более высокой энергонапряженности и глубины выгорания топлива можно достигнуть, переходя на двуокисное урановое топливо и более жаропрочный материал для оболочек твэлов, например, на нержавеющую сталь. Однако такое улучшение характеристик реактора достигается ценой обогащения топлива. Развитие этой концепции реакторов с графитовым замедлителем воплощено в усовершенствованном газоохлаждаемом реакторе АGR, на базе которого развивается второе поколение энергетических ядерных реакторов в Великобритании. Так же как в реакторе Magnox, в активной зоне АGR расположен графитовый замедлитель, а охлаждение осуществляется газообразным CO_2 .

Дальнейшее увеличение плотности энерговыделения в реакторе с графитовым замедлителем требует уже кардинально новой конструкции реактора, такой, например, как конструкция высокотемпературного газоохлаждаемого реактора HTGR. Термодинамическая эффективность АGR ограничена следующими обстоятельствами.

1. Гетерогенная структура топливной сборки ограничивает плотность энерговыделения, поскольку вся теплота генерируется в изолированной и относительно небольшой части объема активной зоны. Низкая теплопроводность UO_2 приводит к большой разности температур между центром топливного стержня и теплоносителем. Ограничения на плотность энерговыделения еще более ужесточаются из-за необходимости защитить топливо от чрезмерных температур в центре твэла в случае возможных всплесков мощности, по-

сколькo из-за низкой теплоемкости топливных сборок изменение температуры при изменении мощности происходит очень быстро.

2. При увеличении температуры теплоносителя происходит радиационное усиление реакции взаимодействия CO_2 с графитом. Поэтому CO_2 -теплоноситель нельзя использовать в такой системе при температурах выше $600\text{ }^\circ\text{C}$.
3. Изменения размеров графитовых блоков в активной зоне реактора результате облучения быстрыми нейтронами налагают ограничения на полную дозу облучения, которой может подвергнуться графит. Это в свою очередь ограничивает плотность мощности энерговыделения в активной зоне.

Первоначально концепция HTGR возникла как попытка исключить эти ограничения путем использования дисперсного топлива и гелиевого теплоносителя. В этом реакторе топливо и сырьевой материал находятся в форме очень маленьких окисных частиц, каждая из которых покрыта непроницаемым материалом, и эти частицы диспергированы в графитовой матрице. Увеличение площади теплопередающей поверхности снижает разность температур между топливом и теплоносителем, а исключение металлических оболочек снимает дополнительные ограничения на энергонапряженность топлива. Весь графит в активной зоне находится в составе ТВЭЛов и извлекается вместе с ними в конце кампании. Тем самым снимается ограничение на облучение графита быстрыми нейтронами. Использование гелиевого теплоносителя исключает проблему химического взаимодействия графита с теплоносителем.

Успех концепции HTGR принципиально зависит от возможности создания непроницаемого покрытия топливных частиц, которое было бы в состоянии противостоять высоким температурам в течение всего времени облучения ТВЭЛов. На первом этапе работ по созданию HTGR проводились обширные испытания топлива в экспериментальных высокотемпературных реакторах с гелиевым охлаждением. Было построено несколько таких реакторов: ядерная энергоустановка Gulf General Atomic мощностью 40 МВт (эл.) в Пич Боттоме, штат Пенсильвания, США, реактор OECD Dragon мощностью 20 МВт (т.) в Винфрит Хит, Великобритания, и реактор AVR в Юлихе, ФРГ.

Ниже описываются типичные конструкции реакторов с графитовым замедлителем: реактора типа Magnox в Вильф Хед, Северный Уэльс; усовершенствованного газоохлаждаемого реактора в Гартлепуле и высокотемпературного реактора в Форте Сант Врэйн. В табл. 15 приведены основные параметры этих трех реакторов.

Рабочие параметры, типичные для реакторов Magnox AGR и HTGR

Параметр	Magnox	AGR	HTGR
Мощность, МВт	590	625	330
Диаметр активной зоны, м	17,4	9,3	5,95
Высота активной зоны, м	9,2	8,2	4,75
Загрузка топливом	525 т U естественного	120 т 2,3 %-го	0,87 т ²³⁵ U, 19,5 т Th (начальная загрузка)
Температура теплоносителя на выходе из активной зоны, °С	414	648	785
Средняя плотность мощность энерговыделения, МВт/м	0,86	3,4	6,3

Реактор MAGNOX на естественном уране с графитовым замедлителем

Особенности конструкции реакторов типа Magnox показаны на примере, построенных в Великобритании реакторов для АЭС мощностью 1190 МВт (эл.) в Вильфе Хед, Северный Уэльс, имеющей два энергетических блока. Эта АЭС начала работать в январе 1971 г.

Первые реакторы типа Magnox имели большой сферический корпус из нержавеющей стали, удерживающий высокое давление и связанный каналами с установленными вне его парогенераторами. Создание конструкции стального корпуса с размерами, необходимыми для размещения в нем большой активной зоны реактора Magnox, представляет довольно сложную техническую задачу, и единичные мощности последних реакторов этого типа практически подошли к пределу возможности изготовления корпусов необходимых размеров. Дальнейшее увеличение размера корпуса реактора оказалось возможным только при изготовлении его из предварительно напряженного бетона. В таком корпусе размещается весь первый контур, включающий активную зону, циркуляционные насосы и парогенераторы. Интегральная компоновка оборудования в массивном бетонном корпусе и высокая надежность последнего по отношению к любым катастрофическим разрушениям ослабили требования к месторасположению АЭС. В результате более поздние АЭС с AGR, корпус которых сделан из предварительно напряженного бетона, размещены в районах с высокой плотностью населения. Эта концепция имеет значительные преимущества с точки зрения

компактности установки, а также экономики и безопасности АЭС, но потребовались большие усилия, чтобы решить проблему защиты бетона от возможности его контактов с горячим газовым теплоносителем. Эта задача была решена установкой с внутренней стороны стенки корпуса стальной оболочки, охлаждаемой водой. Для установки газодувок и парогенераторов предусмотрены проходки.

На рис. 33. показана схема компоновки первого контура реактора на АЭС в Вильфе. Диаметр внутренней сферической поверхности бетонного корпуса равен 293 м, а минимальная толщина бетонной стенки корпуса составляет 3,3 м. Внешний профиль корпуса представляет собой ряд цилиндрических поверхностей. Предварительное сжатие бетона осуществляется тремя системами металлических стяжек.

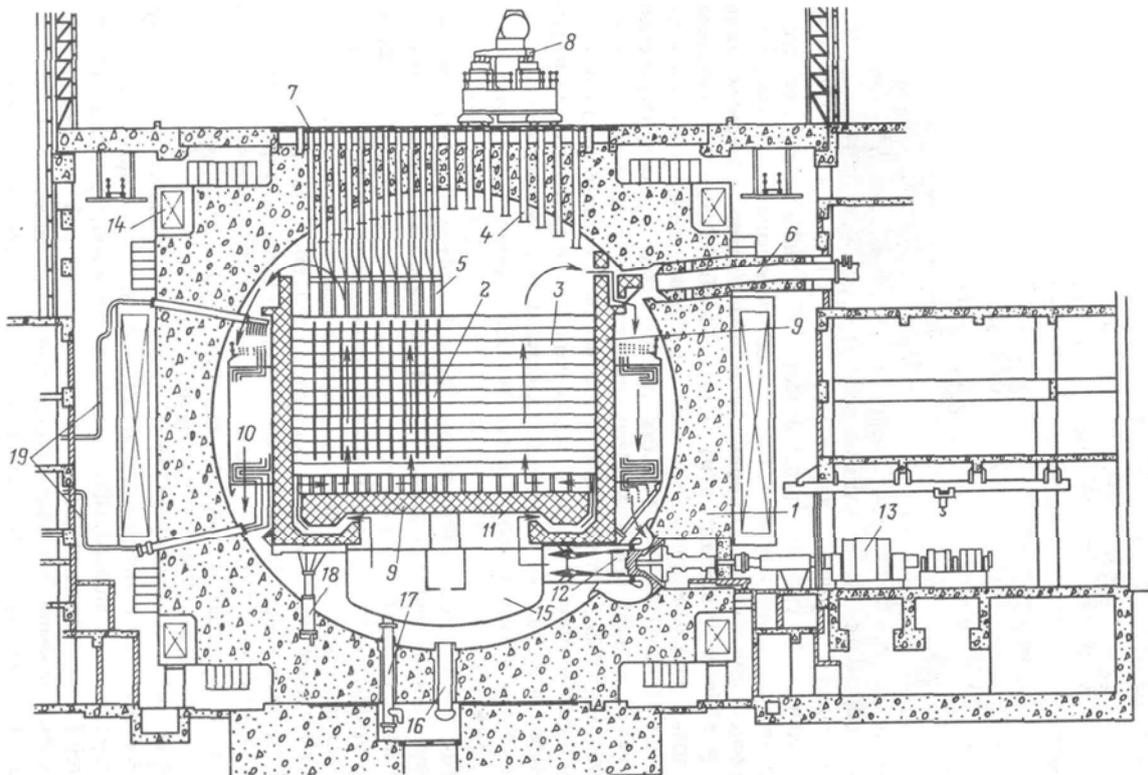


Рис. 33. Поперечное сечение реактора Magnox: 1 – корпус реактора; 2 – твэлы; 3 – графитовый замедлитель; 4 – загрузочные каналы; 5 – система направляющих труб; 6 – каналы с предохранительными клапанами; 7 – крышка; 8 – загрузочное устройство; 9 – нейтронная защита; 10 – парогенератор; 11 – радиальная решетка; 12 – газодувка; 13 – двигатель газодувки; 14 – струны, создающие предварительное натяжение бетона; 15 – нагревательная камера; 16 – люк для доступа персонала; 17 – канал для CO₂; 18 – опорные колонны; 19 – паропроводы и трубопроводы для питательной воды

Первая из них состоит из набора обручей, охватывающих внешние стенки корпуса и скрепленных 16 вертикальными стяжками. Вторая система стяжек проходит в вертикальных плоскостях через боковые стенки, а третья система стягивает верхнюю и нижнюю крышки корпуса. В каналах и стенках корпуса установлены четыре одноступенчатые осевые газодувки, нагнетающие газовый теплоноситель в общую камеру и затем через входной кольцевой канал в активную зону реактора. Пройдя через активную зону, CO_2 при температуре $414\text{ }^\circ\text{C}$ выходит через верхний кольцевой канал и поступает в парогенераторы, которые установлены с внешней стороны боковой защиты реактора. Давление в контуре поддерживается на уровне 2,8 МПа.

Необходимость насколько возможно уменьшить размеры корпуса реактора привела к разработке компактной конструкции парогенерирующей установки. Поэтому был выбран паровой цикл с одним уровнем давления с компактным одноходовым парогенератором, в котором экономайзер, испаритель и перегреватель пара расположены вдоль одной оси вплотную друг за другом. Такая конструкция позволила исключить дополнительные проходки через стенку корпуса реактора, которые были бы необходимы в случае системы с двумя уровнями давления. Паро-паровой подогреватель обеспечивает необходимую сухость пара, отбираемого из турбины.

Внутренняя поверхность корпуса защищена стальной газонепроницаемой оболочкой толщиной 19 мм. К внешней поверхности этой оболочки приварены трубы, по которым прокачивается вода, отводящая теплоту. Защита парогенераторов от нейтронного и γ -облучения обеспечивается двумя концентрично расположенными баками с водой, между которыми установлены стальные плиты и графитовые блоки.

Конструкции активной зоны и защиты опираются на радиальную решетку, установленную на роликах в корпусе реактора. Твэлы с естественным ураном вставлены в вертикальные каналы в графитовых блоках, собранных в конструкцию диаметром 17,4 м и высотой 9,2 м. 6150 каналов образуют квадратную решетку с шагом 19,7 см. Твэлы с металлическим ураном представляют собой цилиндрические стержни диаметром 28 мм и длиной 1 м. В каждом канале размещены 8 таких стержней друг за другом вдоль оси канала. Урановые стержни заключены в оболочку, сделанную из сплава А1-80 Magnox. На поверхности оболочки предусмотрено «елочное» оребрение, фиксирующее твэлы в каналах (рис. 34). Поверхность твэлов разделена на четыре сектора рядом выступов, которые обеспечивают центровку твэла в канале и пре-

пятствуют его изгибу. Ребра на поверхности твэла расположены таким образом, чтобы обеспечить пространство для прохода газа в примыкающих секторах. Формы двух соседних секторов представляют собой зеркальное отражение друг друга. Это обеспечивает устойчивость твэлов в потоке газа.

Реактор в Вильфе, как и все реакторы типа Magnox, перегружается под нагрузкой. Перегрузочная машина установлена на верхней горизонтальной поверхности реактора. Доступ в активную зону обеспечивается через загрузочные каналы, проходящие через верхнюю крышку. Каждый из загрузочных каналов оборудован вращающимся загрузочным желобом, позволяющим обслуживать несколько топливных каналов через один загрузочный канал. В отличие от первых АЭС с реакторами Magnox на АЭС в Вильфе нет бассейна для хранения отработанных твэлов. Твэлы хранятся в вертикальных герметичных трубах в атмосфере CO_2 . Их охлаждение обеспечивается естественной конвекцией воздуха.

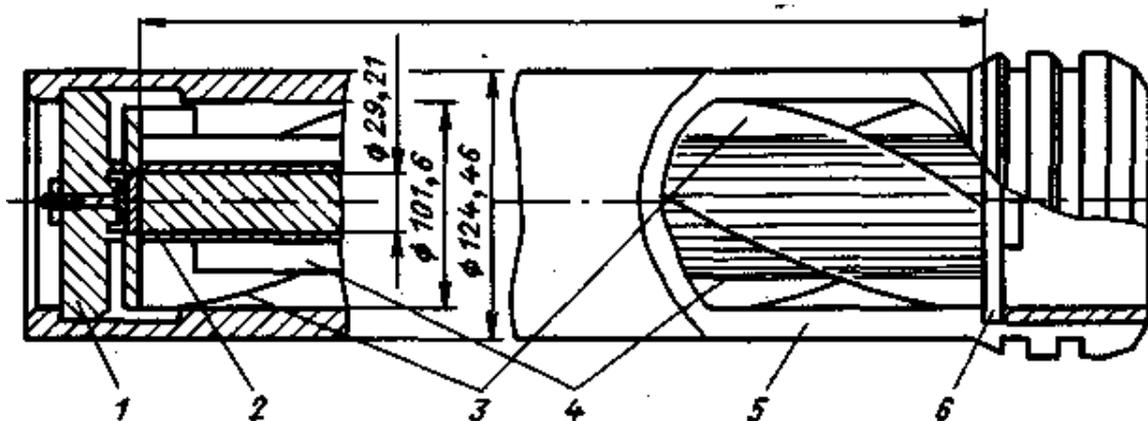


Рис. 34. Твэл реактора Magnox: 1 – подставка из спрессованного алюминия; 2 – оболочка из сплава Magnox; 3 – винтообразное ребро; 4 – продольное ребро; 5 – трубка-подставка из графита; 6 – фланец из сплава Magnox

Изменение реактивности при выгорании топлива компенсируется выравнивающими выгорающими поглотителями, которые загружаются перегрузочной машиной. Секторное регулирование реактора обеспечивается 32 стержнями из малоуглеродистой стали, работающими в автоматическом режиме. Это обеспечивает контроль температуры газа на выходе из 16 зон. Для компенсации большого изменения реактивности при запуске остановленного холодного реактора и его выходе на полную, мощность используются стержни из борированной стали, полный вес реактивности которых составляет 6,5 %.

Усовершенствованный газоохлаждаемый реактор

Как уже отмечалось выше, усовершенствованный газоохлаждаемый реактор AGR является представителем второго поколения энергетических реакторов в Великобритании. Реакторы типа AGR имеют следующие особенности.

1. Обогащенное оксидное топливо, расположенное в хвалах со стальной оболочкой. Твэлы установлены в кассетах по 36 шт. в каждой. Средняя удельная энергонапряженность топливной сборки составляет 12,5 МВт (т.) на 1 т U.
2. Тепловой КПД около 40 % обеспечивается использованием в качестве теплоносителя двуокси углерода с давлением 4,2 МПа и температурой на выходе из активной зоны 650 °С.
3. Использование современной парогенерирующей установки с параметрами пара 17 МПа и 540 °С.
4. Корпус реактора изготовлен из предварительно напряженного бетона. Внутри корпуса расположены активная зона, защита, парогенераторы и газодувки. Над активной зоной внутри корпуса установлен стальной купол, обеспечивающий поступление холодного газа в активную зону для поддержания температуры графитового замедлителя на уровне, при котором запасенная под действием радиации энергия в графите и изменение размеров графитовых блоков минимальны.
5. Перегрузка топлива под нагрузкой с помощью более простой по конструкции перегрузочной машины, чем машина, используемая в реакторах Magnox. Максимальная глубина выгорания топлива 18 000 МВт·сут/т.

Рассмотрим конструкцию ACR с единичной мощностью 625 МВт (эл.), установленного на АЭС в Гартлепуле, Северо-Восточная Англия. К одной из наиболее интересных особенностей конструкции этого реактора следует отнести «стручковую» концепцию парогенераторов. В такой конструкции парогенераторы расположены в цилиндрических полостях в стенках бетонного корпуса реактора в отличие от более обычной компоновки, в которой активная зона реактора и парогенераторы расположены внутри бетонного корпуса.

Расположение активной зоны реактора и парогенераторов показано на рис. 35. Корпус имеет цилиндрическую форму с наружным диаметром 25,9 м и высотой 29,3 м. Восемь парогенераторов размещены в цилиндрических полостях диаметром 2,75 м внутри стенки корпуса толщиной

6,4 м. Эти полости проходят по всей высоте корпуса и соединены каналами с реакторным объемом. Газодувки установлены под парогенераторами. Такая конструкция обладает следующими преимуществами.

1. Облегчается доступ в парогенераторам для их ремонта или замены по сравнению с их размещением в том же объеме, что и активная зона.
2. Можно исключить специальную радиационную защиту между активной зоной и парогенераторами, поскольку ее роль выполняет бетонная стенка корпуса реактора.
3. Поскольку питание водой и отвод пара из парогенераторов осуществляется сверху, то никаких сварных швов и соединений не нужно делать внутри самого корпуса реактора, и не нужны горизонтальные проходки.
4. Отсутствие патрубков и каналов на наружных цилиндрических поверхностях корпуса упрощает конструкцию стяжек для создания предварительного напряжения в бетоне. Это напряжение создается внешней обмоткой цилиндрического корпуса стальными канатами.

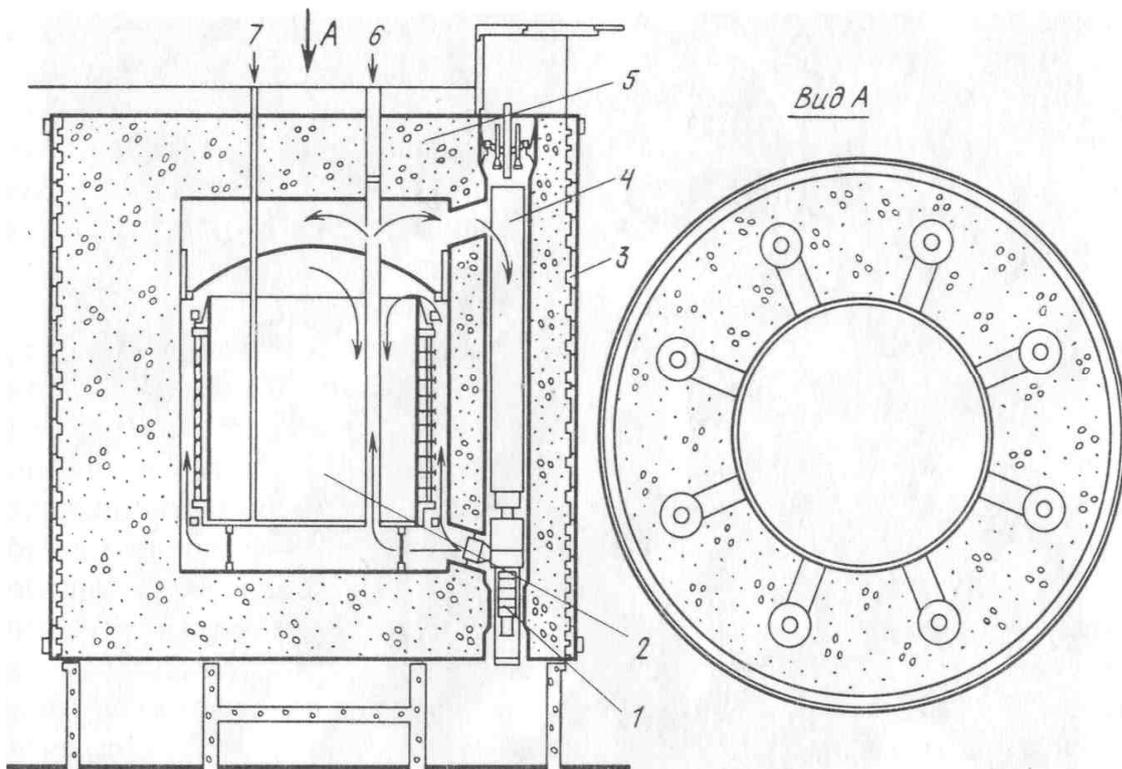


Рис. 35. Система циркуляции теплоносителя в усовершенствованном газоохлаждаемом реакторе АGR: 1 – газодувка с двигателем; 2 – активная зона; 3 – каналы для обмотки стягивающими струнами; 4 – парогенератор; 5 – верхняя крышка; 6 – каналы для перегрузки топлива; 7 – стержень регулирования

Эти преимущества достигаются ценой увеличения толщины стенок бетонного корпуса и увеличения полной площади изоляционной оболочки, которая устанавливается с внутренней поверхности корпуса для защиты его от горячего газа.

Активная зона диаметром 13,1 м закрыта сверху крышкой толщиной 5,5 м. Поскольку система перегрузки топлива требует создания индивидуальных подходов к каждому каналу, то верхняя крышка пронизана большим числом загрузочных каналов. Это делает невозможным пропустить стягивающие бетон струны через секцию корпуса над активной зоной. Поэтому эти стяжки размещены с внешней стороны крышки. Аксиальное сжатие бетонного корпуса осуществляется вертикальными стяжками, проходящими через стены, а напряжение вдоль окружности создается намоткой проволочных канатов под напряжением. Эти канаты укладываются в специальные каналы в стенках корпуса.

Система циркуляции газового теплоносителя схематически изображена на рис. 35. Особенности ее устройства определяются требованиями поддерживать температуру графитового замедлителя на уровне, при котором радиационное распухание графита и запасенная энергия в нем будут минимальны. Это достигается организацией потока газового теплоносителя сверху вниз через кольцевые зазоры между графитовыми гильзами, окружающими твэлы (рис. 36), и блоками замедлителя, формирующими структуру активной зоны. Главные циркуляторы (газодувки) подают газ с температурой 290 °С в нагревательную камеру, расположенную под активной зоной. Из нагнетательной камеры большая часть потока газа (около 60 %) поступает в каналы, окружающие твэлы, другая его часть проходит через кольцевой зазор между наружной поверхностью активной зоны и внутренней поверхностью боковой стенки корпуса. Для того чтобы отделить горячий газ, прошедший через каналы вокруг твэлов, от более холодного газового потока, текущего в кольцевом зазоре вокруг активной зоны, над активной зоной установлен стальной купол, разделяющий эти потоки. Поток газа из периферийного кольцевого зазора нагнетается в пространство под куполом, откуда поступает вниз через каналы в графитовом замедлителе. В нижней части активной зоны он смешивается с потоком газа, поступающим из циркуляторов, и направляется вместе с ним в каналы охлаждения твэлов. Охлаждение блоков графитового замедлителя позволяет поддерживать их температуру на уровне 325...500 °С, при которой радиационные эффекты относительно невелики.

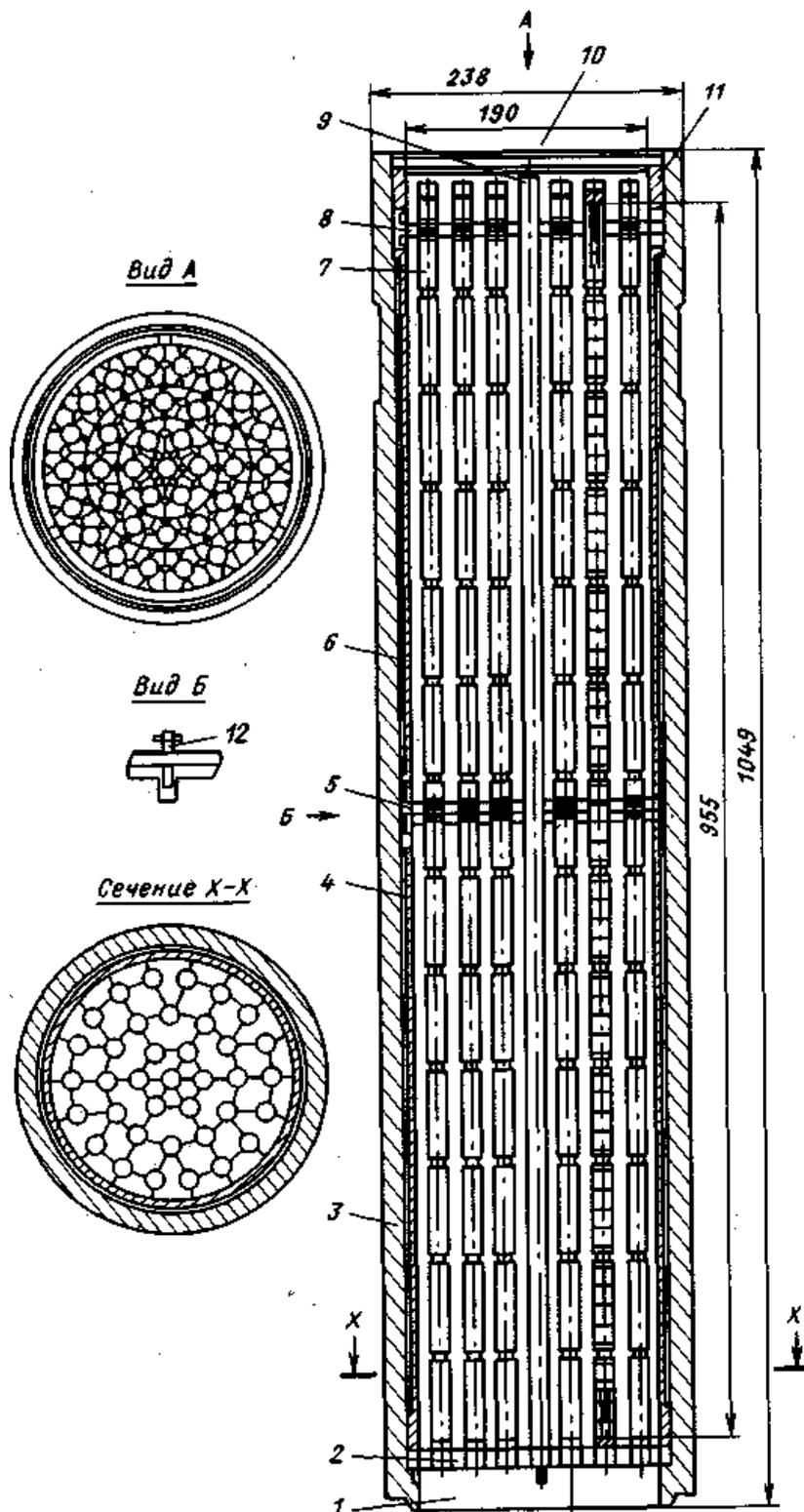


Рис. 36. Сборка твэлов для реактора АGR: 1 – нижний торец; 2 – нижняя решетка; 3 – внешняя графитовая трубка; 4 – нижняя графитовая трубка; 5 – центральная решетка; 6 – верхняя графитовая трубка; 7 – твэл; 8 – верхняя решетка; 9 – направляющая трубка; 10 – верхний торец; 11 – закрепительное кольцо; 12 – деталь закрепления

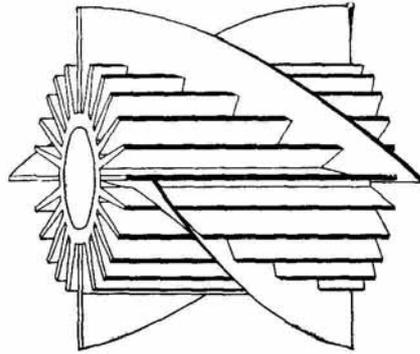


Рис. 37. Многозонный тепловыделяющий элемент; продольное оребрение с винтообразными пластинами

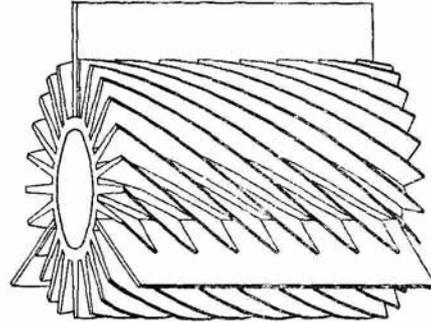


Рис. 38. Многозонный тепловыделяющий элемент; винтовое оребрение с прямыми пластинами

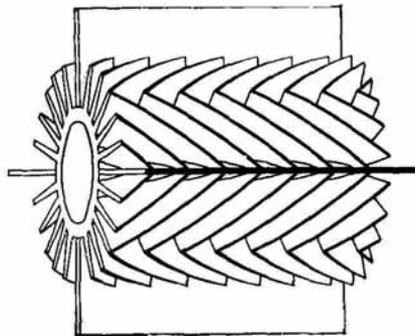


Рис. 39. Трубчатый твэл с односторонним охлаждением для реактора EDF-3, 4. Оболочка с шевронными плоскими ребрами и центрирующими деталями; сердечник из сплава U – 1,1 %Mo в виде трубы 43×23 мм

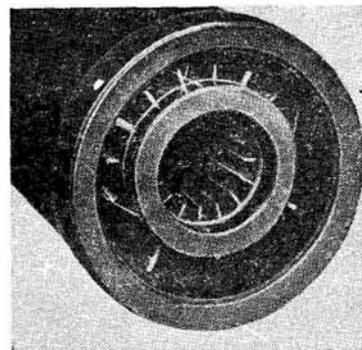


Рис. 40. Кольцевой твэл с реактора EDF-3, 4 в графитовой трубе Ø 70×54 мм с двухсторонним охлаждением

Поток горячего газа из каналов охлаждения твэлов поступает в пространство над куполом через систему направляющих труб и загрузочных каналов. Загрузочные каналы проходят через газонепроницаемые уплотнения в стальном куполе, и газ с выходной температурой нагнетается в горячую камеру над куполом через отверстия в стенках загрузочных каналов. Из этой камеры газ, имеющий температуру 650 °С, поступает через выходные патрубки на вход в парогенераторы. Верхняя поверхность купола теплоизолирована, чтобы защитить стальные конструкции от нагрева горячим газом. Теплоизоляция и охлаждение купола холод-газом, поступающим под купол, обеспечивают температуру стальных конструкций на уровне около 370 °С. Хорошо продуманная

конструкция и качественное изготовление купола и окружающей его юбки, связывающей купол с внутренней оболочкой корпуса, – это существенные элементы безопасности реактора, поскольку разрушение купола может привести к потере теплоносителя в активной зоне.

При строительстве бетонных корпусов возникает серьезная проблема защиты бетона от горячего газового теплоносителя. Поскольку температура бетона не должна превышать 60 °С, то все внутренние поверхности корпуса должны быть экранированы теплоизоляционным материалом. Центральная полость в корпусе экранирована стальной оболочкой толщиной 19 мм везде, кроме области проходов в верхней крышке, где толщина стального листа увеличена до 25,4 мм. Оболочка крепится к бетону шпильками, установленными с небольшим шагом. Охлаждение оболочки осуществляется водой, текущей по трубам квадратного сечения, приваренным к ее наружной поверхности. Внутренняя поверхность оболочки покрыта стальной фольгой или керамическим волокнистым изоляционным материалом. Аналогичные оболочки установлены в каналах для парогенераторов и вокруг их соединительных патрубков. Охлаждение каналов для перегрузки топлива обеспечивается специальной рубашкой охлаждения, состоящей из трех концентрических стенок. Пространство между внутренней и промежуточной трубами заполнено теплоизолирующим материалом, а пространство между промежуточной и наружной трубами формирует собственную рубашку охлаждения, через которую течет вода.

Парогенераторы представляют собой конструкцию одноходового типа, в которой пароподогреватель размещен над перегревателем испарительной секции с высоким давлением. Цилиндрическая поверхность нагрева имеет форму оребренной трубы с многозаходной винтовой навивкой. Газовый теплоноситель, поступающий в парогенератор через входной патрубок из камеры над куполом, имеет давление 4 МПа и температуру 650 °С. Его циркуляция обеспечивается центробежной газодувкой, установленной вертикально под парогенератором. Конструкция камеры для парогенератора позволяет легко устанавливать изготовленный в заводских условиях агрегат. Единственная операция, которую нужно сделать на месте установки, – это присоединение паропроводов и линий питательной воды. Параметры пара, вырабатываемого в парогенераторах AGR, позволяют использовать стандартные турбины, которые применяются на современных тепловых электростанциях. Это уменьшает капитальную составляющую стоимости АЭС с AGR.

Конструкция, включающая активную зону и защиту, покоится на опорах, установленных на нижней крышке бетонного корпуса. Активная зона имеет 324 канала для топливных кассет, образующие квадратную решетку с шагом 457 мм. Графитовый замедлитель сформирован из кольцевых графитовых блоков, установленных в колонны. В каналах внутри этих колонн размещены кассеты с твэлами. Нижняя часть колонн формирует нижнюю торцевую нейтронную защиту, которая ослабляет поток нейтронов в районе расположения выходных патрубков газодувок и тем самым снижает активацию элементов конструкции газодувок и парогенераторов до приемлемого уровня. Защита собрана из графитовых блоков, в центральные каналы которых вставлены стальные спиральные пробки. Активная зона, имеющая высоту 8,2 м и диаметр 9,3 м, окружена графитовым отражателем. Над отражателем установлена верхняя торцевая нейтронная защита, собранная из графита. Эта защита обеспечивает снижение активации компонентов конструкции, расположенных над активной зоной, до уровня, допускающего прямой к ним доступ после остановки реактора.

Графит, формирующий активную зону, представляет собой изотропный материал с двойной пропиткой для сведения к минимуму изменений его размеров при облучении нейтронами. В качестве дополнительной меры, нейтрализующей этот эффект, предусмотрена специальная конструкция опор активной зоны. Эти опоры сконструированы таким образом, что любое перемещение элементов конструкции активной зоны определяется перемещением опор, а не самого графита. Графитовая сборка набрана послойно из отдельных брусков. Каждая колонна радиально скреплена с соседними колоннами. Вся сборка прикреплена к опорной конструкции, прикрепленной сверху и снизу к стенке бетонного корпуса. В цилиндрических графитовых брусках замедлителя сделаны концентрические каналы, в которых установлены кассеты с твэлами. Между этими блоками с топливными каналами установлены графитовые блоки меньшего размера с каналами для стержней регулирования. Стержни регулирования составлены из четырех последовательно гибко соединенных секций. Такая конструкция обеспечивает лучшее передвижение стержней в каналах по сравнению с цельным жестким стержнем.

Стандартная кассета AGR содержит 36 цилиндрических твэлов. Твэлы набраны из полых топливных таблеток со слабообогатенным UO_2 . Оболочки твэлов сделаны из нержавеющей стали и имеют низкопрофильное оребрение. Пучок твэлов, образующих кассету, установлен

в графитовой цилиндрической гильзе. На первой стадии разработки конструкции твэлов в качестве материала для их оболочки рассматривался бериллий. Использование этого материала позволило бы улучшить баланс нейтронов в реакторе, но из-за трудности его обработки окончательный выбор остановился на нержавеющей стали.

Каждая топливная сборка имеет длину 1041 мм. Восемь таких сборок установлены последовательно друг за другом и стянуты стержнем. Эта кассета целиком загружается и выгружается из реактора. Поскольку перегрузка топлива без остановки реактора здесь не так важна для обеспечения экономически эффективной работы реактора, как для реактора на естественном уране типа Magnox, то в AGR система перегрузки упрощена для увеличения ее надежности. Скорость перегрузки топлива в AGR сравнительно низкая (примерно три канала в неделю), и схема перегрузки топлива для реактора в Гартлепуле не включает аксиальной и радиальной перестановки кассет. Поскольку для каждого топливного канала предусмотрен свой перегрузочный канал, то конструкция перегрузочной машины сравнительно проста. Подход к равновесному режиму работы осуществляется от начальной загрузки с пониженным содержанием топлива. В момент запуска в активной зоне содержится неполный комплект топливных кассет, и незанятые каналы постепенно заполняются по мере уменьшения реактивности при выгорании топлива.

Несмотря на успешную работу прототипа реактора типа AGR в Винд-эйле который начал функционировать в 1962 г., возникшие неожиданные проблемы привели к ощутимой задержке в осуществлении программы строительства реакторов AGR, в частности первой из запланированных станций Dungeness B. Большая часть этих проблем возникла при масштабировании реактора-прототипа мощностью 33 МВт (эл.) до полномасштабной системы мощностью 625 МВт (эл.). Среди этих проблем выделим следующие.

1. Шумы и вибрации в полномасштабном реакторе оказались значительно сильнее, чем в его прототипе. Это было в основном связано с увеличением давления газового теплоносителя от 2,0 до 43 МПа. Главным источником шумов были газодувки, регулируемые заглушки в стрингерах топливных кассет и теплоизоляционные пластинчатые покрытия стенок корпуса. Вибрация последних могла привести к очень серьезным последствиям, поскольку отслоение металла с последующей эрозией теплоизоляции может привести к прямому контакту высокотемпературного теплоносителя с бетоном и нагреванию его до недопустимо высокой температуры. Что-

бы ликвидировать эти вибрации, потребовалось значительно модифицировать компоненты конструкции.

2. Коррозия в парогенераторах как со стороны пара, так и со стороны двуокиси углерода потребовала изменения конструкционных материалов и снижения рабочих температур. Сложный набор материалов в одноходовых парогенераторах делает очень трудной оптимизацию температурного режима в этой области.

Выбор присадок к теплоносителю также был предметом серьезных забот, поскольку добавление метана для уменьшения коррозии графита приводит к высаживанию углерода на ребрах оболочек твэлов и их коррозии. Хотя приемлемая композиция газа и была подобрана, но полная уверенность в достижении приемлемого уровня коррозии была достигнута только после длительной работы новых станций. При этом оказалось необходимым в графитовых блоках просверлить вертикальные каналы, чтобы обеспечить равномерную диффузию метанового ингибитора в толще графита.

Первые две АЭС с AGR, Hinkley Point B и Hunterston B начали работать в 1976 г.

Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор

Атомная энергоустановка Fort St. Vrain, построенная фирмой Gulf General Atomic около Денвера, штат Колорадо, США, стала первым работающим полномасштабным энергетическим реактором высокотемпературного типа. На АЭС Fort St. Vrain установлен один реактор мощностью 822 МВт и электрической мощностью нетто 330 МВт. Реактор достиг критичности в феврале 1974 г. и начал работать на номинальном уровне мощности в 1979 г. К главным особенностям этой системы следует отнести: тории-урановый топливный цикл с топливом в виде частиц покрытиями; использование графита в качестве оболочек твэлов и замедлителя; гелиевый теплоноситель с температурой на выходе из активной зоны 770 °С; одноходовые модульные парогенераторы с интегральной компоновкой перегревателей пара; корпус из предварительно напряженного бетона.

Активная зона, парогенераторы и гелиевые газодувки установлены внутри корпуса реактора, сделанного из бетона, армированного стальными оброчками и предварительно напряженного стальными канатами. Через верхнюю крышку корпуса проходят каналы, которые используются для перегрузки топлива и для размещения приводов стержней регулирования. С внутренней стороны стенок корпуса установлена охлаждае-

мая водой оболочка из углеродистой стали, которая образует газонепроницаемую камеру и выполняет функцию первичной против-аварийной оболочки. Функцию вторичной противаварийной оболочки выполняет корпус реактора. Проходки в стенках корпуса имеют две герметизирующие заслонки, чтобы сохранить двойную систему герметизации.

Устройство первого контура циркуляции теплоносителя схематически изображено на рис. 41. Система отвода теплоты из активной зоны разделены на две параллельные петли, в каждой из которых установлен шест-тимодульный парогенератор и две гелиевые газодувки, приводимые паром. Газ из всех четырех газодувок нагнетается в камеру, расположенную под опорным полом активной зоны. Затем поток газа по кольцевому зазору вокруг активной зоны поступает в камеру над активной зоной, откуда движется вниз через активную зону, нагреваясь до температуры 780 °С. Горячий газ проходит далее через парогенератор и поступает в газодувки. Паровые турбины газодувок приводятся паром, предварительно прошедшим через турбину турбогенератора и пароподогреватель. Каждый из модулей парогенератора содержит секции подогревателя, перегревателя и испарителя-экономайзера.

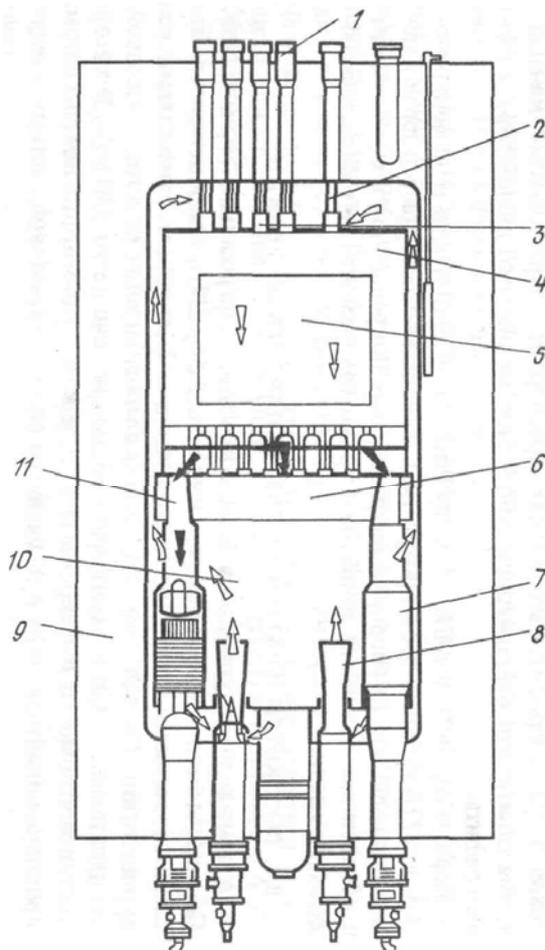
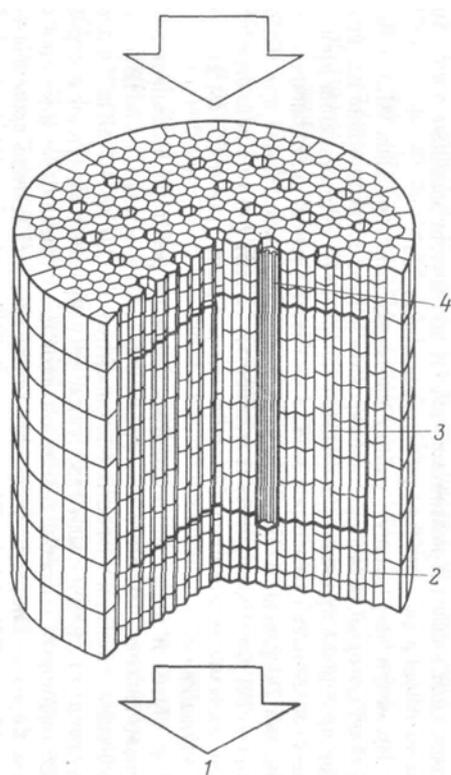


Рис. 41. Система циркуляции теплоносителя в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе «Fort St. Vrain»:

1 – проходки для перегрузки топлива; 2 – стержни регулирования; 3 – клапаны; 4 – отражатель; 5 – активная зона; 6 – поддон активной зоны; 7 – парогенератор; 8 – гелиевая газодувка (циркулятор); 9 – корпус реактора из предварительно напряженного бетона; 10 – холодный гелий; 11 – горячий гелий

Активная зона реактора имеет цилиндрическую форму высотой 4,75 м и диаметром 6 м (рис. 42). Она окружена графитовым отражателем толщиной 1 м на верхнем торце и 1,2 м на нижнем торце и на боковых поверхностях. Активная зона набрана из 247 вертикальных топливных сборок, каждая из которых содержит шесть элементов, установленных друг над другом вдоль вертикальной оси. Эти элементы длиной 0,79 м имеют призматическую форму с гексагональным поперечным сечением шириной граней 036 м. Для организации перегрузки топлива активная зона разделена на отдельные зоны, каждая из которых, кроме нескольких зон на границе, содержит семь топливных сборок. Эти семь сборок каждой зоны установлены на одном гексагональном блоке, как показано на рис. 43. Сами блоки опираются на опорный бетонный пол активной зоны, защищенный стальной оболочкой, охлаждаемой водой. Вся графитовая структура окружена стальным цилиндром, который служит боковой опорой для стержней топлива и отражателя.



*Рис. 42. Активная зона высокотемпературного газоохлаждаемого реактора «Fort St. Vrain»:
1 – поток теплоносителя;
2 – отражатель; 3 – активная зона; 4 – каналы для стержней регулирования*

Высокая удельная энергонапряженность НТГР не позволяет использовать графитовую конструкцию активной зоны внутренних слоев отражателя в течение всего ресурса реактора. Часть бокового отражателя непосредственно примыкающего к активной зоне, набрана из отдельных графитовых блоков, которые заменяются вместе с заменой смежных с ними топливных зон. Торцевой отражатель заменяется вме-

сте с заменой соответствующего топливного стержня. Поскольку замедлитель входит составной частью в твэлы, то он заменяется при соответствующей перегрузке топлива.

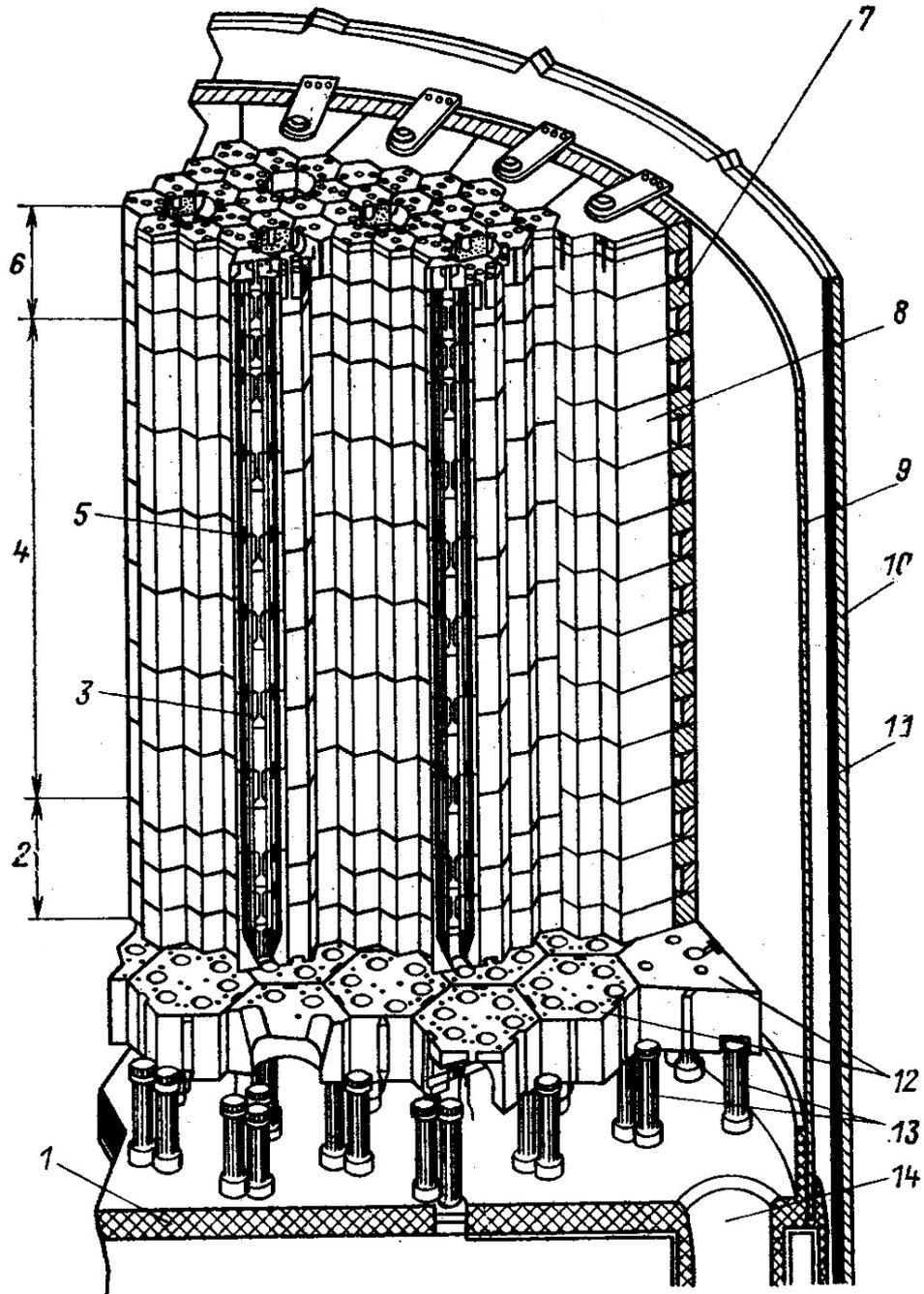


Рис. 43. Активная зона HTGR АЭС «Fort St. Vrain»: 1 – керамическая тепловая защита; 2 – нижний отражатель; 3 – технологический канал; 4 – активная зона; 5 – ТВС; 6 – верхний отражатель; 7 – слой борированных блоков; 8 – блок бокового отражателя; 9 – обечайка активной зоны; 10 – герметичная оболочка; 11 – тепловая защита; 12 – блоки нижней плиты; 13 – опора; 14 – входной канал парогенератора

Топливные стержни установлены в 210 вертикальных каналах, проходящих через каждый гексагональный графитовый блок. Такой блок содержит также 108 вертикальных каналов для прохода теплоносителя. Топливо и сырьевой материал в виде частиц с покрытием распределены в графитовой матрице. Ядро частицы топлива содержит смесь дикарбидов урана и тория, а ядро частицы сырьевого материала содержит только дикарбид тория. Каждый тип частицы имеет четырехслойное покрытие. Внутренний слой покрытия сделан из пористого пироуглерода, который поглощает осколки деления, а в его порах накапливаются газообразные продукты деления. Следующий слой покрытия – высокоплотный пиролиитический углерод, а третий слой – карбид кремния, непроницаемый для летучих твердых продуктов деления, таких как стронций и цезий. Четвертый слой из пиролиитического углерода предназначен для увеличения прочности композиционного покрытия и защиты карбида кремния от химического воздействия теплоносителя. Диаметр частиц сырьевого материала в 2 раза больше диаметра топливных частиц. В полости в топливе или в специальные каналы вводятся также выгорающие поглотители в форме карбида бора. Эти поглотители компенсируют изменение реактивности вследствие выгорания топлива и накопления продуктов деления.

Как уже говорилось выше, активная зона разделена на отдельные зоны, каждая из которых содержит семь топливных стержней. В центральном стержне сделаны три цилиндрических канала, проходящих через верхний торцевой отражатель и активную зону. Два из этих каналов заняты стержнями регулирования, содержащими карбид бора. Стержни приводятся двигателями, расположенными в проходках для перегрузки топлива в верхней крышке реактора. Третий канал предназначен для размещения шаров из карбида бора, которые сбрасываются в него для аварийной остановки реактора. Реактор имеет 74 стержня регулирования, перемещающихся попарно.

Перегрузка топлива осуществляется при остановленном реакторе. Одновременно заменяется 1/6 часть топливной загрузки. Реактор Fort St Vrain начал работать в режиме открытого топливного цикла без переработки ^{233}U . Отработанное топливо хранится для использования в будущем. Запланированная глубина выгорания 100000 МВт·сут/т. Испытания, проведенные на реакторе в Peach Bottom и на других реакторах, дают уверенность в устойчивости дисперсного топлива из частиц с покрытием при глубине выгорания такого порядка.

Чтобы выровнять распределение плотности энерговыделения в реакторе, активная зона разделена на четыре радиальные зоны с различ-

ными загрузками урана в каждой. Аналогичное зонирование распределения сырьевых материалов позволяет свести к минимуму изменение радиального коэффициента неравномерности тепловыделения в процессе выгорания. Топливная загрузка разделена также аксиально на две зоны с более высокой концентрацией топлива в верхней части активной зоны. Это сделано для того, чтобы сдвинуть максимум плотности энерговыведения в сторону более холодного теплоносителя, поступающего в активную зону сверху. Поскольку при равновесном топливном цикле экспозиция топлива в реакторе в двух смежных перегружаемых зонах различна, то в активной зоне существуют заметные разрывы в распределении плотности энерговыведения на границах смежных зон. Это приводит к увеличению коэффициента неравномерности распределения тепловыделения.

Использование топливных частиц с покрытием, прочность и целостность которых продемонстрирована при нормальной эксплуатации реактора, определяет одну из существенных особенностей реактора FortSt. Vrain, способствующих его безопасности. Эти частицы топлива хорошо выдерживают нестационарные температурные режимы и обладают высоким сопротивлением к химическому воздействию воздуха и воды, которые могут попасть в активную зону при аварийных ситуациях. Двойная система удержания радиоактивности обеспечивается стенками бетонного корпуса и стальной оболочкой, установленной внутри корпуса. Большая теплоемкость активной зоны, в которой распределены частицы топлива, обеспечивает небольшие и сравнительно медленные изменения температуры при изменении мощности реактора. Реактор имеет отрицательный мгновенный коэффициент реактивности по температуре топлива, возникающий в результате доплеровского уширения резонансных уровней Th. Быструю аварийную остановку реактора обеспечивают как обычные поглощающие стержни, так и дополнительная резервная система сброса в каналы активной зоны шаров из карбида бора.

Следует отметить, что реактор Fort St. Vrain представляет собой модификацию первоначальной концепции гомогенного HTGR, в котором весь графит активной зоны содержался в топливных стержнях. Активная зона этого реактора более гетерогенна, топливо в ней сосредоточено в относительно небольших областях графитовых блоков, через которые также проходят каналы с теплоносителем. Это изменение в композиции топливной загрузки позволило увеличить механическую прочность топливных элементов.

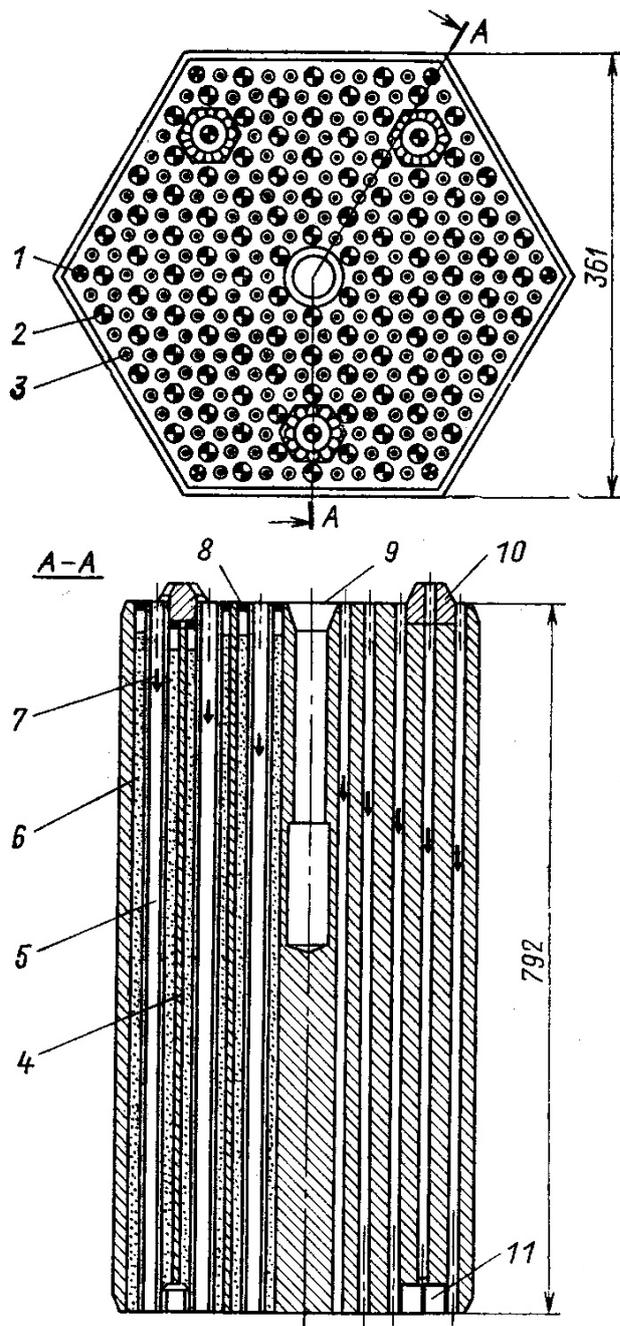


Рис. 44. Твэл реактора «Пич-Боттом»:

- 1 — нижняя концевая деталь;
- 2 — оболочка; 3 — внутренняя ловушка;
- 4 — нижний отражатель; 5 — топливо;
- 6 — пористая пробка;
- 7 — верхний отражатель; 8 — верхняя концевая деталь под захват

Кроме того, основная масса графита здесь расположена в области более низких температур, где влияние облучения быстрыми нейтронами не так сильно. Однако переход к высокой концентрации делящихся материалов в области, занятой топливом, приводит к увеличению потоков теплоты и температуры в этой области. Экономические преимущества высокой загрузки сырьевых материалов требуют разработки частиц с покрытием, диаметр ядра которых достигает 800 мкм.

Интересным вариантом конструкции НТГР является концепция реактора с шаровыми твэлами, впервые примененная в реакторе AVR мощностью 15 МВт (эл.), построенном фирмой Brown Boveri/Krupp в Юлихе, ФРГ. Топливо этого реактора представляет собой смесь ^{235}U и ториевых частиц с покрытием, распределенных в графитовой матрице сферической формы диаметром 6 см. Эти шаровые твэлы медленно циркулируют через активную зону. К преимуществам такой системы можно отнести отсутствие требований жестких допусков, присущих обычной конструкции, и отсутствие проблем теплового расширения и изменения размеров элементов конструкции

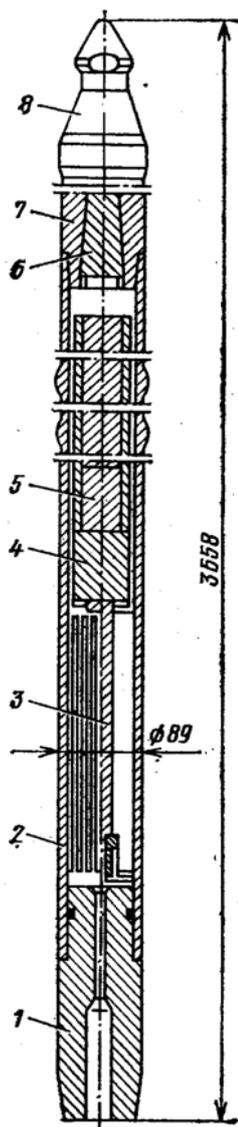


Рис. 45. ТВЭЛ реактора «Fort St. Vrain»:

- 1 — канал для теплоносителя;
- 2 — канал для выгорающего поглотителя;
- 3 — топливный канал;
- 4 — топливный слой;
- 5 — канал теплоносителя;
- 6 — стержень с выгорающим поглотителем;
- 7 — поток гелия;
- 8 — графитовая пробка;
- 9 — отверстие под захват;
- 10 — штифт;
- 11 — гнездо для штифта

активной зоны под действием радиации. Типичный шаровой твэл представляет собой однородную смесь топлива с замедлителем, что обеспечивает умеренные градиенты температуры и низкие термические напряжения в топливном элементе. Непрерывная циркуляция твэлов гарантирует однородность выгорания топлива и позволяет работать с относительно низкой избыточной реактивностью. Преимущество призматических топливных элементов реактора Fort St. Vrain состоит в том, что они позволяют организовать многозонную схему обогащения топлива в реакторе. Один из недостатков реактора с шаровыми твэлами связан с трудностью обеспечить надежное передвижение стержней регулирования через шаровую засыпку твэлов в активной зоне. Решение этой задачи требует использования сложных и дорогих механизмов привода.

После успешной работы AVR, который вышел на номинальную мощность в 1968 г. и проработал в течение нескольких лет при низком уровне концентрации продуктов деления и при температуре газа на выходе из активной зоны 850°C , исследования продолжают на реакторе-прототипе мощностью 300 МВт (эл.), который известен как THTR (ториевый высокотемпературный реактор). В активную зону этого реактора засыпано 675 000 шаровых твэлов диаметром 6 см. Внутри каждого шарового графитового твэла, покрытого оболочкой толщиной 0,5 см, диспергировано 33 000 топливных частиц диаметром 400 мкм. Активная зона имеет цилиндрическую форму диаметром 5,6 м и высотой 6 м. Шаровые твэлы медленно циркулируют через активную зону сверху вниз под действием силы тяжести, выходя через выпускной канал в днище активной зоны. Затем

они проходят через систему сортировки, в которой выводятся поврежденные твэлы и измеряется выгорание топлива. В активную зону возвращаются только отобранные для рециркуляции твэлы, которые по трубопроводам с пневмоприводом загружаются сверху в корпусе реактора.

Регулирование реактора осуществляется поглощающими стержнями, перемещающимися в каналах в графитовом отражателе, а остановка реактора обеспечивается вводом поглощающих стержней непосредственно в активную зону. Система аварийной остановки дублируется введением в активную зону газообразного трифторида бора. Плотность энерговыделения в активной зоне составляет 5 МВт/м^3 , а температура He на входе в парогенератор $750 \text{ }^\circ\text{C}$. Корпус реактора сделан из предварительно напряженного бетона и выдерживает рабочее давление гелиевого теплоносителя 4 МПа .

Современные проекты HTGR позволяют достигнуть высокой термодинамической эффективности парового цикла преобразования энергии, сравнимой с эффективностью современных тепловых электростанций на органическом топливе. Принципиальная возможность достигнуть более высокой температуры гелиевого теплоносителя, выше $1000 \text{ }^\circ\text{C}$, дает перспективу перехода к прямому газотурбинному циклу. Использование газовой турбины не только снизит капитальную стоимость энергоустановки, но и позволит значительно увеличить КПД преобразования энергии. Высокая температура источника тепловой энергии позволит сбрасывать неиспользованную теплоту при более высокой температуре, а это позволит экономически оправдано использовать сухие градирни, что в свою очередь дает большую гибкость при выборе местоположения АЭС. Проблемы коррозии, возникающие при использовании газовых турбин в обычных энергоустановках, здесь полностью снимаются в результате применения в качестве рабочего газа инертного He.

Таким образом, HTGR обладает следующими достоинствами: высоким КПД позволяющим снизить тепловые сбросы в окружающую среду; высокой температурой, позволяющей применять сухие градирни и использовать реактор как источник теплоты для высокотемпературных энерготехнологических процессов; низкой утечкой радиоактивности при нормальной эксплуатации и высокой безопасностью, связанной с использованием корпуса из предварительно напряженного бетона. Безопасность энергоустановки на базе HTGR определяется в основном физическими особенностями реактора, такими, например, как медленное изменение температуры при потере теплоносителя благодаря большой теплоемкости активной зоны.

ГРАФИТОВЫЕ РЕАКТОРЫ С НАТРИЕВЫМ ОХЛАЖДЕНИЕМ

Эти реакторы привлекали к себе внимание в силу известных достоинств жидкометаллических теплоносителей.

Характеристики натрия, как теплоносителя значительно лучше, чем характеристики сплавов натрий – калий и свинец – висмут (табл. 16). Натрий обладает высокой теплопроводностью. Его теплоемкость, отнесенная к единице объема, примерно в 1,5 раза превосходит теплоемкость сплава Na-K. Правда, она в 1,5 раза ниже, чем объемная теплоемкость сплава Pb-Bi, но сплав Pb-Bi обладает очень большой плотностью и низкой теплопроводностью, что приводит к большим потерям напора на его перекачку, а жидкий натрий по своим гидродинамическим свойствам аналогичен воде. В коррозионном отношении жидкий натрий совместим со многими конструкционными металлами. Точка кипения натрия – 882 °С, что позволяет иметь достаточно высокую температуру теплоносителя при атмосферном давлении. Существенным недостатком натрия является то, что он очень активно взаимодействует с кислородом и водой и поэтому должен быть надежно от них изолирован. Под действием нейтронов натрий становится радиоактивным с периодом полураспада около 15 ч. Поэтому приходится изолировать парогенераторы от первичного контура натрия посредством промежуточного вторичного натриевого контура, передающего тепло воде. Так поступают с той целью, чтобы в случае пожара, могущего возникнуть при попадании воды в натрий, избежать усугубления последствий этой аварии из-за радиоактивности натрия.

Рассматриваемые реакторы могут выполняться в нескольких конструктивных модификациях, связанных со способом предотвращения пропитки графита натрием (рис. 46). В реакторах SRE и SGR колонны графита заключены в тонкие металлические оболочки (обычно из материала оболочек твэла – сплава циркония или стали). Натрий находится в полости кладки, герметичных каналов нет (рис. 46, а). В случае течи натрий пропитывает лишь одну колонну кладки, которую к тому же можно заменить достаточно простыми средствами. Но этот способ связан с трудоемким изготовлением, с повышенным вредным захватом нейтронов и увели-

ченной вероятностью попадания натрия в графит через развитую поверхность оболочек колонн. Потери нейтронов можно снизить, если организовать общую сухую полость кладки одним из следующих способов.

Таблица 16

Характеристики жидкометаллических теплоносителей

°С	λ , ккал/м ч °С	C_p , ккал/кг °С	$\gamma \cdot 10^{-3}$, кг/м ³	$a \cdot 10^6$, м ² /сек	$\mu \cdot 10^6$, кг·сек/м ²	Pr
Натрий: $t_{нл} = 97,8$ °С; $t_{кун} = 883$ °С						
100	74	0,330	0,925	65,5	70,0	0,0110
200	70	0,320	0,900	67,5	45,0	0,0073
300	65	0,311	0,873	66,5	33,5	0,0057
400	61,5	0,305	0,850	66,0	27,5	0,0048
500	57,5	0,301	0,825	64,3	24,0	0,0044
600	53	0,299	0,800	61,5	21,0	0,0042
Натрий 56 % + калий 44 %: $t_{нл} = -11$ °С; $t_{кун} = 784$ °С						
100	21,0	0,226	0,840	30,8	47,7	0,0181
200	21,5	0,217	0,820	33,6	32,0	0,0114
300	22,0	0,212	0,800	36,1	24,8	0,0084
400	22,8	0,210	0,775	39,0	21,0	0,0068
500	23,4	0,208	0,750	41,7	18,5	0,0058
600	24,0	0,209	0,725	43,0	16,8	0,0053
Свинец 44,5 % + висмут 55,5 %: $t_{нл} = 125$ °С; $t_{кун} = 1670$ °С						
200	8,2	0,035	10,4	6,27	—	—
300	9,4	0,035	10,3	7,25	188	0,0247
400	10,5	0,035	10,1	8,00	150	0,0182
500	11,0	0,036	10,0	8,50	132	0,0153
600	11,6	0,036	9,8	8,90	120	0,0135

1. Кладку заключить в плотную межтрубную полость бака-каландра, образованного обечайкой и трубами, соединяющими днища бака. В этих трубах-каналах находятся топливные кассеты, омываемые натрием. Бак-каландр установлен внутри корпуса реактора, заполненного натрием, который подается в напорную камеру под баком-каландром и отводится сверху бака из-под свободного уровня сливной камеры (рис. 46, б). Специфические трудности этого способа связаны с обеспечением свободы термических расширений и смены труб-каналов, заделанных в днища бака-каландра.
2. Чтобы упростить компенсацию расширений и смену каналов, нижний конец канала можно ввести с небольшим зазором во втулку, заделанную в напорной камере, т. е. применить довольно капризное скользящее уплотнение канала с холостыми протечками натрия через зазор (рис. 46, в). Над напорной камерой расположена полость, из которой протечки натрия отводятся на всас насосов.

Натрий в этой полости соприкасается с инертным газом, находящимся в сухой, полости кладки, которая должна быть горячей натрия, чтобы исключить конденсацию его паров на графите.

3. Свободу термических расширений обеспечить без скользящего уплотнения в системе каналов типа концентрических штыковых трубок с односторонним подводом и отводом теплоносителя, вставленных сверху в сухую полость кладки (как в водо-графитовых реакторах Первой АЭС и Белоярской АЭС). При этом, благодаря малому давлению, натрий в каналы можно подавать из общих камер, расположенных над активной зоной (см. рис. 46, *г*). Однако это сильно осложняет замену каналов и сопряжено с резким ростом сопротивления.

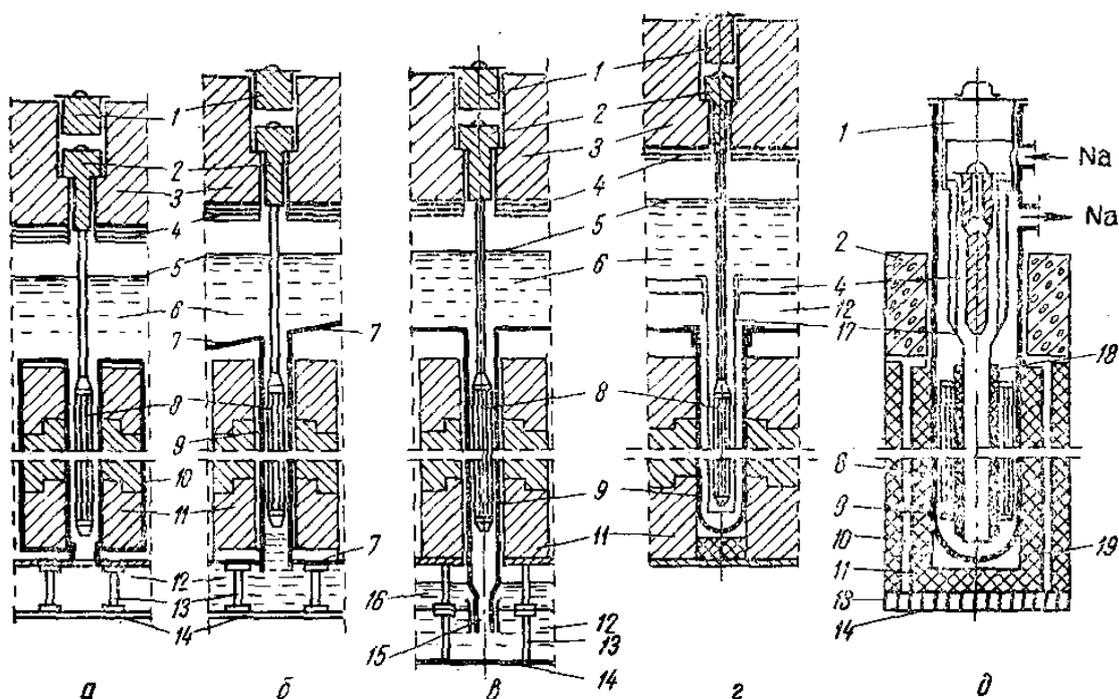


Рис. 46. Модификация графитовых реакторов с натриевым охладителем:
а – корпусный с колоннами кладки в индивидуальных оболочках;
б – с сухой кладкой в баке-каландре; *в* – со скользящим уплотнением нижних концов каналов; *г* – с каналами в виде штыковых трубок;
д – модуль реактора, состоящий из штыкового канала и графитового блока в оболочке; 1 – уплотняющая пробка; 2 – подвеска кассеты;
 3 – защитная крышка; 4 – теплоизоляция; 5 – уровень натрия;
 6 – сливная камера; 7 – бак-каландр; 8 – топливная кассета;
 9 – труба накала; 10 – оболочка колонны; 11 – колонна кладки;
 12 – напорная камера; 13 – опора; 14 – корпус; 15 – скользящее уплотнение;
 16 – камера протечек; 17 – внутренняя труба штыкового канала;
 18 – внутренний замедлитель; 19 – канал охлаждения инертным газом

Во всех этих случаях исключаются оболочки колонн кладки, несколько улучшается нейтронный баланс, допустимы небольшие (дренируемые) протечки натрия в полость кладки, но при существенной течи натрий заполняет уже всю кладку. Кроме того, температура сухой кладки выше, чем мокрой, что ослабляет эффект улучшения нейтронного баланса от удаления оболочек колонн. В более поздних разработках используется модульный принцип конструкции реактора, состоящего из автономных частей-модулей. Каждый модуль включает мощный технологический канал типа штыковой трубки, соответствующий блок замедлителя снаружи канала, одетый в оболочку из циркония, блок защиты и патрубки подвода-отвода теплоносителя сверху (рис. 46, д). При течи такого канала оболочка замедлителя ограничит распространение натрия пределами одного модуля, замена которого осуществима.

Для графитовых реакторов с натриевым охлаждением характерны следующие конструктивные решения: топливные сборки в форме круглых пучков стержней подвешиваются в большинстве случаев у верхнего торца перегрузочных патрубков. Благодаря большому шагу между каналами в этих реакторах не нужна перегрузка с помощью поворотной крышки и втулки, как в быстрых реакторах. Обычно используют индивидуальные перегрузочные отверстия, что существенно упрощает перегрузку топлива.

Во всех случаях во время перегрузки должна обеспечиваться герметичность во избежание попадания воздуха в атмосферу инертного газа над уровнем жидкого металла. Для упрощения конструкции и обслуживания приводов СУЗ рабочие органы помещаются зачастую в полость чехлов с атмосферным давлением, вваренных в крышку реактора и герметично отделенных от внутренней полости реактора. Внутри корпуса, всюду где при резком изменении мощности и температур натрия могут получиться большие градиенты температур (термический удар), устанавливаются защитные экраны – обечайки, уменьшающие термические деформации в ответственных элементах конструкции. Большое внимание уделяется обеспечению свободы термических расширений всех конструктивных узлов.

Снаружи корпуса с натрием можно разместить рубашку для контроля герметичности, удержания натрия в случае течи, а также для разогрева корпуса до температуры плавления натрия. Многие проектно-конструкторские решения, связанные с инженерной спецификой натрия, аналогичны для графитовых и быстрых реакторов с натриевым охлаждением. В частности, благодаря малому давлению в обоих случаях

возможна объединенная компоновка первого контура внутри общего бака. Она позволяет свести до минимума термические напряжения и количество поверхностей и стыков, обеспечивающих герметичность первого контура, столь важную для натриевого теплоносителя.

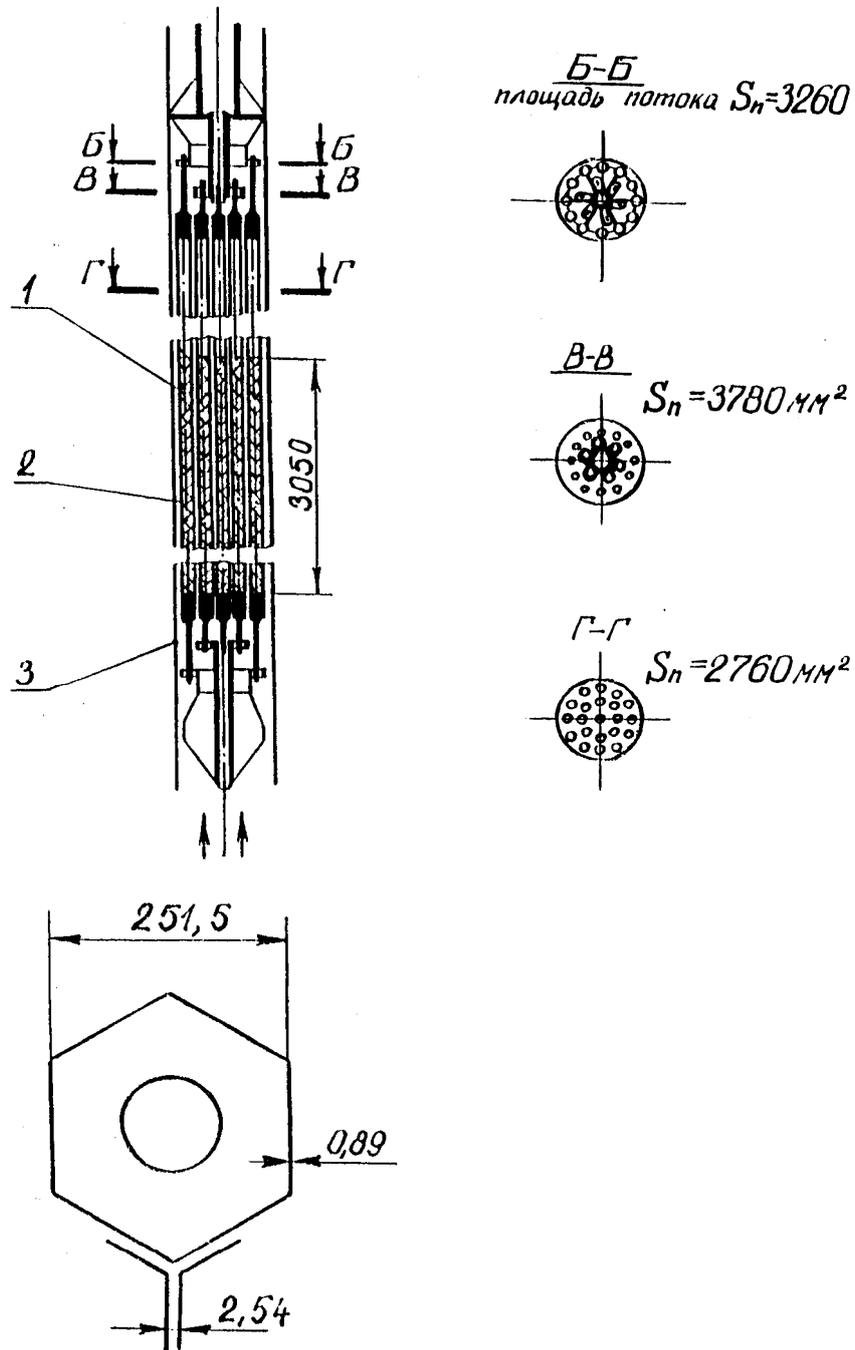


Рис. 47. Реактор с натриевым теплоносителем:
1 — ядерное горючее; 2 — оболочка; 3 — труба рабочего канала

Для газа и натрия характерны высокие подогревы и генерация перегретого пара средних или даже высоких параметров. Чтобы в этих условиях исключить чрезмерное изменение параметров пара, при изменении нагрузки необходимо поддерживать примерно постоянным подогревы теплоносителя, т. е. регулировать расход теплоносителя примерно пропорционально мощности.

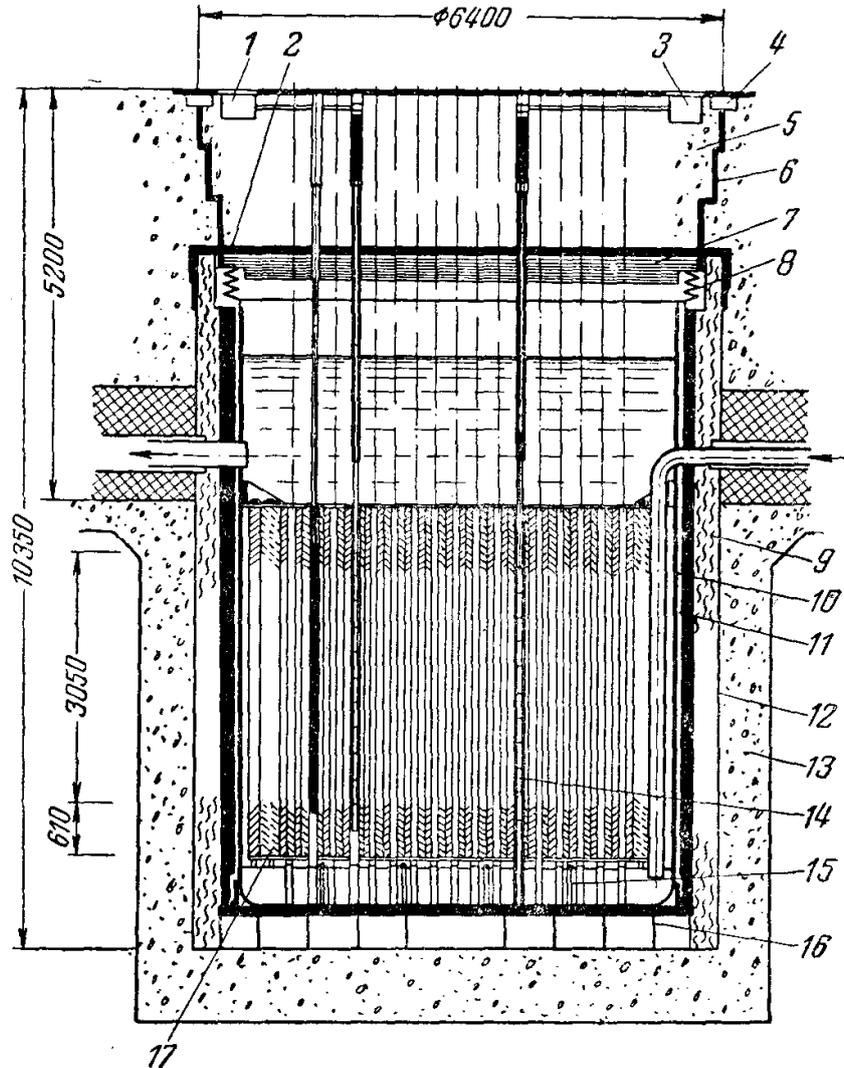


Рис. 48. Вертикальный разрез натрий-графитового реактора: 1 – привод регулирующего стержня; 2 – плита из нержавеющей стали толщиной 51 мм и свинца толщиной 51 мм; 3 – привод аварийного стержня; 4 – траншея для электропроводки; 5 – тяжелый бетон; 6 – металлическое кольцевое уплотнение; 7 – теплоизоляционные плиты из нержавеющей стали; 8 – эластичное уплотнение; 9 – изоляция; 10 – тепловая защита; 11 – корпус активной зоны из нержавеющей стали; 12 – стальная обшивка; 13 – железобетон; 14 – аварийный стержень; 15 – опора камеры; 16 – опорные кольца активной зоны; 17 – герметизированный элемент отражателя

Атомная электростанция мощностью 75 МВт с натрий-графитовым реактором SGR сооружен в штате Небраска, США. Ампература натрия на входе в реактор 260 °С и на выходе из него – около 500 °С.

Вертикальный разрез реактора представлен на рис. 48. Графитовый замедлитель состоит из шестигранных блоков, заключенных в циркониевые оболочки толщиной 0,9 мм. Оболочки защищают графит от пропитывания его натрием. Собранные в сборки стержневые тепловыделяющие элементы имеют оболочки из нержавеющей стали толщиной 0,25 мм. Хороший тепловой контакт между сердечником и оболочкой достигается посредством заполнения зазоров жидким Na или Na-K. В верхней части оболочки с учетом теплового расширения оставлено пространство, заполняемое гелием, что обеспечивает проверку герметичности оболочек посредством гелиевого течеискателя. Теплоноситель подается в нижнюю часть корпуса реактора и оттуда движется кверху по трубам технологических каналов и зазорам шириной 11,25 мм между графитовыми блоками. Скорость натрия в урановом варианте 2,7 м/с, в ториевом – около 5 м/с. Расход натрия по каналам регулируется дроссельными устройствами в соответствии с тепловой мощностью каналов, что обеспечивает одинаковость температуры натрия на выходе из каналов. Максимальные теплонапряжения в обоих вариантах соответственно равны $1 \cdot 10^6$ и $2,3 \cdot 10^6$ ккал/м²·ч. Для циркуляции натрия применены вертикальные центробежные насосы с уплотнениями из охлажденного до отвердения натрия. Энергетическая часть установки имеет начальные параметры пара 56 атм и 440 °С при температуре питательной воды 150 °С. Турбина мощностью 80,8 МВт имеет три отбора на регенерацию при давлениях 5,64; 1,75 и 0,52 атм.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Крамеров А.А. Вопросы конструирования ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1971. – 328 с.
2. Петров П.А. Ядерные энергетические установки. – Л.: Государственное энергетическое издательство, 1958. – 256 с.
3. Камерон И. Ядерные реакторы: пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 320 с.
4. Синев Н.М. Экономика ядерной энергетики: основы технологии и экономики производства ядерного топлива. Экономика АЭС: учебное пособие для вузов. – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 480 с.
5. Урсу И. Физика и технология ядерных материалов: пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1988. – 480 с.
6. Конструирование ядерных реакторов: учебное пособие для вузов / И.Я. Емельянов, В.И. Михан, В.И. Солонин; под. общ. ред. акад. Н.А. Доллежала. М.: Энергоатомиздат, 1982. – 400 с.
7. Фрост Б. Твэлы ядерных реакторов: пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат, 1986. – 248 с.
8. Официальный сайт НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала.
9. Официальный сайт Курчатовского института.
10. Официальный сайт Игналинской АЭС.
11. Справочник «Функционирование АЭС (на примере РБМК-1000)».

Учебное издание

КОЛПАКОВ Геннадий Николаевич
СЕЛИВАНИКОВА Ольга Валерьевна

КОНСТРУКЦИИ ТВЭЛОВ, КАНАЛОВ И АКТИВНЫХ ЗОН ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ

Учебное пособие

Научный редактор
доктор физико-математических наук,
профессор

В.И. Бойко

Верстка
Дизайн обложки

О.Ю. Аршинова

О.Ю. Аршинова

О.А. Дмитриев

Подписано к печати 31.03.2009. Формат 60x84/16. Бумага «Снегурочка».
Печать XEROX. Усл. печ. л. 6,86. Уч.-изд. л. 6,21.
Заказ 320-09. Тираж 200 экз.



Томский политехнический университет
Система менеджмента качества
Томского политехнического университета сертифицирована
NATIONAL QUALITY ASSURANCE по стандарту ISO 9001:2008



ИЗДАТЕЛЬСТВО  ТПУ . 634050, г. Томск, пр. Ленина, 30.