И.Н.Бекман

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ
Курс лекций

Лекция 14. **ПЕРСПЕКТИВНЫЕ ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ**

Содержание

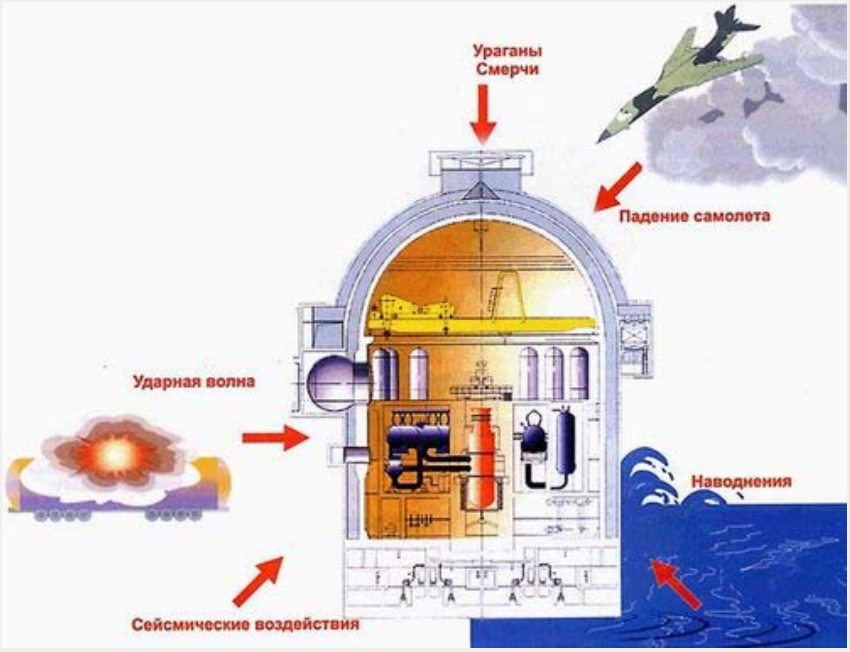
1. МОДЕРНИЗИРОВАННЫЕ РЕАКТОРЫ 1
2. РЕАКТОРЫ ТРЕТЬЕГО ПОКОЛЕНИЯ 3
2.1 ВВЭР-1500 3
2.2 Многопетлевой кипящий энергетический реактор МКЭР-800 3
2.3 Тяжеловодные канально-корпусные реакторы ТР-1000 и МТР-500 повышенной безопасности 4
3. ПРОЕКТИРУЕМЫЕ РЕАКТОРЫ 4
3.1 Докритический реактор (Бустер). 5
3.2 Неводные теплоносители 6
3.3 Усовершенствованный реактор на быстрых нейтронах, БРЕСТ 7
3.4 Безопасный быстрый реактор РБЕЦ 10
3.5 «Вечный» реактор 14
3.6 Простой и безопасный реактор США 14
4. РЕАКТОРЫ С ВНУТРЕННЕЙ (ФИЗИЧЕСКОЙ) БЕЗОПАСНОСТЬЮ 15
4.1 Дисковый реактор 15
4.2 Реактор на быстрых нейтронах с внутренней безопасностью. 15
4.3 Реактор, устойчивый к нарушению теплосъема 18
4.4 Тепловой реактор с внутренней безопасностью 19
4.5 Комбинированный реактор 20
4.6 Гибридный реактор 21
4.6.1 Быстрый реактор и ускоритель 21
4.6.2 Тепловой реактор и термояд 23
4.7 Погружающийся реактор 24
4.8 Гелиевый реактор 24
5. РЕАКТОРЫ СРЕДНЕЙ МОЩНОСТИ 28
5.1 Корпусной реактор ПРБЭР-600 с интегральной компоновкой 28
5.2 ВВЭР-640 (В-407) 29
6. МАЛЫЕ РЕАКТОРЫ 29
6.1 Капсулированный реактор 29
6.2 СВБР-75 30
6.3 АРГУС 30
6.4 Мастер 31
6.5 Rapid 31

Вопрос безопасности один из актуальнейших вопросов в ядерной энергетике. Поэтому строящиеся сейчас реакторы 3-го поколения, и тем более –проектируемые реакторы 4-го поколения становятся всё более безопасными в эксплуатации, более надёжными, более ресурсосберегающими, более экологически чистыми и более экономичными. В данной лекции мы рассмотрим пути развития атомного реакторостроения.

1. МОДЕРНИЗИРОВАННЫЕ РЕАКТОРЫ

При той же мощности, реакторы нового поколения для Российских АЭС отличаются повышенной безопасностью. Первой АЭС с модернизированным реактором ВВВЭР-1000 будет атомная станция нового поколения АЭС-92 на базе реактора ВВЭР-1000, которая в настоящее время строится на площадке 2-й очереди Нововоронежской атомной станции. АЭС III поколения обладает более совершенной технологией по обеспечению безопасности применительно к ныне функционирующим реакторам легководного типа. При разработке проекта атомной

электростанции проектировщики ориентировались на максимальное снижение роли человеческого фактора. Как показали аварии на АЭС "Три-майл-айленд" и в Чернобыле, для существенного повышения безопасности эксплуатации ядерного реактора необходимо учитывать принципы взаимодействия "человек-машина" (оператор-реактор) и заложить в саму конструкцию станции противодействие возможным ошибкам операторов. Именно на это направлены технические новинки, примененные в усовершенствованном проекте АЭС-92. В проект включены пассивные системы безопасности. Под этим термином понимаются системы, работающие практически без подвода энергии извне и не требующие вмешательства оператора. Реализована концепция двойного назначения активных систем безопасности, значительно уменьшающая вероятность необнаруженных отказов. Для предотвращения неуправляемой цепной реакции в реакторе используются специальные регулирующие стержни из нейтронопоглощающих материалов. Ввод их в активную зону приводит к немедленному гашению ядерной реакции.



В реакторе ВВЭР-1000 проекта АЭС-92 для повышения надежности аварийной защиты количество регулирующих стержней увеличено.

Рис.1 Устойчивость АЭС-92 к внешним воздействиям

Аварийная защита настолько эффективна, что в случае аварии полностью глушит реактор и, в отличие от предыдущего поколения реакторов, поддерживает его в заглушенном состоянии без применения растворов борной кислоты. Тем не менее, в проекте АЭС-92 предусмотрена дополнительная пассивная аварийная система защиты (быстрый ввод борного раствора), которая способна заменить систему аварийной защиты реактора с использованием поглощающих стержней.

Основные функции безопасности выполняются независимо друг от друга двумя различными по принципу работы системами. Наличие двойной защитной оболочки (контайнмента) предотвращает аварийный выход наружу радиоактивных продуктов и обеспечивает защиту реактора от таких внешний воздействий, как взрывная волна или падение самолета. Все это в совокупности с увеличением надежности систем, снижением вероятности отказа и уменьшением роли человеческого фактора повышает уровень безопасности АЭС.

Развитием идей АЭС-92 явилось создание реакторной установки ВВЭР-1000 (В-392). Тепловая мощность 3000 МВт. Главное отличие этого проекта от других проектов ВВЭР большой мощности - применение усовершенствованного оборудования и внедрение дополнительных пассивных систем безопасности в сочетании с активными и традиционными пассивными системами, что повышает надежность оборудования реакторной установки и позволяет более эффективно предотвращать и смягчать последствия проектных и запроектных аварий. В проекте применен эволюционный подход к проектированию, т.е. в основном

применяются отработанные технологии, узлы, системы и опыт проектирования, изготовления и эксплуатации предыдущего поколения АЭС с ВВЭР. В-392 рассчитана на сейсмическое воздействие при проектном землетрясении в 7 баллов по шкале MSK 64 и при максимальном расчетном землетрясении в 8 баллов по шкале MSK 64.

В проекте В-392 применены: усовершенствованный реактор ВВЭР-1000, включая применение усовершенствованной, более экономичной и надежной активной зоны, исключающей положительные эффекты реактивности из-за обратных связей по параметрам; усовершенствованный парогенератор; главный циркуляционный насос с усовершенствованной конструкцией уплотнений; система пассивного отвода тепла; дополнительная система залива активной зоны реактора; пассивная система быстрого ввода бора; АСУ, включая комплекс систем диагностики; концепция «течь перед разрушением».

2. РЕАКТОРЫ ТРЕТЬЕГО ПОКОЛЕНИЯ

2.1 ВВЭР-1500

Реакторы РБМК-1000 были успешно модернизированы в реакторы РБМК-1500 (1500 МВт электрической мощности), которые были установлены и успешно эксплуатируются на Игналинской АЭС (Литва). В последние годы был разработан проект увеличения мощности реактора ВВЭР-1000, путем превращения его в реактор ВВЭР-1500. Этот реактор предназначен для энергоблоков АЭС нового поколения.

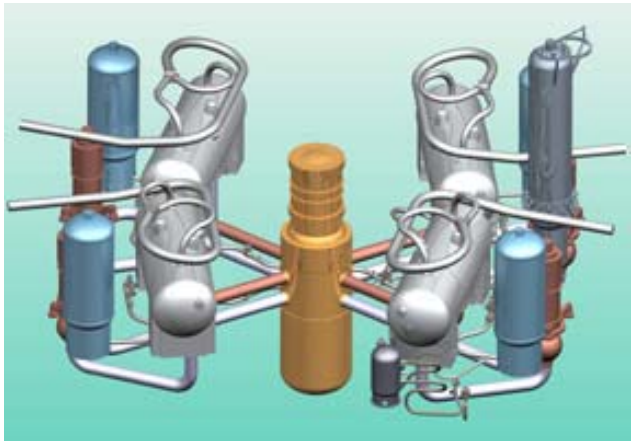


Рис.2 Схема АЭС на базе реактора ВВЭР-1500

Основные технические решения: увеличенный размер корпуса реактора; сниженная энергонапряженность активной зоны по сравнению с ВВЭР-1000; увеличенная высота обогреваемой части активной зоны; ПГ горизонтальный типа ПГВ-1000М; пассивные системы безопасности рассчитаны на работу в течение не менее 24 часов; технические средства управления тяжелыми авариями; назначенный срок службы основного оборудования 50 лет, корпуса реактора - 60 лет. Тепловая мощность 4250 МВт, Длительность кампании 6 лет, Обогащение топлива подпитки 4,4%.

Вновь создаваемые АЭС с энергоблоками ВВЭР-1500 предусматривается разместить на площадках Смоленской АЭС-2 и Ленинградской АЭС-2. Создание отечественных АЭС с энергоблоками ВВЭР-1500 позволит увеличить производство электроэнергии в России, причем с существенным ростом доли АЭС в балансе электроэнергетики страны. Характеристики АЭС с энергоблоками ВВЭР-1500 позволят обеспечить преимущество АЭС перед альтернативными энергоисточниками на органическом топливе в регионах перспективного роста энергопотребления и достичь экономических показателей, соответствующих лучшим зарубежным АЭС. Создание мощных АЭС с энергоблоками ВВЭР-1500 (а опыт ведущих мировых фирм указывает на экономическую целесообразность развития атомной энергетики на основе энергоблоков мощностью более 1300 МВт) повысит конкурентоспособность отечественных АЭС.

2.2 Многопетлевой кипящий энергетический реактор МКЭР-800

Развитием канальных реакторов является многопетлевой кипящий энергетический реактор электрической мощностью 800 МВт (МКЭР-800). Его конструкционные особенности:

- предусмотрена глубоко эшелонированная защита, основанная на применении нескольких барьеров на пути распространения ионизирующих излучений и радиоактивных веществ в

окружающую среду. Система барьеров включает топливную матрицу; оболочки ТВЭЛов; границу контура циркуляции, охлаждающего активную зону; герметичный кожух, ограничивающий реакторное пространство; герметичное охлаждение локализующей системы безопасности;

- многопетлевая (16 петель) модульная конструкция реактора допускает без превышения максимального проектного предела повреждения ТВЭлов разрыв любого конструктивного элемента циркуляционного контура, включая наиболее крупный сосуд этого контура - корпус сепаратора пара;
- охлаждение активной зоны осуществляется за счет естественной циркуляции теплоносителя, интенсифицируемой работой водоструйных насосов (инжекторов), что повышает безопасность реактора в нормальных и аварийных режимах, связанных с отказом главных циркуляционных насосов и обслуживающих систем. Наряду с этим облегчается эксплуатация реактора, так как упрощаются оборудование и схемы и сокращается количество технологических систем;
- для обеспечения надежного охлаждения активной зоны при авариях с разрывами в системах трубопроводной обвязки оборудования и при длительном полном обесточивании реактор снабжен системой расхолаживания, основанной на пассивном принципе работы и способной расхолаживать реактор без подвода энергии больше 72 ч;
- в системе контроля, управления и защиты реактора предусмотрены две независимые системы аварийной защиты, каждая из которых переводит реактор из любого рабочего состояния в подкритическое. Одна из этих систем - стержневая, другая - жидкостная. По сигналу аварийной защиты стержни движутся сверху вниз, а в каналы жидкостной системы снизу вверх подается поглощающий нейтроны концентрированный раствор соли гадолиния;
- АСУТП обеспечивает контроль параметров, характеризующих работу энергоблока в нормальных эксплуатационных и аварийных режимах, а также управление системами нормальной эксплуатации и системами безопасности;
- система аварийного отвода пара из реакторного пространства обеспечивает целостность конструкции реактора при одновременном разрушении труб примерно 100 топливных каналов, т.е. всех каналов одной циркуляционной петли;
- проект МКЭР-800 выполнен с учетом максимального проектного землетрясения интенсивностью до 8 баллов по шкале MKS-64;
- реакторная установка рассчитана на эксплуатацию в течение 50 лет.

2.3 Тяжеловодные канально-корпусные реакторы ТР-1000 и МТР-500 повышенной безопасности

В течение ряда лет в Московском институте теоретической и экспериментальной физики (ИТЭФ) разрабатываются тяжеловодные канально-корпусные реакторы ТР-1000 и МТР-500 повышенной безопасности. Реактор ТР-1000 является ЯЭУ с природным металлическим ураном, тяжелой водой в качестве замедлителя и углекислым газом в качестве теплоносителя. Реактор МТР-500 является ЯЭУ со слабообогащенным (1,3 %) двуоксидом урана и тяжелой водой в качестве замедлителя и теплоносителя. По своей конструкции ТР-1000 - канально-корпусной реактор, прототипом которого является реактор КС-150, эксплуатировавшийся в бывшей Чехословакии в течение 5 лет. Реактор МТР-500 будет использован главным образом как источник тепловой энергии для атомных станций теплоснабжения (АСТ).

3. ПРОЕКТИРУЕМЫЕ РЕАКТОРЫ

В настоящее время функционирует Международный проект «Generation IV» в рамках программы «Ядерно-энергетические системы IV поколения» направленный на разработку реакторов IV поколения.

Настоящий этап развития ядерной энергетики характеризуется приоритетной задачей повышения безопасности действующих АЭС и создания реакторов повышенной безопасности для АЭС 4-го поколения. Перспектива развития ядерной энергетики однозначно определяется возможностью гарантированной безопасности населения и окружающей среды. Высокий уровень безопасности достигается за счет совершенствования активных, введения пассивных защитных и локализующих систем, а также последовательной реализации концепции внутренне присущей безопасности. Создание реакторов нового поколения, обладающих свойством самозащищенности, позволяет обеспечить устойчивость к отказам оборудования и ошибкам персонала, ограничить радиационные последствия самых тяжелых аварий, исключить необходимость эвакуации населения. Значительное упрощение систем за счет использования пассивных систем безопасности, применение экономических топливных циклов и высокие ресурсные характеристики оборудования дают возможность улучшить экономические показатели АЭС с реакторами повышенной безопасности.

Разработка водо-водяного реактора на ториевом топливе (ВВЭР-Т) – ближайший шаг по реализации вовлечения тория в ядерную энергетику Значительное место занимают эксперименты по отработке ключевых положений конструкции и технологии ТВС ВВЭР-Т. Э

3.1 Докритический реактор (Бустер).

В настоящее время серьезное внимание уделяется разработке методов производства ядерной энергии на установках с повышенными свойствами безопасности работающих в **подкритическом режиме**, и предназначенные для уничтожения отходов ядерной энергетики, а также избытков накопленных ядерных материалов. К таким установкам относятся так называемые **электроядерные системы** (Accelerator-Driven Systems – ADS) – подкритические системы с внешними источниками нейтронов. Назначение ADS - утилизация отработавшего топлива или оружейного плутония, уничтожение трансурановых элементов и некоторых продуктов деления, уменьшение количеств радиоактивных отходов перед их окончательным захоронением в геологических формациях.

Частным случаем такого импульсного реактора является бустер.

Бустеры *— подкритические реакторы (коэффициент размножения нейтронов k <1), в которых импульс мощности инициируется начальным импульсом нейтронов от внешнего источника, размножение нейтронов в активной зоне гасится при затуханий цепной реакции деления после выключения источника.*

Длительность нейтронного импульса в бустере больше длительности внешнего источника на величину порядка $t/(1—k)$, где t — время жизни мгновенных нейтронов, k — эффективный коэффициент размножения. Количество нейтронов, генерированное в импульсе в $1/(1—k)$ раз, превышает число нейтронов источника. В качестве внешнего источника используют фотонейтроны из мишеней импульсных *сильноточных ускорителей* электронов с энергией 30—100 МэВ (на 100 электронов в мишени рождается приблизительно 1 нейтрон). Более эффективны протоны с энергией ~1 ГэВ. В бустерах удаётся получить наиб, короткие импульсы (~1 мкс), однако при более низкой мощности.

В США проектируется ADS с бланкетом на быстрых нейтронах, в котором расплавленная эвтектика свинец-висмут служит мишенным материалом, и одновременно выполняет роль теплоносителя. В Японии предлагается конструкция бланекта на быстрых нейтронах с вольфрамовой мишенью и натриевым теплоносителем. Широко известен проект Rubbia с бланкетом на быстрых нейтронах, охлаждаемым свинцом-висмутом, с использованием топлива на основе ториевого цикла.

В России в Физико-энергетическом институте (г.Обнинск) разработана общая концепция ADS с двумя областями бланкета - внутренний бланкет с быстрым спектром нейтронов (F-бланкет) и внешний – с тепловым спектром нейтронов (Т-бланкет). Стальная стенка F- бланкета из нержавеющей стали и внутренняя стенка Т-бланкета создают отражатель быстрых нейтронов для F-бланкета и структурную компоненту (вместе с внутренним тяжеловодным отражателем),

обеспечивающую одностороннюю нейтронную связь. Из-за присутствия быстро-нейтронной размножающей части бланкета, полная система может работать при низком уровне подкритичности (1-K) (коэффициент умножения K около 0.99) что приводит к низким значениям тока протонного пучка при условиях безопасности, соответствующих намного более высокой подкритичности основной, тепловой части бланкета (K≈0.95). Предварительные оценки показали, что система высотой 0.8-1.0 м. и диаметром 1-1.5 м. с быстрой частью бланкета, имеющего массу тяжелых нуклидов 0.7-1.0 тонн (обогащение 20-30 %) и тепловая часть бланкета, имеющего массу тяжелых нуклидов около 2 тонн (обогащение 2-8 %) может использоваться для моделирования 2-секционных подкритических систем, питаемых внешними источниками. Внешний источник нейтронов - электронный ускоритель Микротрон.

Данная ADS с низкой мощностью ускорителя при хороших условиях безопасности отвечает требованиям подавления нежелательных реакций системы на эффекты реактивности. ADS с быстрой и тепловой частями бланкета отвечают многим задачам обращения с радиоактивными отходами, включая использование Pu, его преобразование в ^{233}U в Pu-Th топливном цикле, уничтожение основных опасных продуктов деления (как например ^{99}Tc, ^{129}I). Предполагается создание пилотной AD установки с током ускорителя 1-5 мА, тепловой мощностью бланкета 50 – 100 МВт.

Как уже упоминалось, основная идея электроядерной энергетики заключается в комбинации подкритического (неспособного самостоятельно поддерживать цепную реакцию) ядерного реактора с ускорителем частиц. Топливом может быть уран, но по некоторым важным причинам сейчас в основном рассматривается торий. Пучок частиц будет расщеплять ядра тория, рождать нарастающую лавину вторичных частиц, которые в свою очередь будут бомбардировать ядра тория. Выделяющейся при этом энергии вполне хватит на компенсацию энергозатрат ускорителя, «сжигания» осколков деления ядер и образование «излишка», который пойдет на производство электроэнергии.

Чрезвычайно важная особенность такого реактора в том, что достаточно выключить электропитание ускорителя, и реактор сразу «затухнет». Трагедии типа чернобыльской, когда реактор сам может пойти «в разнос», здесь произойти не может. Не менее важно, что в реакторе на ториевом топливе практически не образуется плутония, который используется для создания атомных бомб. С точки зрения нераспространения ядерного оружия такие реакторы выглядят весьма привлекательно.

В настоящее время ГНЦ РФ Научно-исследовательский институт атомных реакторов в г. Димитровграде совместно с бельгийским ядерным центром SCK CEN в рамках проекта МИРРА разрабатывает многоцелевой исследовательский ядерный реактор нового типа Его принципиальная особенность заключается в том, что быстрое выключение пучка элементарных частиц - протонов, мгновенно прерывает цепную реакцию, делая невозможным возникновение в реакторе ядерных аварий. Реактор МИРРА должен решить актуальную проблему современной атомной энергетики - проблему уничтожения радиоактивных отходов, в которых присутствуют высокоактивные долгоживущие изотопы, образующиеся в результате работы ядерного реактора.

3.2 Неводные теплоносители

Одним из основных вредных факторов воздействие АЭС (как и обычных тепловых станций) на окружающую среду является тепловое загрязнение. Действительно, сброс тепловой воды способствует зарастанию водоемов сине-зелеными водорослями и гибели рыбы. Поэтому следует отказаться от воды как носителя. Перспективны высокотемпературные охлаждаемые специально подобранной газовой смесью (в том числе - способной к химическим превращениям) ядерные реакторы. Основное препятствие их развитию - отсутствие конструкционных материалов, способных выдержать высокие температуры в реакторной зоне может быть преодолено путем использования тепловых насосов. Построение ядерной энергетической

установки по схеме реактор - тепловой насос-турбина позволяет избежать сверхвысоких температур в реакторе. В результате могут быть созданы компактные газовые реакторы высокой мощности. Предлагается использовать в первом контуре расплавленные металлы, а во втором - газы и газовую турбину. Такие АЭС можно строить в регионах, характеризующихся недостатком пресной воды (пустыни, морские побережья). Ядерно-водородный ракетный двигатель испытывается сейчас для полета человека на Марс.

В США начата разработка АЭС с модульным высокотемпературным реактором (тепловая мощность 600 МВт) с гелиевым теплоносителем и усовершенствованной газотурбинной установкой, характеризующийся высокой надежностью с точки зрения расплавления активной зоны и термическим КПД реактора 50% (вместо 32% у обычных реакторов). Значительным достоинством АЭС является использование в качестве топлива урана и плутония оружейной чистоты. При эксплуатации реактора будет сжигаться до 95% плутониевого топлива.

3.3 Усовершенствованный реактор на быстрых нейтронах, БРЕСТ

В настоящее время в России разработан (институт энерготехники им. Н.А.Долежаля) проект быстрого реактора естественной безопасности и экономичности с топливом UN-PuN и со свинцовым теплоносителем «БРЕСТ» с пристанционным топливным циклом для крупномасштабной энергетики будущего. Электрическая мощность 300 и 1200 МВт.

***БРЕСТ** - энергоблок с быстрым реактором со свинцовым теплоносителем и мононитридным уран-плутониевым топливом с двухконтурной схемой отвода тепла к турбине с закритическими параметрами пара.*

Преимущества реакторной установки: естественная радиационная безопасность при любых возможных авариях по внутренним и внешним причинам, включая диверсии, не требующая эвакуации населения; долговременная (практически неограниченная во времени) обеспеченность топливными ресурсами за счет эффективного использования природного урана; нераспространение ядерного оружия за счет исключения наработки плутония оружейного качества и пристанционной реализации технологии сухой переработки топлива без разделения урана и плутония; экологичность производства энергии и утилизации отходов за счет замыкания топливного цикла с трансмутацией и сжиганием в реакторе актиноидов, трансмутацией долгоживущих продуктов деления, очисткой РАО от актиноидов, выдержкой и захоронением РАО без нарушения природного радиационного равновесия; экономическая конкурентоспособность за счет естественной безопасности АЭС и технологий топливного цикла, отказа от сложных инженерных систем безопасности, подпитки реактора только ^{238}U, высоких параметров свинца, обеспечивающих закритические параметры паротурбинного контура и высокий КПД термодинамического цикла, удешевления строительства.

Естественная радиационная безопасность обеспечена:

- использованием высококипящего ($T_{кип}$=2024К), радиационно стойкого и слабо активируемого свинцового теплоносителя, химически пассивного при контакте с водой и воздухом, что позволяет осуществлять теплоотвод при низком давлении и исключает пожары, химические и тепловые взрывы при разгерметизации контура, течах парогенератора и любых перегревах теплоносителя;
- использованием плотного (ρ=14,3 г/см^3) и теплопроводного мононитридного топлива, работающего при низких температурах ($T_{мах}$<1150К при $T_{пл}$=3100К), что обеспечивает малые величины радиационного распухания (~1% на 1% выгорания) и выход газовых продуктов (<10% от образовавшихся), тем самым исключается контактное воздействие топлива на оболочку, нагружая ее лишь к концу кампании избыточным газовым давлением < 2 МПа;
- использованием бесчехловых ТВС с широкой решеткой твэлов в активной зоне умеренной энергонапряженности (максимальная ~200 МВт/м^3), исключающим потерю теплоотвода при локальном перекрытии проходного сечения в ТВС, обеспечивающим высокий уровень естественной циркуляции теплоносителя;

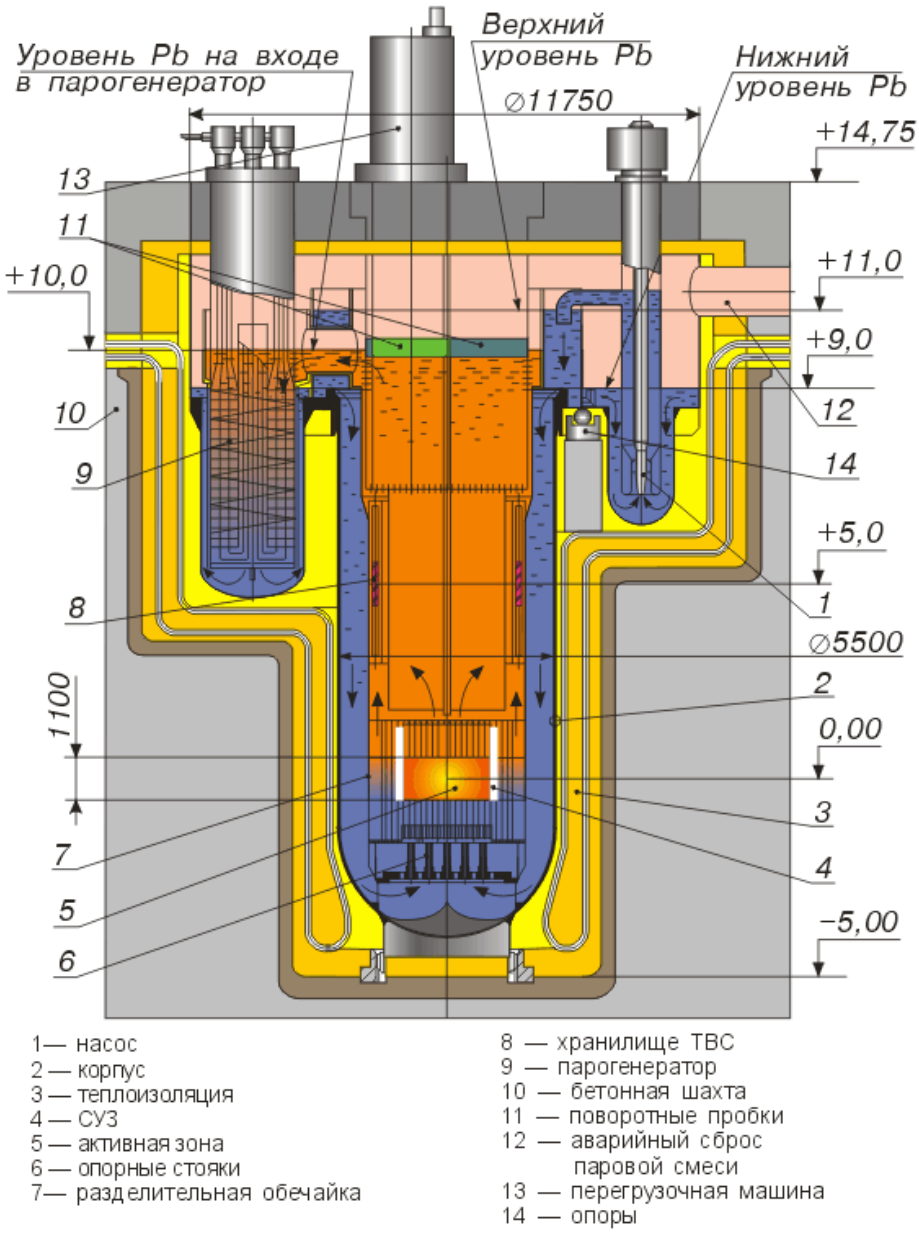


Рис.3 Безопасный реактор на быстрых нейтронах БРЕСТ-300

- выбором конструкции активной зоны со свинцовым отражателем, состав и геометрия которых обеспечивают полное воспроизводство топлива (КВА~1), небольшие по величине и отрицательные мощностной, температурный и пустотный эффекты реактивности, небольшой суммарный запас реактивности, исключающий неконтролируемый разгон реактора на мгновенных нейтронах при несанкционированном взводе всех органов регулирования в любом состоянии реактора;
- использованием пассивных систем защиты реактора прямого действия по расходу и температуре теплоносителя на входе и выходе из активной зоны;
- использованием пассивной системы внешнего воздушного аварийного охлаждения реактора через корпус;

- конструкцией контура охлаждения с наличием разных уровней в опускной и подъемной ветвях, что обеспечивает плавный переход к естественной циркуляции при аварийном отключении принудительной;
- высокой теплоаккумулирующей способностью свинцового контура.

Сочетание природных свойств свинцового теплоносителя, мононитридного топлива, физических характеристик быстрого реактора, конструкторских решений активной зоны и контуров охлаждения выводит БРЕСТ на качественно новый уровень естественной безопасности и обеспечивает его устойчивость без срабатывания активных средств аварийной защиты в крайне тяжелых авариях, непреодолимых ни одним из существующих и проектируемых реакторов. Даже предельные аварии диверсионного происхождения с разрушением внешних барьеров (здания реактора, крышки корпуса и др.) не приводят к радиоактивным выбросам, требующим эвакуации населения и длительного отчуждения земли.

Планируется сооружение блока на площадке Белоярской АЭС к 2010. На основе опыта «БРЕСТ-300» к 2030 намечено и сооружение отдельной АЭС этого типа.

Реактор БРЕСТ отличается от эксплуатируемых в настоящее время аппаратов в конструктивном плане. Реактор относится к установкам бассейнового типа, то есть в шахту из теплоизоляционного бетона залит свинец, в который "вставлены" активная зона, парогенератор, насос и другие системы обеспечения. Свинец как теплоноситель предпочтителен для реакторов с умеренными нагрузками, так как не вступает во взаимодействие с водой и воздухом, не горюч, радиационно стоек, слабо активируем. Циркуляция свинца в контуре осуществляется за счет создаваемой насосами разности уровней нагретого и «охлажденного» вещества. К особенностям реактора следует также отнести конструкцию твэлов. Если традиционно выравнивание тепловыделения по радиусу реактора достигается за счет изменения обогащения урана в твэлах, то в реакторе с полным воспроизводством плутония в активной зоне выгодно применять твэлы различного диаметра (9,1 мм, 9,6 мм, 10,4 мм). В качестве топлива используется мононитридная композиция уран-плутония и минорных актиноидов. Реактор способен за одну кампанию "сжигать" до 80 кг как "собственных" актиноидов, так и полученных из облученного ядерного топлива тепловых АЭС.

Другой особенностью проекта является примыкание комплекса по переработке облученного топлива непосредственно к реактору. Это дает возможность передавать топливо из газового пространства реактора на передел, исключая дорогостоящую и небезопасную дальнюю его транспортировку. Сочетание природных свойств свинцового теплоносителя, мононитридного топлива, физических характеристик быстрого реактора, конструкторских решений активной зоны и контуров охлаждения выводит БРЕСТ на качественно новый уровень безопасности и обеспечивает его устойчивость без срабатывания активных средств аварийной защиты в крайне тяжелых авариях. Анализ возможных вариантов развития событий, даже таких тяжелых, как ввод полного запаса реактивности или отключение всех насосов при одновременном отказе органов защиты, позволяет сделать вывод: энергоблок БРЕСТ обладает высоким уровнем безопасности. Выполненные экономические оценки и сравнения подтверждают возможность снижения капитальных затрат на АЭС и стоимости производимой электроэнергии по сравнению с АЭС с реактором типа ВВЭР. Учитывая высокий уровень безопасности АЭС с реакторами БРЕСТ, их можно располагать недалеко от городов, используя не только как АЭС, но и как АТЭЦ.

Табл.1 Технические характеристики реакторов БРЕСТ-300 и БРЕСТ-1200

Характеристика	Брест-300	Брест-1200
Тепловая мощность, МВт	700	2800
Электрическая мощность, МВт	300	1200
Число ТВС в активной зоне, шт	185	332

Диаметр активной зоны, мм	2300	4755
Высота активной зоны, мм	1100	1100
Диаметр твэла, мм	9,1; 9,6; 10,4	9,1; 9,6; 10,4
Топливо активной зоны	UN+PuN	UN+PuN
Топливная загрузка, (U+Pu)N, т	16	63,9
Загрузка Pu/(Pu^{239}+Pu^{241}), т	2,1/1,5	8,56/6,06
Кампания топлива, лет	5	5-6
КВА	~1	~1
Температура входа/выхода свинца, °С	420/540	420/540

Существует, однако, не мало «узких мест», связанных с использованием свинцовой технологии на быстрых реакторах: в большом объеме интегральной схемы «БРЕСТ» не обеспечивается равномерность поддержания кислородного потенциала в узком разрешенном диапазоне. Чтобы обеспечить работоспособность тепловыделяющих элементов, необходимо найти оптимальное для заданного уровня и диапазона изменения температур содержание кислорода в теплоносителе и стабильно поддерживать его на этом уровне в течение всего срока эксплуатации реакторной установки; не известна работоспособность конструкционных материалов в свинце при принятой температуре и при высоком облучении нейтронами; не изучено влияние облучения в реальных реакторных условиях на поведение в свинце тепловыделяющих элементов и топливной композиции. Сама по себе проблема смешанного нитридного топлива требует значительных усилий и времени для ее разрешения.

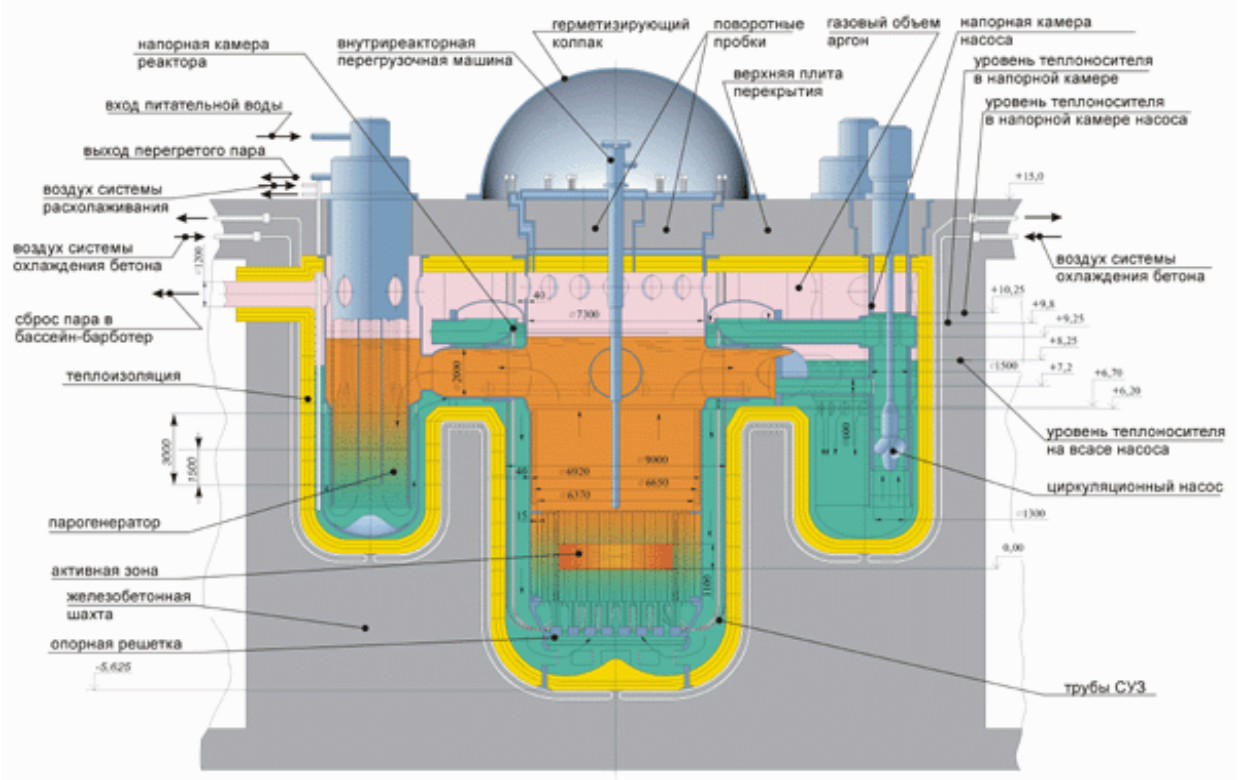


Рис.4. Реактор БРЕСТ-1200

3.4 Безопасный быстрый реактор РБЕЦ

Поиск безопасного и экономичного быстрого реактора-бридера – одна из важнейших задач при разработке и оптимизации структуры будущей крупномасштабной ядерной энергетики.

В качестве шага к повышению безопасности быстрого реактора, Курчатовский институт разработал концепцию активной зоны для быстрого натриевого реактора с расширенным воспроизводством ядерного топлива и с рядом модификаций, включая: широкую решетку твэл; тепловыделяющие сборки (ТВС) без чехла; низкое гидравлическое сопротивление активной зоны; низкий подогрев теплоносителя (100-150°С); гетерогенную компоновку U-Pu активной зоны с коэффициентом воспроизводства (КВА) близким к 1 и др. ТВС с внутрикассетной гетерогенностью, сохраняет мощность по кампании за счет перераспределения энерговыделения от топливных элементов к воспроизводящим элементам. Проект обещает лучшие параметры нейтронного баланса и безопасности по сравнению с традиционными быстрыми натриевыми реакторами.

Известные недостатки натрия стимулировали поиск новых теплоносителей, которые позволили бы в большей степени реализовать позитивные качества быстрых реакторов-размножителей, а также приблизить их размещение к потребителю для использования не только электричества, но и тепла, производимого АЭС. Был выбран свинцово-висмутовый теплоноситель. Основными проблемами, требующими решения для реактора с Pb-Bi теплоносителем, являются высокая коррозионная и эрозионная активность теплоносителей на основе свинца по отношению к конструкционным материалам, а также высокий удельный вес, затрудняющий надежное дистанционирование твэл, обеспечение сейсмической устойчивости АЭС и ограничивающий скорость теплоносителя. Для практического решения проблемы коррозии выбран способ управления содержанием кислорода в теплоносителе для создания на поверхности конструкционных материалов защитного оксидного слоя Fe_3O_4. Концентрация кислорода в теплоносителе должна поддерживаться в довольно узком интервале для того, чтобы одновременно не допустить диссоциации защитной окисной пленки на оболочках твэл и предотвратить блокировку холодных каналов выпадающими в осадок окислами.

Минимизация запаса реактивности на выгорание в течение всей кампании была выбрана как одна из принципиальных характеристик перспективных быстрых реакторов, которая значительно повышает безопасность реактора. Выгорание и воспроизводство топлива в активной зоне сбалансировано, т.е. коэффициент воспроизводства в активной зоне (КВА) близок к 1 и, таким образом, минимизируется положительная реактивность, которая может быть несанкционированно введена в активную зону. Малый запас реактивности на выгорание топлива позволяет минимизировать вес системы управления реактивностью и, таким образом, выровнять поля энерговыделения и температуры в активной зоне по кампании по сравнению с традиционным натриевым реактором.

Снижение удельной энергонапряженности активной зоны – другая важная черта перспективных быстрых реакторов, которая вытекает из отказа от требования минимизации времени удвоения плутония в быстрых реакторах. Удельная энергонапряженность активной зоны перспективных быстрого реактора с тяжелометаллическим теплоносителем выбирается значительно ниже по сравнению с традиционными натриевыми реакторами. Уменьшение энергии, запасенной в топливе, приводит к повышению безопасности, позволяющему значительно понизить максимальные температуры топлива и оболочки в нормальных и аварийных режимах. Данная модификация позволяет улучшить параметры эксплуатации и безопасности путем увеличения отношения шага решетки к диаметру твэлов без ухудшения характеристик воспроизводства по отношению к традиционным натриевым реактором. Например, переход в РБЕЦ на более широкую решетку по сравнению с традиционной тесной решеткой натриевого реактора улучшил пустотный, плотностной, температурный и мощностной эффект реактивности, уменьшила запасенную в топливе энергию и понизило температуру в активной зоне, уменьшил подогрев теплоносителя в активной зоне, привел к более равномерному распределению нейтронного потока и поля температур с активной зоне, увеличил естественную

циркуляцию и т.д. Коррозионностойкая хромо-кремниевая сталь ферритно-мартенситного класса для топливных оболочек в комбинации с системой контроля и поддержания концентрации кислорода в теплоносителе первого контура принята в реакторе с тяжелометаллическим теплоносителем в качестве основного решения проблемы коррозии.

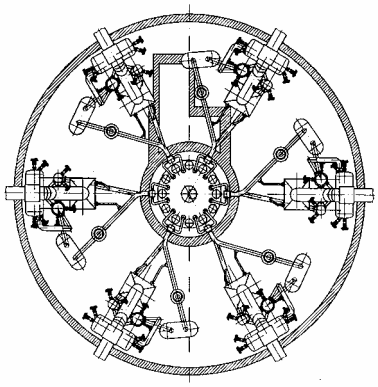
Большое отношение шага решетки к диаметру твэл обеспечивает большую площадь проходного сечения для потока теплоносителя и малое гидравлическое сопротивление активной зоны. Бесчехловые топливные сборки позволяют уменьшить долю конструкционных материалов в активной зоне и улучшить нейтронный баланс, параметры воспроизводства и уменьшить пустотный эффект. Внутрикассетная гетерогенность с применением традиционного MOX топлива и воспроизводящих элементов из UC или UN предлагается для достижения полного воспроизводства Pu в активной зоне, т.е. КВА близкого к 1, и для минимизации запаса реактивности на выгорание.

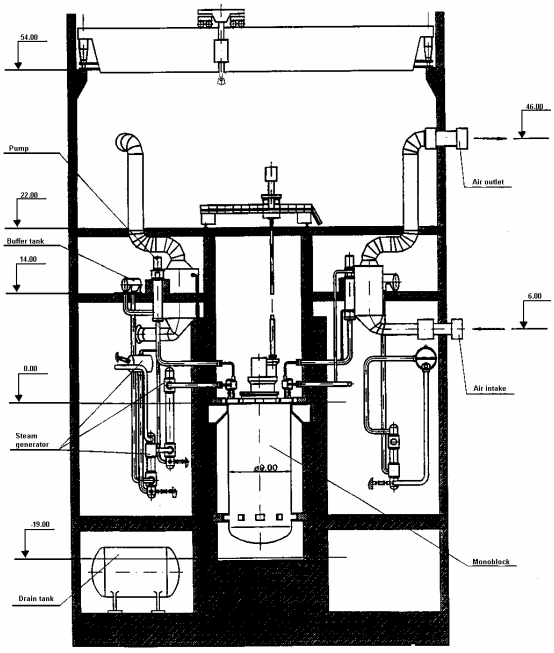
В проекте РБЕЦ мощностью 900 МВт(т), 340 МВт(э), реализована трехконтурная схема охлаждения. РБЕЦ состоит из следующих основных систем (**Рис.4**: система первого контура, конструкционно выполненная в виде моноблока (теплоноситель Pb-Bi, температура 500^{o}C, давления гелия 0.09 МПа); система второго (промежуточного) контура (теплоноситель Pb-Bi, температура 380^{o}C); система паротурбинного контура (теплоноситель – вода, температура воды, 260^{o}C, температура пара 460^{o}C, давление пара 15 МПа); система аварийного воздушного охлаждения; система перегрузки; система газового разогрева или аварийного охлаждения корпуса моноблока; система электрического подогрева промежуточного контура; системы заполнения и дренирования первого и промежуточного контуров; система контроля герметичности оболочек твэл; системы технологии теплоносителя первого и промежуточного контуров; системы управления и защиты, автоматического регулирования и др.

Табл.2 Основные характеристики установки РБЕЦ

Первый контур	
Теплоноситель	Pb-Bi
Тепловая мощность, МВт	900
Электрическая мощность, МВт	340
Число петель	6
Входная/выходная температуры, °C	400/500
Давление теплоносителя в активной зоне, МПа	2
Давление Не над уровнем теплоносителя первого и промежуточного контуров, МПа	0.09
Общая масса Pb-Bi, т	6500
Сейсмоустойчивость (MSK-64)	8
Длительность топливного цикла, лет	4
Ежегодная (292 эфф. суток) наработка топлива, кг	160
Промежуточный контур	
Теплоноситель	Pb-Bi
Число промежуточных теплообменников	12
Температура входа/выхода теплоносителя промежуточного теплообменника, °C	480/380
Паротурбинный контур	
Теплоноситель	вода
Температура питательной воды, °C	260
Давление пара, МПа	15
Температура пара, °C	460

Габаритные характеристики основного оборудования, в частности корпуса и других составных частей моноблока, ограничены пределами, которые позволяют изготовить это оборудование в





заводских условиях и транспортировать к месту монтажа железнодорожным транспортом, водным или автотранспортом. Сейсмостойкость установки обеспечена до сейсмических воздействий в 8 баллов. Установка помещается в герметичную железобетонную защитную оболочку, которая может быть частично или полностью углублена в землю для повышения сейсмоустойчивости оборудования и для создания наиболее оптимальных условий для локализации и исключения последствий гипотетических аварий. На основе оценки сейсмоустойчивости корпуса моноблока, в данном проекте принята глубина погружения защитной оболочки, соответствующая “нулевому” уровню опорных конструкций моноблока.

Рис.5. Общий вид реактора РБЕЦ

Длительность топливного цикла 4 года, наработка топлива 160 кг.
В активной зоне РБЕЦ используется внутрикассетная гетерогенность: гексагональная бесчехловая ТВС содержит 78 топливных элемента из смешанного уран-плутониевого оксидного топлива и 42 воспроизводящих элемента из карбида обедненного урана, установленных с шагом 15,3 мм (**Рис.5**).

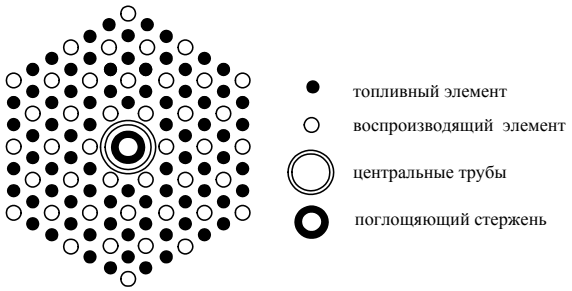


Рис.6 ТВС реактора РБЕЦ

Активная зона реактора РБЕЦ (**Рис.6)** состоит из 253 гексагональных бесчехловых ТВС. Для радиального профилирования поля энерговыделения в топливных элементах используется два вида МОХ топлива с различным содержанием плутония. Центральная зона низкого содержания состоит из 121 ТВС с 28,5%-ым содержанием плутония в топливных твэл. Зона высокого содержания состоит из 132 ТВС с 37,1%-ым содержанием плутония в топливных твэл. Активная зона окружена 126 сборками бокового экрана с воспроизводящими твэл из карбида обедненного урана. 192 сборки нейтронного отражателя установлены вокруг активной зоны.

Топливная таблетка с центральным отверстием диаметром 1,2 мм и с внешним диаметром 7,9 мм состоит из смешанного уран-плутониевого окисного топлива с плотностью 9,03 г/см^3. Оболочка твэл изготовляется из стали ЭП-823 (12%Cr-Si). Внешний диаметр оболочки – 9,0 мм, толщина – 0,45 мм. Высота активной части твэл выбрана равной 1500 мм для достижения значения КВА, близкого к единице. Таблетка из карбида низкообогащенного урана с плотностью

12,4 г/см^3 имеет внешний диаметр 10,7 мм. Внутреннее отверстие отсутствует. Таблетки из карбида бора, B_4C, с плотностью 2,1 г/см^3 и с 80%-м обогащением по ^{10}B и имеют внешний диаметр 20 мм и отверстие с диаметром 14 мм.

Ядерная безопасность реактора РБЕЦ обеспечивается следующими характеристиками:

1) Отрицательные и высокие по значению мощностной и температурный эффекты и коэффициенты реактивности;
2) Выгорание и воспроизводство топлива в активной зоне сбалансированы, таким образом, минимизирована величина запасенной реактивности, которая может быть введена в реактор;

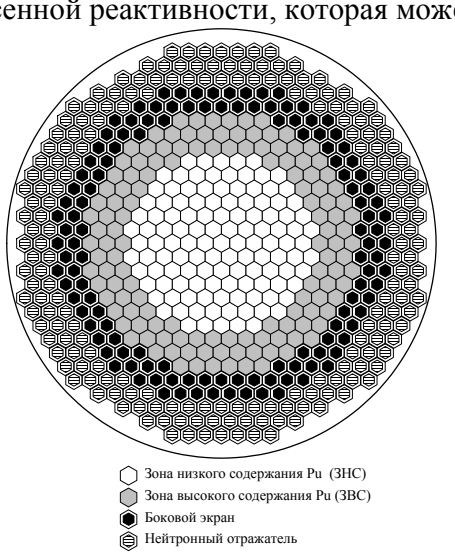


Рис.7 Активная зона РБЕЦ.

3) Использование двух независимых систем управления реактивностью: активной и пассивной, каждой из которых достаточно для приведения и удержания реактора в подкритическом состоянии при любых нормальных и аварийных условиях, в предположении о несрабатывании наиболее эффективного органа регулирования.

Анализ риска ядерного распространения позволяет утверждать, что в ближайшие десятилетия максимальный риск скрытого изготовления ядерных боеприпасов (вследствие, более высокой доступности и низкой возможности контроля) возможен в тех случаях, когда потенциальный террорист будет ориентироваться на использование в качестве исходного материала низкообогащенный уран. Концепция многокомпонентной ядерной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах, покрывающими потребности реакторов остальных типов в подпитке плутонием или ^{233}U за счет их наработки в воспроизводящих экранах выглядит достаточно привлекательно с точки зрения режима нераспространения. В этом случае нет необходимости расширять добычу урана и его обогащение, то есть те элементы ядерного топливного цикла, которые привносят в проблему нераспространения наибольший риск.

3.5 «Вечный» реактор

В США спроектирован ядерный реактор, не требующий остановок для перезарядки топлива. Топливо в таком реакторе выполнено в виде бильярдных шаров, циркулирующих через установку. Эти шары по мере выгорания топлива будут постепенно заменяться, так что реактор никогда не придется останавливать на перезарядку. К тому же теплонапряженность такой конструкции в 10 раз меньше, что полностью устраняет опасность перегрева.

3.6 Простой и безопасный реактор США

Инженеры фирмы "Вестингауз" (США) спроектировали реактор, который имеет на 60% меньше движущихся элементов, чем прежние - меньше насосов, проводов и труб, что удешевляет строительство и снижает вероятность аварий. Обслуживание такого реактора также гораздо проще, что облегчает работу постаревшего за последние годы обслуживающего персонала.

4. РЕАКТОРЫ С ВНУТРЕННЕЙ (ФИЗИЧЕСКОЙ) БЕЗОПАСНОСТЬЮ

На раннем этапе развития атомной энергетики на первый план выдвигалась экономия активно делящихся материалов, их оборачиваемость и, следовательно, предельно напряженная по энерговыделению активная зона. Сегодня картина обратная: происходит затоваривание ураном, как по причине разоружения, так и из-за резкого спада ядерно-энергетической программы. Актуальными становятся совсем другие приоритеты, и главный из них – безопасность.

Выполнение трех требований является обязательным условием безопасности ядерного реактора: недопустимость несанкционированного перехода через верхнее критическое состояние, недопустимость разгерметизации твэлов (или реактора в целом) при полном отказе теплосъема, недопустимость накопления радиоактивных веществ.

Рассмотрим возможные подходы к созданию безопасного по указанным трем критериям ядерно-топливного цикла.

Существующие в настоящее время реакторы не удовлетворяют требованию внутренней безопасности. Между тем, в физике реактора заключены многочисленные потенции, пока невостребованные. Они позволяют выполнить главное правило безопасности: рабочее состояние реактора – выделенное, наиболее хорошо организованное (низкоэнтропийное), всякое отклонение от выделенности ведет к замиранию реакции, прекращению тепловыделения.

Коротко остановимся на некоторых возможных подходах к созданию внутренне безопасного ядерного реактора, который ни при каких условиях, в том числе и аварийных, не может перейти через критическое состояние, когда возможен «ядерный взрыв».

4.1 Дисковый реактор

Конструкция импульсного реактора на быстрых нейтронах состоит из подвижной и неподвижной частей. При их соединении на короткое время возникает слабая надкритичность и развивается в дозированном количестве цепная реакция. Теперь представим себе, что таких урановых дисков сто штук. Все диски вращаются с кратными частотами: 1 Гц, 2 Гц и так далее до 100 Гц. Тогда один раз в 100 с они сойдутся и образуют слегка (на 1%) надкритическую систему в виде цилиндра, способную к импульсному энерговыделению. Всякое нарушение синхронизации даже для одного из дисков сделает устройство подкритичным. Реактор становится ядерно-безопасным с точки зрения внешних воздействий: любое вмешательство террориста приведет к затуханию реактора.

Данная схема реактора существенно снижает опасность аварии по причине отказа контура теплосъема. Действительно, основное время диски находятся в раздвинутом состоянии с сильно развитой поверхностью. Этим обстоятельством можно воспользоваться для их охлаждения (радиационного, воздушного, водяного). Чрезвычайно выгодная ситуация с точки зрения нейтронного баланса и выгорания топлива, так как тепловыделение и теплосброс оказались разделенными во времени и пространстве. В моменты горения активная зона содержит минимум замедляющих, поглощающих посторонних материалов, а в процессе теплосъема, наоборот, используют наиболее удобные из них.

4.2 Реактор на быстрых нейтронах с внутренней безопасностью.

В реакторе на быстрых нейтронах не допускается сколько-нибудь заметного количества легких элементов, способных к эффективному замедлению нейтронов (в частности, не используется в качестве теплоносителя вода. Быстрый реактор во всех отношениях (по капитальным затратам, эксплуатации) уступает тепловому, кроме одного, ради которого он и придуман: в нем коэффициент воспроизводства, КВ, больше единицы, и он может служить размножителем активно делящихся атомов, способным питать делящимися материалами другие реакторы.

При обсуждении ситуации с быстрыми реакторами возможно некоторое недоумение: с одной стороны – они размножители, с другой – они построены на выгорании активной зоны. Так накапливают они делящийся материал или выжигают?

И то и другое утверждение правильно. Это можно понять, если вспомнить, что быстрый реактор разделен на две зоны – центральную с большей концентрацией активного материала, где происходит реакция деления, и периферийную, состоящую из урана-238, где накапливается плутоний. В активной зоне КВ, отнесенный к этой части реактора, в самом деле меньше единицы, но с учетом плутония, возникшего в зоне воспроизводства, то есть по отношению к реактору в целом, КВ больше единицы. Твэлы обеих зон после извлечения из реактора будут подвергаться переработке на химическом комбинате. Выделенный плутоний и уран вновь поступят в реактор.

Наблюдается странная картина: проделав по кругу путь, плутоний через пять лет возвращается в исходную точку, в свой же реактор. Зачем? Ведь гораздо проще и выгоднее сжечь его на месте, не теряя времени на перевозку и переработку.

Существуют предложения заменить две зоны быстрого реактора одной, смешав их в такой пропорции, чтобы была обеспечена и критичность, и воспроизводящая функция. Недостаток такого решения очевиден: резко возрастет критическая масса топлива и тем больше, чем сильнее разбавлены ^{235}U и ^{239}Pu изотопом ^{238}U. Зато предоставленная сама себе подобная система не может перейти через критическое состояние, несмотря на то, что равновесная концентрация плутония стремится к величине, большей критического значения.

Смешение зон дает следующие преимущества:

1) Организация замкнутого цикла внутри реактора, без обращения к заводам для его переработки.
2) Отсутствие необходимости в начальной надкритичности, которая во всех существующих реакторах подавляется стержнями управления. Достаточно такой реактор довести до критического состояния, и он сам, автоматически, будет стремиться увеличить число делящихся атомов.

Для пояснения сделанных утверждений, напомним, что в описании развития нейтронных цепей и кинетики превращения одних элементов в другие фигурируют два времени. В быстром реакторе рожденный при делении плутония нейтрон исчезает через среднее время его жизни $t_n=10^{-6}$ сек. На месте погибшего атома плутония возникает новый (после поглощения ^{238}U нейтрона) через $t_{1/2}=2{,}5$ дня, т.е. с задержкой, диктуемой периодами полураспада элементов при β-процессах в цепочке реакций:

$$^{238}\mathbf{U} + \mathbf{n} \rightarrow {}^{239}\mathbf{U} \xrightarrow[\beta]{} {}^{239}\mathbf{Np} \xrightarrow[\beta]{} {}^{239}\mathbf{U} \rightarrow$$

Два временных параметра t_n и $t_{1/2}$ сильно различаются по масштабу, а ход развития событий определяется всегда длинным временем. Если реактор годами находится в рабочем состоянии, то задержка в появлении плутония, выражаемая днями, значения не имеет. Другое дело, если система внезапно, в силу каких-то причин, обрела сверхкритичность. Излишки плутония, вызвавшие надкритичность, исчезнут со временем t_n и система вернется в прежнее (критическое) состояние. Дополнительные нейтроны вызовут появление дополнительного плутония, но спустя дни и растянуто во времени.

В общую цепь исчезновения и возникновения атома плутония вошло новое время $t_{1/2}$, которое по своему содержанию напоминает минутное время запаздывающих нейтронов, когда не достигнуто верхнее критсостояние. Можно сказать, что в нашем случае, поскольку накопление плутония идет «снизу», характерное время возрастет до многих дней, что вносит важнейший элемент безопасности.

То обстоятельство, что концентрация плутония стремится к равновесной концентрации (равновесная концентрация плутония для быстрого и теплового реактора соответственно равна

10 и 0,25%), но не может стать больше критической, приводит к тому, что критическое состояние поддерживается автоматически. Другими словами, не требуется регулировка управляющими стержнями и вмешательство оператора. Если такой реактор будет предоставлен самому себе, то в нем поначалу будет происходить нарастание мощности (нейтронного потока), а затем вместе с выгоранием урана-238 – затухание. Можно сказать, что в таком «самостоятельном» реакторе «взрыв» развивается много дней (при КВ=1,5 время сгорания составляет $10t_{1/2}$, т.е. около месяца) и поэтому легко преодолевается средствами защиты. Конец реакции наступает, поскольку равновесная концентрация плутония пропорциональна количеству ^{238}U и рано или поздно КВ становится меньше единицы, а равновесная концентрация плутония ниже критической. Но происходит это при весьма значительном выгорании топлива, масштаба 50%. Глубокое выгорание топлива – еще одно преимущество реактора. Эффективное выгорание ослабляет проблемы, связанные с нехваткой топлива, и позволяет, по крайней мере на первых порах, отказаться от регенерации топлива, т.е. работать в открытом цикле.

Однако переменность мощности реактора, а также темп энерговыделения могут оказаться технически неприемлемыми. В стандартном реакторе топливо в год сгорает на 1%, а в обсуждаемом здесь – в месяц на десятки процентов. Происходит это вследствие чересчур быстрого накопления плутония. Подавить его быстрое появление можно не только выжиганием, но и разбавлением.

Пусть по достижении некоторой мощности начинается подмена материала введением в активную зону инертного ^{238}U и изъятие старого с плутонием. Большая скорость подмены понизит усредненную концентрацию плутония, и реакция затухнет. Следовательно, есть такой темп смены твэлов, при котором можно стабилизировать мощность энерговыделения на произвольном уровне. Более того, при некотором запасе (КВ≥1,5) оказывается возможен выход на стационарный режим, при котором на «вход» реактора равномерно по времени подается свежий урановый твэл, а на «выходе» вынимается старый с остатками урана, плутония, осколками. Можно показать, что если скорость смены твэлов выбрана так, что время «жизни» твэла в реакторе существенно больше $t_{1/2}$, то скорость смены и определяет темп энерговыделения. Возможность существования делительной волны доказывает возможность создания замкнутой системы энергопроизводства, при которой потребляется только природный уран (или ^{238}U).

Описанная регулировка реактора не должна отожествляться с прежней системой управления реактора, так как не несет предохранительной функции. Этот способ регулировки может быть предоставлен компьютеру, поскольку возможные ошибки не ведут к аварии (в меру ошибки колеблется лишь мощность реактора, которая может быть скорректирована простейшей обратной связью). Заметим, что если подавать на вход не чистый уран-238, а вместе с тем плутонием, который извлекли и очистили от осколков, то стационарный режим облегчается и становится возможным при КВ≥1.

Подобные реакторы можно использовать для эффективного и экономного использования военных высокообогащенных ^{235}U и ^{239}Pu, извлекаемых из ядерного горючего. В реакторе осуществляется глубокое выгорание топлива, так что он не рассчитан на поддержку плутонием других реакторов. По этой причине топливо может не подвергаться химической регенерации (открытый цикл) или, если перерабатывается, то – частично с разделением тяжелых и легких (осколки) фракций только для собственных нужд. Отсутствие необходимости в выделении плутония или его изотопного обогащение – важное преимущество обсуждаемого здесь типа реактора.

Замечание 1. В 1980 г. США прекратили развитие и строительство быстрых реакторов, поскольку бридеры выполнили свою функцию (производство ядерного оружия) и начали снабжать топливом другие реакторы, включая тепловые АЭС. Потребовалась мощная сеть химических заводов, извлекающих из отработанного топлива плутоний. В ежегодное обращение между предприятиями

атомной промышленности должно поступать огромное количество плутония, сравнимое с тем, какое было изготовлено за десятилетия для военных целей. Возникла угроза неконтролируемого распространения плутония и вместе с ним ядерного оружия. Поэтому быстрые реакторы предпочли запретить. В рассматриваемом здесь типе быстрого реактора подобных проблем не существует.

Замечание 2. Преимущество реактора проявляется в открыто цикле, т.е. в отсутствии регенерации топлива. Однако, как уже упоминалось выше, при этом в несколько раз возрастает КПД выгорания. Это заставляет уменьшить мощность АЭС тоже в несколько раз с целью уменьшения объемного энерговыделения. Это плохо как с точки зрения термодинамики, так и экономики. Но нет худа без добра: станция меньшей мощности будет работать весь срок эксплуатации (30-50 лет) без смены твэлов (предусмотрена лишь добавка природного урана). Это обстоятельство чрезвычайно выгодно, с точки зрения безопасности станции, для ее эксплуатационных служб, вспомогательных помещений, транспорта и т.п. При снижении удельной мощности реактора достигается другое важнейшее конструктивное преимущество: при отказе контура теплосъема мощность остаточного радиоактивного тепловыделения падает настолько, что не способна расплавить твэлы даже при полном отсутствии охладителя.

4.3 Реактор, устойчивый к нарушению теплосъема

Возможность инцидентов аварийного типа связано не только с неконтролируемым развитием цепной ядерной реакции, но и с нарушениями теплосъема, приводящими к быстрому перегреву реактора. Необходимо добиться, чтобы при внезапном (аварийном) прекращении поступления теплоносителя произошел не перегрев, а охлаждение стенки реактора. Один из подходов к созданию безопасного с точки зрения нарушений системы охлаждения реактора основан на использовании кипящей активной зоны. Представим себе пустотелый шар **(Рис.4),** на дне которого размещено необходимое для возбуждения цепной реакции количество урана и плутония в виде подходящего химического соединения, скажем UF_4. По мере энерговыделения температура взятого соединения повышается: сначала до температуры плавления ($T_{пл}$=1000^{0}C), а затем до температуры кипения ($T_{кип}$=1500^{0}C). Пары поднимаются и оседают на стенке, температура которой поддерживается наружным теплоносителем в диапазоне между $T_{пл} < T < T_{кип}$. Капли конденсирующейся жидкости скатываются вниз, вновь попадая в активную зону реактора.

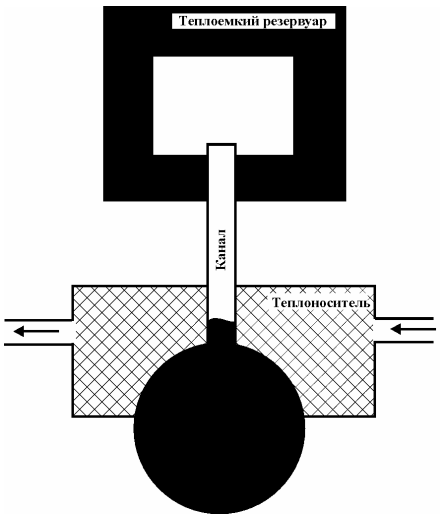


Рис. 8. Возможная схема реактора с кипящей активной зоной

Уровень жидкости на дне и темп испарения можно подобрать таким образом, чтобы критическое состояние поддерживалось автоматически, а мощность определялась отводом тепла. Предположим теперь, что теплосъем несколько изменился (например, увеличился). Тогда стенка остынет, и на ней станет больше оседать металла. Следовательно, должен увеличиться темп испарения, концентрация урана в реакторе уменьшится и реактор начнет остывать. В стационарном режиме количество испаряемого металла и возвращаемого в точности равны друг другу, уровень же неиспаренного металла такой, при котором точно выдерживается критсостояние.

Резервуар, стенки которого обладают высокой теплоемкостью, не влияет на работу реактора в нормальных режимах (пары UF_4 оседают на охлаждаемых стенках соединительного канала, не доходя до резервуара), а служит для обеспечения безопасности в случае аварийного отключения подачи теплоносителя.

Остановка реактора происходит при подаче холодного ($T<T_{пл}$) теплоносителя, при этом температура стенки опускается ниже $T_{пл}$, уран оседает на ней, не попадая более в активную зону. Прекращение поступления урана в реактивную зону автоматически закончит энерговыделение.

При запуске происходит обратный процесс: горячий теплоноситель с $T>T_{пл}$ прогревает стенки и “растаявший” уран стекает на дно, создавая там необходимую критическую массу. Таким образом, в случае аварийного отключения подачи теплоносителя процесс деления автоматически прекратится, если реактор снабдить дополнительным резервуаром с высокой теплоемкоемкостью стенок, в котором осядет часть металла, испарившегося при перегреве реактора. При правильном выборе конструкции введение такого устройства не должно сказываться на работе реактора в нормальном режиме.

Схема с кипящей активной зоной выгодна для реактора с накоплением плутония и эффективным выгоранием урана.

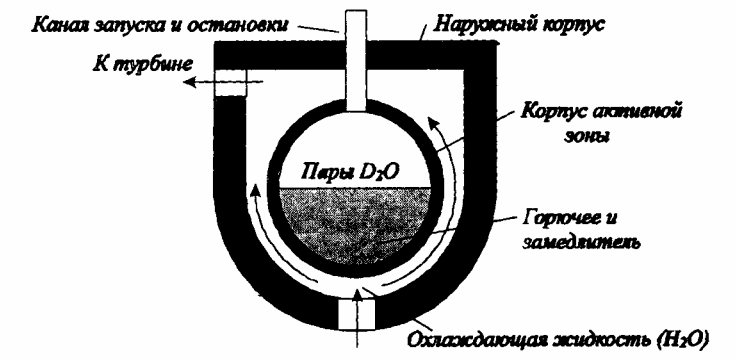
4.4 Тепловой реактор с внутренней безопасностью

Наилучший ядерный цикл осуществляется в реакторах на быстрых нейтронах. Обращение к тепловым реакторам оправдано их хорошей освоенностью. Из всех известных тепловых реакторов лучшим нейтронным балансом обладает тяжеловодный (D_2O) реактор типа канадского «Candu», использующий в качестве топлива природный (необогащенный) уран. На его примере поясним одну идею физической регулировки мощности, отличную от принудительной регулировки стержнями управления в стандартном реакторе).

Введем понятие относительной концентрации урана $\delta=N_{D2O}/N_U$. Расчеты показывают, что коэффициент размножения нейтронов превышает единицу, т.е. $k>1$ (лишь при этом условии может существовать стационарный реактор), в области разбавления $10<\delta<1000$ (Максимальное значение k достигается при $\delta=200$). При более высоких значениях δ, k начинает падать из-за слабого, но все же конечного поглощения нейтронов в тяжелой воде. При значениях $\delta<10$, k также падает из-за изменения спектра нейтронов: спектр ужесточается и уходит в область резонансного поглощения в ^{238}U.

Предположим, что реактор приведен в рабочее состояние в точке с концентрацией на левой ветви интервала $10<\delta<100$. Начинается горение и вместе с ним изменение компонент топлива: постепенно исчезает ^{235}U, появляется ^{239}Pu, осколки. Размножающие свойства активной зоны в **тяжеловодном** реакторе вначале нарастают (в обычном тепловом реакторе они падают), т.к. накопление плутония идет быстрее, чем убывание, вследствие выгорания ^{235}U, т.е. КВ≥1. В неизменных условиях процесс нарастания активности вскоре прекратился бы, т.к. равновесная концентрация плутония в реакторе на тепловых нейтронах равная 0,25% заметно меньше, чем содержание ^{235}U (0,7%) в исходном топливе. (Именно по этому выгорание в реакторе «Candu» невелико, на уровне первоначального содержания ^{235}U в природном уране). В новой конструкции тяжеловодного реактора предлагается сделать активную зону кипящей. Капли сконденсированной жидкости, скатываясь вниз, вновь попадают в активную зону. Критическое состояние поддерживается автоматически, темп энерговыделения диктуется теплосъемом.

Отличительной чертой модифицированного реактора является замкнутый объем с открытой водяной поверхностью и переносом тепла внутри реактора посредством свободной конвекции паров воды и теплосъемом вне активной зоны (**Рис.8**). На первых порах вследствие повышения концентрации активных атомов усилится выделение тепла, увеличится испарение воды, изменится вылет и спектр нейтронов. Из-за снижения разбавленности δ и включения резонансов равновесная концентрация плутония увеличится, и процесс накопления будет продолжаться. Спустя некоторое время, в горении будет принимать участие почти исключительно плутоний (из урана-238), что в несколько раз увеличивает выгорание (экономия в пересчете на природный уран



составляет четыре раза по сравнению с ВВЭР).

Рис.9. Схема реактора

Самым важным качеством предлагаемой конструкции всякой системы управления. Функционирование реактора обладает физической безопасностью. Независимо от причин, случайное повышение тепловыделения приведет к дополнительному испарению замедлителя и немедленному прекращению реакции, как за счет ужесточения спектра нейтронов, так и за счет их вылета. Разделение зон энерговыделения и энергосъема обеспечивает возможность использования в первом контуре обычной воды. В реакторе темп теплосъема регулирует тепловыделения (мощность): повышение мощности теплосъема приводит к усилению охлаждения реактора, к более интенсивной концентрации паров тяжелой воды и, следовательно, к большому тепловыделению.

Рассмотрим теперь самый тяжелый случай аварии – полное прекращение теплосъема. Ничего страшного! Авария будет развиваться очень медленно, потребуются десятки минут, чтобы вода полностью испарилась. А фактически намного дольше, так как вскоре цепная реакция оборвется из-за роста концентрации урана в тяжелой воде. Повышенное давление паров может быть сброшено через односторонний клапан во вспомогательный клапан раз и навсегда.

4.5 Комбинированный реактор

Комбинированный двухкаскадный реактор (реактор в реакторе) состоит из внутренней центральной части, представляющей собой быстрый, но маломощный **критический** реактор, и окружающей его внешней оболочки (бланкета), представляющей собой внешний **подкритический** реактор (в качестве замедлителя используется тяжелая вода). Внутренний реактор строится в рамках концепции физической безопасности, в нем критическое состояние поддерживается автоматически. Его энерговыделение мало (мощность быстрого реактора составляет 10-15% от общей, необходимой для достижения высокого КПД выгорания основного теплового бланкета), и поэтому собственное тепло может использоваться с небольшим КПД или даже вовсе сброшено. Наружный подкритический, а следовательно, неуправляемый, бланкет имеет высокое выгорание из-за вовлечения в процесс деления ^{238}U. Внутренний реактор подпитывает нейтронами наружный, т.е. выполняет вспомогательную функцию поставщика нейтронов, а не энергетическую функцию. Составы отдельных частей выбираются из расчета, чтобы коэффициент воспроизводства в них был КВ>≈1, в том числе в тепловом бланкете – учетом нейтронов внутреннего реактора. Вследствие этого возникает большое выгорание ^{238}U (десятки процентов в быстрой части и 2-5% в тепловой). Выгоревшее топливо содержит набор тяжелых элементов, в том числе – активных в плане деления. Такое топливо можно повторно использовать без какого-либо дополнительного изотопного обогащения, и без выделения плутония! Вся радиохимическая обработка топлива сводится к его разделению на две фракции: смесь тяжелых элементов (уран, плутоний, трансураны), которая без изменения повторно используется в том же реакторе, и смесь легких элементов (осколки, элементы твэлов и др.), которая поступает на захоронение.

Принимаются меры для организации односторонних нейтронных потоков (наружу) и подавлению обратных (внутрь), только тогда система устойчива, имеет минимум элементов автоматики. Управление реактором отслеживает лишь медленные (годы) изменения активной зоны, вызванные ее выгоранием. Стержни управления содержат ^{238}U, который поглощает нейтроны, а затем возвращает их в цикл в виде ^{239}Pu. Отсутствие управления основным реактором благоприятно отражается на безопасности станции, кроме того, улучшает нейтронный баланс (уменьшает k).

Большое выгорание топлива создает необходимые предпосылки (возможно в сочетании с некоторым снижением удельной мощности реактора) для того, чтобы станция работала без смены топлива весь срок эксплуатации – десятки лет.

Двухуровневая схема упрощает эксплуатацию реактора. Ввиду того, что подавляющая доля энергии выделяется в тяжеловодном бланкете, большого значения не имеет, как используется энергия центрального реактора в общем тепловом балансе. Даже если она полностью будет сброшена, это слабо отразится на КПД станции. Следовательно, по отношению к быстрому реактору, как к поставщику нейтронов, а не энергии, может быть применена упрощенная схема съема энергии. По теплосъему, обеспечению безопасности предложенная комбинированная схема может оказаться проще и доступней, чем у стандартного теплового реактора, несмотря на казалось бы внешнюю сложность построения.

Замечание. Мы рассмотрели типичный уран-плутониевый цикл. Ранее мы уже упоминали, что в настоящее время интенсивно рассматривается ториево-урановый цикл, как не приводящий к образованию плутония и трансплутониевых элементов. Поскольку для теплового ториевого реактора на тяжелой воде КВ может быть больше единицы, то к нему может быть применена рассматриваемая здесь идеология, с той поправкой, что выгорание не очень велико из-за отравления сильно поглощающими осколками. Отметим, что для ^{232}Th-^{233}U – смеси $\tau_{1/2}$=27 дней, т.е. выход на аварийное сверхкритическое состояние будет продолжаться 3 месяца (для уран-плутониевого цикла – 1 месяц), что обеспечивает благоприятную возможность для осуществления мер безопасности.

4.6 Гибридный реактор.

Развитие идеи комбинированного реактора привело к созданию концепции гибридного реактора, сочетающего источник нейтронов и подкритический реактор. Источником нейтронов может быть смесь альфа-излучателя с беррилием, ускоритель (протонов, дейтронов, электронов и т.п.), плазменная или термоядерная установка.

4.6.1 Быстрый реактор и ускоритель

Принципиальная суть ядерного реактора - управляемая цепная реакция деления ^{235}U и ^{239}Pu. Ее протекание зависит от наличия нейтронного потока (для расщепления ядра ^{235}U требует один нейтрон, а после его расщепления производится в среднем 2.43 нейтронов). Однако, без наличия такого остаточного нейтронного потока, ядерная реакция может быть поддержана внешним вводом нейтронов, произведенных, например, при расщеплении мишени из тяжелых элементов, бомбардируемых протонами в ускорителе высоких энергий. Если такая мишень будет окружена блоком ядерного топлива, типа делящихся изотопов урана или плутония (или тория, который может превращаться в ^{233}U), то появится возможность поддержки цепной реакции деления. Эти устройства называют «управляемые ускорителем системы» или гибридные реакторы. В таком «подкритическом» ядерном реакторе нейтроны, произведенные облучением мишени, используются для поддержания реакции расщепления в топливе, и "помогают" нейтронам, являющимися результатом такого расщепления. Гибридный ядерный реактор можно выключить просто остановкой протонного пучка без необходимости введения в активную зону специальных поглощающих нейтроны стержней. Топливо в таких реакторах может быть смешано с долгоживущими отходами от обычных реакторов.

Другая функция гибридного реактора - разрушение тяжелых изотопов. Ядра нечетных изотопов, более тяжелых чем ^{232}Th, имеют высокую вероятность поглощения нейтронов с последующим процессом деления и выделения энергии. Ядра четных изотопов могут поглотить нейтрон с последующим бета-распадом и расщеплением. Этот процесс преобразования долгоживущих изотопов в расщепляющиеся называют «бридинг» (размножение). Поэтому подкритический ядерный реактор может преобразовывать долгоживущие трансурановые элементы в недолговечные продукты деления и при этом еще и выдавать некоторую энергию. Но главное его достоинство состоит в возможности более простой и менее дорогой утилизации высокоактивных отходов от обычных ядерных реакторов. Однако, наибольший интерес к

гибридным реакторам состоит в потенциальной возможности их использования для сжигания оружейного плутония, как альтернативы его использования в смешанном оксидном топливе для обычных реакторов.

Гибридная ядерная система строится по принципу: ускоритель-мишень-бланкет. В настоящее время идет интенсивная работа по изучению и оптимизации физических характеристик таких систем. Рассматриваются различные варианты установок, различающихся по целевому назначению, типу ускорителя, виду ядерного топлива и мишенных материалов, виду теплоносителя и замедлителя, спектру нейтронов, топливному циклу, конструктивному исполнению.

Наиболее перспективно сочетания быстрого реактора, находящегося в подкритическом состоянии, с укорителем, выдающим на мишень пучок релятивистских протонов. Подобные энергетические установки можно использовать для производства энергии мощностью по 500 Мвт (тепловой). Подкритический реактор работает на уране, находящимся в виде нитрида урана, UN (эффективная плотностью 11,6 г/см^3), или диоксида урана, UO_2 (эффективная плотность 9,5 г/см^3). Для выравнивания распределения мощности по радиусу бланкета обычно применяется трехзонное профилирование обогащением топлива по урану-235 – обогащение растет от центра к периферии активной зоны.

В реакциях взаимодействия пучка ускоренных до высоких энергий протонов с веществом мишени нарабатываются нейтроны «скалывания»-«spallation» (иногда их называют нейтронами расщепления). Ускоритель, таким образом, работает как интенсивный источник быстрых нейтронов.

Ускоритель должен обеспечить ускорение протонов до энергий 600 – 1500 Мэв (в исключительных случаях – до 5000 МэВ). При взаимодействии таких протонов с мишенью происходят ядерные реакции скалывания, т.е. реакции внутриядерного каскада, включающие в себя прямые нуклон-нуклонные реакции, фрагментацию ядра, высокоэнергетическое деление и фазу «испарения» возбужденного компаунд-ядра. В результате в объеме мишени нарабатываются нейтроны с энергиями 1 - 12 МэВ. Максимум производства нейтронов достигается на тяжелых элементах. В качестве материалов для мишеней, в которых можно получить значительный поток нейтронов, рассматриваются свинец, сплав свинца-висмута, ртуть, вольфрам, тантал и др. Число нейтронов, образующихся на один протон существенно зависит от энергии протона. Например, в случае сплава свинец-висмут при энергии протона 800 МэВ на один протон рождается 18 нейтронов с максимальной энергией 0,12 МэВ, то при энергии 5000 МэВ рождается 92 нейтрона максимальная энергия которых 0,36 МэВ.

Рассматриваемую здесь энергетическую гибридную ядерную систему можно рассматривать как аналог реактора на быстрых нейтронах. Как уже упоминалось, быстрый реактор работает на жидкометаллическом теплоносителе: сплаве свинец-висмут или натрии. Поэтому эти элементы и выбираются для производства мишени ускорителя. В условиях России возможны два типа установок: 1) свинцово-висмутовая мишень (цилиндр, заполненный расплавленным сплавом Pb-Bi, радиусом 10 см и длиной 60 см) и бланкет, представляющий собой тепловыделяющую сборку (ТВС), взятую от стандартного быстрого реактора с теплоносителем свинец-висмут; 2) вольфрамовая мишень, охлаждаемая расплавленным натрием, и бланкет, также охлаждаемый натрием, представляющий собой ТВС от быстрого энергетического реактора БН-800. Вольфрамовая мишень состоит из цилиндрических дисков с радиусом 10 см и толщиной 2 см, разделенных слоями натрия толщиной 4 см, общая длина мишени 60 см, радиус 10 см.

При оптимизации конструкции таких установок, выходными параметрами являются: выход нейтронов «скалывания» в мишени, их спектры, коэффициент умножения нейтронов в

бланкете, мощность нейтронного источника, требуемая сила тока в пучке протонов для достижения заданной мощности реактора и др.

Расчёты показали, что применение в упомянутых выше типах бланкетов более плотного ядерного топлива, каким является мононитрид урана UN, дает заметный выигрыш в требуемом токе пучка протонов по сравнению с традиционным оксидом урана UO_2. Зависимость требуемой мощности пучка протонов от их энергии в диапазоне энергий 800-1500 Мэв довольно слабая. Поэтому этот параметр может быть определен из требований эффективной работы специализированных ускорителей. Гибридная ядерная система с натриевым теплоносителем имеет преимущество перед установкой с охлаждением сплавом свинец-висмут по величине требуемого тока пучка протонов. Однако в управлении эта установка более трудна, так как требуемый для ее работы диапазон изменения силы тока значительно больше, чем для системы с теплоносителем Pb-Bi.

4.6.2 Тепловой реактор и термояд

Источником нейтронов может быть установка, в которой протекает реакция термоядерного синтеза. Целесообразность использования термоядерной энергии определяется величиной коэффициента усиления, т.е. отношением выделившейся энергии к энергии, затраченной на возбуждение термоядерной реакции. В комбинированном реакторе термоядерный источник нейтронов, относительно малой мощности, окружен размножающим бланкетом, который близок к обычному реактору на тепловых нейтронах, с той существенной разницей, что в исходном состоянии является подкритическим. При уровне подкритичности 0,9-0,95, вполне обеспечивающим безопасность реактора без управления, на один нейтрон с энергией 14 МэВ приходится 20 нейтронов деления или происходит десять делений ядер, при соотношении энергии деления к термоядерной, как 200:1, т.е. затраты на природный уран почти 10 раз меньше, чем в стандартных медленных реакторах ВВЭР и РБМК.

При такой композиции термоядерный источник выполняет не экономическую функцию, а исключительно управленческую. Для этой цели, в принципе, пригоден любой источник термоядерных нейтронов (непрерывный типа «Токомак» или импульсный, основанный на горении маленьких шариков – мишеней, разжигаемых лазерными лучами). Перспективным нейтронным источником может быть горение DT-газа, разжигаемого в центральной камере с помощью лазера. Лазер вместе с его энергетикой находится от реактора на расстоянии в несколько десятков метров. Связь осуществляется только через узкие каналы для подачи света в мишенную камеру небольших размеров. Лазер и реактор конструктивно развязаны.

Возможен двухкаскадный вариант гибридного реактора, состоящий из быстрого внутреннего предусилителя и наружнего теплового бланкета. Термоядерные нейтроны сначала размножаются во внутреннем каскаде, затем поступают в наружный, где замедляются и еще раз размножаются. Осуществляется поток нейтронов от центра к периферии, причем обратный поток тепловых нейтронов на внутренний каскад предельно подавлен в силу выбранной геометрии и наличия поглотителя тепловых нейтронов между каскадами. В результате такого «вентильного» эффекта удается, сохраняя приемлемую подкритичность (0,95), безопасно многократно повысить размножение нейтронов за счет ядерных делений. Суммарный коэффициент, выражающий отношение делительной энергии к термоядерной, достигает значения 5000, что, естественно, благоприятно отражается на требованиях к нейтронному источнику, т.е. лазеру. Для реактора мощностью 300 Мвт (100 МВт электрических) нейтронный источник должен иметь выход 10^{16} нейтронов в секунду. К сожалению, лазера с энергией 300 кДж и частотой импульса 1 Гц пока (2001 г.) не существует.

<u>Замечание.</u> В гибридной схеме, в которой организован преимущественно односторонний поток нейтронов от центра реактора наружу с подавлением воздействия нейтронов из периферийной области на центральную, основная энергия – делительная, лазер усложняет конструкцию, но вместе с тем придает реактору высокую степень безопасности, простоту управления, большое выгорание и экономию

топлива. В реакторе удается достигнуть очень высокого энергетического коэффициента (отношение общей энергии к термоядерной) на уровне 10000. При этом сохраняется безопасный уровень подкритичности установки в целом, k=0,9-0,95.

4.7 Погружающийся реактор

Автоматический режим поддержания критического состояния создает предпосылки для экзотических проектов. Поскольку уран – металл тяжелый, нетрудно вообразить себе реактор с удельным весом, превышающим средний удельный вес пород у поверхности Земли. Тогда, предоставленный самому себе он станет погружаться вглубь нее в том случае, если сможет развить температуру выше температуры плавления окружающих пород.

Варьируя форму и размеры такого реактора, можно достичь приемлемой скорости погружения в землю (примерно километр в год). Тогда на месте погружения образуется обширная область (порядка 0,1 км^3) разогретой земли, из которой можно черпать тепло, как на геотермальных станциях. Важно, что земные породы слабо активируются нейтронами реактора, а возникающие все же радиоактивные изотопы имеют короткий период полураспада. Быть может, на этом пути удастся решить одну из основных проблем атомной энергетики – захоронение радиоактивных отходов.

4.8 Гелиевый реактор

Высокотемпературный гелиевый реактор (ВТГР) - источник тепла с уникально высокой температурой - около 1000°С, поэтому его использование позволяет значительно расширить сферу экономически эффективного применения ядерной энергии.

Первое предложение использования гелия в реакторах сделали С.М. Фейнберг и В.С. Фурсов в 1947, проектов ВТГР с шаровыми и призматическими твэлами начали разрабатываться в 1974, с 1998 осуществляется создание модульного высокотемпературного гелиевого реактора с газовой турбиной. Достижения в технологии газовых турбин, электромагнитных подшипников, высокоэффективного теплообменного оборудования сделали реальной разработку инновационного проекта гелиевого ВТГР с газовой турбомашиной для прямого преобразования энергии с КПД ~ 50% (цикл Брайтона). Эта концепция легла в основу Международного проекта ГТ-МГР (Gas Turbine - Modular Helium Cooled Reactor - GT-MHR) – «Газовая турбина — модульный гелиевый реактор» — ГТ-МГР.

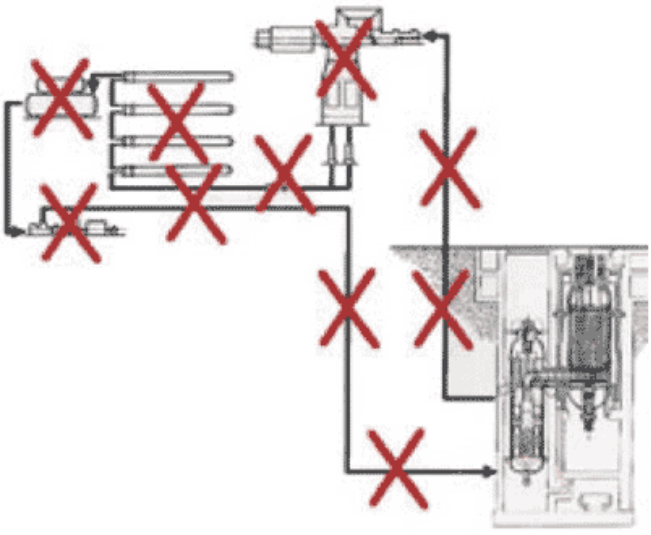


Рис.10. Новая схема АЭС типа ГТ-МГР устраняет из её конструкции множество прежних систем. А так как узлов меньше, то и надёжность выше.

Принципиальными особенностями ГТ-МГР являются: высокая эффективность производства электроэнергии (к.п.д. ~ 50%); возможность использования высокотемпературного тепла для технологических производств; повышенная безопасность, обусловленная самозащищенностью и невозможностью плавления активной зоны при тяжелых авариях; обеспечение гарантий нераспространения; эффективное использование ядерного топлива и возможность реализации различных вариантов топливного цикла (уран, плутоний, торий); снижение теплового и радиационного воздействия на окружающую среду.

В конце 20-го века в России разработан ряд проектов ВТГР различного назначения и уровня мощности: опытно-промышленный реактор ВГ-400 для комбинированной выработки технологического тепла и электроэнергии в паротурбинном цикле, реакторная установка ВГ-400ГТ с прямым газотурбинным циклом преобразования энергии, модульный реактор ВГМ для производства технологического тепла с температурой ~ 900°С и электроэнергии, атомная станция ВГМ-П для энергоснабжения типового нефтеперерабатывающего комбината.

Энергетическая установка ГТ-МГР (Тепловая мощность ГТ-МГР 600 МВт, электрическая - 285 МВт, расчетный срок службы реактора - 60 лет) состоит из связанных воедино двух блоков: модульного высокотемпературного реактора (МГР) и газотурбинного преобразователя энергии прямого цикла (ГТ). Ядерный реактор обладает внутренне присущей безопасностью (то есть – чем сильнее нагрев – тем слабее реакция, просто исходя из «физики» реактора, вплоть до остановки естественным путём, без всякого участия системы управления). Реактор размещается в закрытых капсулах под землёй. В основе концепции МГР лежит использование активной зоны с графитовым замедлителем, топливом в виде микросфер с многослойными керамическими покрытиями и гелием в качестве теплоносителя. В активной зоне полностью отсутствуют металлоконструкции. Это позволяет иметь температуру гелия на выходе из реактора 850°С и более, что обеспечивает высокую эффективность производства электроэнергии в прямом газотурбинном цикле, а также возможность использовать МГР как источник промышленного высокотемпературного тепла. Кратчайшее преобразование энергии горячего гелия в электричество осуществляется с помощью газовой турбины так называемого замкнутого цикла Брайтона. Устройство АЭС сильно упрощается. Никаких промежуточных теплоносителей, меняющих фазу (жидкость-пар), никаких громоздких теплообменников, почти – никаких путей для возможной утечки чего-нибудь радиоактивного.

Всё капсулировано. При этом даже отказ системы управления не ведёт к расплавлению топлива. Всё автоматически затухает и медленно остывает за счёт рассеивания тепла в грунт, окружающий станцию. Топливо для станции – это оксид и карбид урана или оксид плутония, выполненные в виде шариков диаметром всего 0,2 миллиметра и покрытые несколькими слоями различной термостойкой керамики. Шарики «насыпаются» в стержни, те формируют сборку и так далее. Физические (масса конструкции, условия протекания реакции) и геометрические параметры реактора таковы (сравнительно низкая плотность энергии, например), что при любом развитии событий, даже полной потери теплоносителя, эти шарики не расплавятся.

Активная зона реактора кольцевого типа содержит гексагональные топливные блоки, собранные в 102 топливные колонны по 10 блоков в каждой. Каждый топливный блок имеет 202 канала для топливных компактов (15 топливных компактов по высоте), 108 каналов для прохода теплоносителя и 14 каналов для стержней выгорающего поглотителя (15 компактов выгорающего поглотителя по высоте), расположенных по треугольной решетке с шагом 19 мм. В 12 топливных колоннах первого внутреннего ряда активной зоны расположены каналы для стержней аварийной защиты диаметром 130 мм. В 18 топливных колоннах второго и третьего рядов расположены каналы под резервную систему останова, содержащие маленькие поглощающие шарики на основе карбида бора. Кольцевая кладка активной зоны окружена внутренним, наружным, нижним и верхним заменяемыми отражателями. Сменный отражатель содержит 163 колонны с 13 блоками в каждой, из которых 102 колонны приходятся на внешний и 61 – на внутренний отражатели. Блоки в 36 колоннах внешнего отражателя имеют каналы под стержни компенсации реактивности. Основные характеристики активной зоны представлены в **Табл.2.**

Топливные блоки активной зоны содержат стержни выгорающего поглотителя на основе окиси эрбия (Er_2O_3) с естественным содержанием изотопов. Поглотитель служит для двух целей: компенсации запаса реактивности и обеспечение отрицательного температурного коэффициента

реактивности. Топливо в ГТ-МГР используется в виде частиц с многослойным покрытием. Двуокись топлива в виде кернов (диаметр ~ 200 мкм) покрыта пористым буферным слоем графита, плотным слоем пирографита, затем слоем карбида кремния и еще одним слоем пирографита. Наружный диаметр топливной частицы ~ 600 мкм. Частицы перемешиваются с графитовой матрицей и формируются в цилиндрические топливные компакты в виде стерженька диаметром 12,5 мм высотой 50,0 мм. Они, в свою очередь, загружаются в гексагональные призматические графитовые топливные блоки высотой 0,8 м и размером под ключ 0,36 м. Основные характеристики реактора ГТ-МГР приведены в **Табл.** .

ГТ-МГР характеризуется повышенной безопасностью. Присущие ГТ-МГР свойства внутренней безопасности исключают плавление активной зоны в случае тяжелых аварий реактивностного типа и при потере теплоносителя. Свойства безопасности и конструкционные характеристики делают ГТ-МГР устойчивым к ошибкам оператора.

В ГТ-МГР можно использовать различные варианты ядерного топливного цикла (уран, плутоний, торий), в том числе в нем можно эффективно утилизировать оружейный плутоний. Эффективное использование топлива обеспечивается в цикле с его однократным прохождением через реактор без необходимости переработки и повторного использования. Состав и форма отработавшего топлива ГТ-МГР обеспечивают гарантии нераспространения. Переработка ядерного топлива в форму микротопливных частиц может осуществляться заранее, что будет способствовать повышению гарантий нераспространения.

Стандартный модуль установки ГТ-МГР включает активную зону реактора тепловой мощностью 600 МВт, объединенную с блоком преобразования энергии, который включает газовую турбину прямого цикла с гелиевым охлаждением. Активная зона реактора заключена в стальном корпусе высокого давления, который через соединительный корпус соединен с корпусом преобразования энергии. Реакторный модуль установки ГТ-МГР размещается в заглубленной герметичной защитной конструкции высокого давления, обладающей типичными характеристиками защитных сооружений, используемых в проектах современных легководных реакторов.

Блок преобразования энергии, действие которого основано на прямом цикле Брайтона, включает турбомашину, состоящую из генератора, газовой турбины и двух компрессорных секций, установленных вертикально на одном валу, подвешенном на магнитных подшипниках. Система преобразования энергии включает три компактных теплообменника: высокоэффективный рекуператор, промежуточный охладитель и концевой охладитель.

Замкнутый газотурбинный цикл в ГТ-МГР реализуется следующим образом: рабочее тело-гелий подвергается двухступенчатому сжатию в компрессоре и промежуточному охлаждению; предварительный нагрев гелия высокого давления (перед входом в реактор) происходит в рекуператоре, который использует энергию гелия на выходе из турбины; в реакторе осуществляется ввод тепловой энергии в цикл и нагрев гелия до рабочей температуры; горячий гелий высокого давления расширяется затем в турбине, которая приводит в действие компрессор и электрогенератор; гелий низкого давления с выхода турбины направляется в рекуператор, где подогревает гелий высокого давления после компрессора; сбросное тепло из цикла отводится в концевом холодильнике контуром оборотной воды.

Концепция проекта ГТ-МГР основывается на четырех современных технологиях: модульных гелиевых реакторах с характерным для них высоким уровнем естественной безопасности; высокоэффективных газовых турбинах, разработанных для авиации и электростанций; электромагнитных подшипниках; высокоэффективных компактных пластинчатых прямотрубных оребренных теплообменниках.

Прямой замкнутый газотурбинный цикл преобразования энергии, по отношению к другим типам АЭС с паровым циклом, обеспечивают значительное упрощение и сокращение количества необходимого оборудования и систем, в том числе систем безопасности, а также полное

исключение из состава станции паротурбинного контура (паропроводов, конденсатора, деаэратора и др.). Данное упрощение станции в совокупности с модульностью конструкции ГТ-МГР обуславливают снижение капитальных затрат на строительство, эксплуатацию и техническое обслуживание, что дает предпосылки к высокой экономической эффективности АЭС с ГТ-МГР.

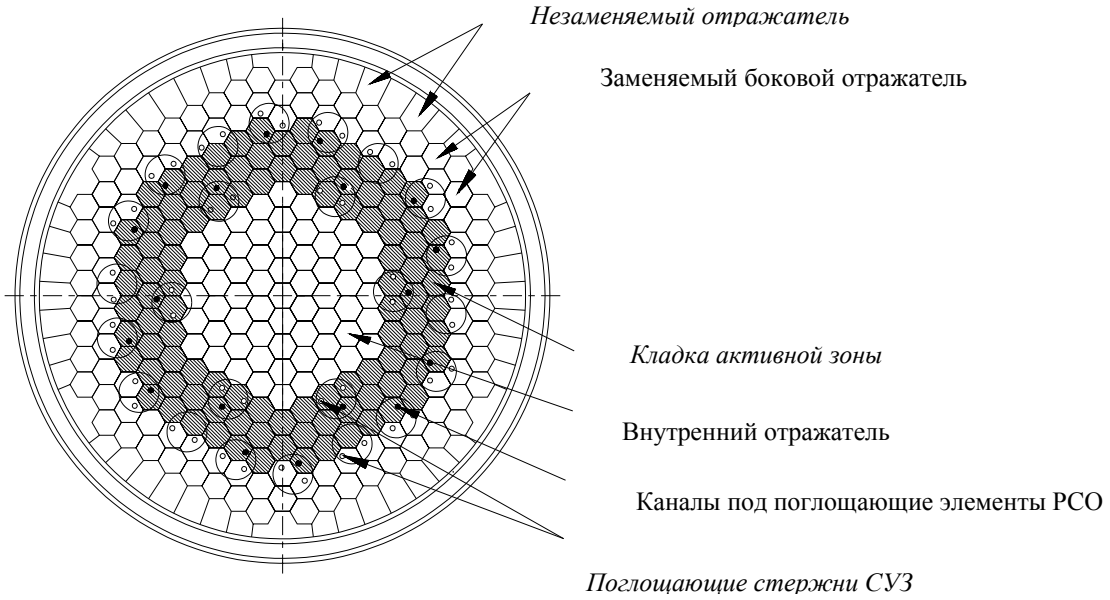


Рис.11 Активная зона гелиевого реактора

Табл.3 Основные характеристики реактора ГТ-МГР

Тепловая мощность, Мвт	600
К.п.д. производства электроэнергии, Нетто, %	47,2
Температура теплоносителя-гелия (вход/выход) реактора, °С	490/850
Давление гелия на входе в реактор, МПа	~7,15
Свежая загрузка Pu, кг	~ 700
Среднее выгорание, МВт.сут/кг	720
Загружаемый Pu, кг/год	~ 240
Допустимая температура топлива, ^{o}C	≤1600

«Стратегия развития атомной энергетики России…» предусматривает сооружение головной АЭС ГТ-МГР и установки по производству топлива для нее на Сибирском химическом комбинате к 2010, а к 2012-2015 - создание и ввод в эксплуатацию первой четырехмодульной АЭС ГТ-МГР. Установки ГТ-МГР по своим технически характеристикам, уровню безопасности и экономичности приближается к требованиям, предъявляемым к перспективным реакторным технологиям XXI века.

Фирма Eskom разработала модульный, охлаждаемый гелием, реактор с шаровыми твэлами (Pebble Bed Modular Reactor – PBMR) мощностью 114 МВт. Особенности реактора: внутренне присущая безопасность, небольшие габариты, экономичность, что привлекательно как для развивающихся, так и для промышленно развитых стран, где имеется потребность в небольших реакторах специального назначения, которые можно строить в районах с отсутствием охлаждающей воды. Конструкция реактора PBMR с активной зоной с засыпкой шаровых твэлов аналогична реактору AVR мощностью 15 МВт, который успешно эксплуатировался в течение 22 лет в Германии. Активная зона реактора PBMR состоит из 440 тыс. сферических графитовых элементов диаметром 60 мм. Из них 310 тыс. содержат обогащенный гранулированный диоксид урана (4–8%) с оболочкой из графита и карбида кремния. Остальные 130 тыс. элементов – чисто

графитовые. За срок службы реактора будет осуществляться 10–15 перегрузок активной зоны. Твэлы непрерывно выводятся из реактора снизу активной зоны. После автоматизированного измерения глубины выгорания они либо возвращаются в соответствующую область активной зоны, либо выгружаются на установку для хранения отработавшего топлива. Обычно твэлы возвращаются в цикл около 10 раз, что обеспечивает высокое выгорание делящегося материала. Этот аспект вместе с большими техническими трудностями выделения остаточного делящегося материала из отработавших твэлов обеспечивает хорошие возможности предотвращения распространения ядерных материалов. Нейтронно-физические характеристики системы обеспечивают внутренне присущую безопасность путем автоматического выключения реактора при возникновении аварийных ситуаций. Большая теплоемкость активной зоны и окружающего графита препятствует быстрому разогреву при авариях с потерей теплоносителя, кроме того, отвод остаточной теплоты может осуществляться за счет поглощения теплового излучения материалом стального корпуса реактора.

5. РЕАКТОРЫ СРЕДНЕЙ МОЩНОСТИ

5.1 Корпусной реактор ПРБЭР-600 с интегральной компоновкой

Интегральная компоновка реакторной установки (РУ) привносит дополнительные, качественно новые возможности для повышения безопасности АС, которых нет в двух других схемах, но ее применение оправдано только при высокой надежности, отработанности внутриреакторного оборудования. Примером интегральной компоновки может служить реактор ВПБЭР.

Задача создания реактора повышенной по существу предельно достижимой безопасности успешно решена применительно к РУ для атомных станций теплоснабжения АСТ-500, высокая безопасность которой подтверждена независимой экспертизой МАГАТЭ. Решения по безопасности АСТ, такие, как интегральная компоновка реактора, применение страховочного корпуса, пассивные системы безопасности разного типа действия с глубоким резервированием и самосрабатыванием, легли в основу проекта энергетического реактора повышенной безопасности электрической мощностью 630 МВт **ВПБЭР-600**.

ВПБЭР-600 представляет собой двухконтурную установку с водо-водяным корпусным реактором интегрального типа. Реактор заключен в страховочный корпус для локализации аварий, связанных с разгерметизацией трубопроводов вспомогательных систем первого контура или корпуса. Интегральное исполнение характеризуется размещением в одном корпусе активной зоны с рабочими органами системы управления защитой (СУЗ), теплообменной поверхности парогенератора и парогазового компенсатора давления, функцию которого выполняет верхний объем корпуса реактора над уровнем теплоносителя.

Первый контур вмещает в себя основной контур циркуляции, размещенный внутри корпуса реактора, а также системы компенсации давления, очистки теплоносителя и введения жидкого поглотителя. Этот контур обслуживается системами водоподготовки, заполнения и подпитки, отбора проб, воздухоудаления и дренажа. Второй контур состоит из 12 независимых секций парогенератора (ПГ) с индивидуальным подводом питательной воды и выводом пара за пределы страховочного корпуса. Далее секции ПГ объединяются в 4 петли, по которым пар подается в паротурбинную установку, откуда возвращается питательная вода. Плановое расхолаживание осуществляется за счет циркуляции питательной воды через ПГ со сбросом пара в специальный технологический конденсатор.

Основная концепция безопасности ВПБЭР-600 - сочетание внутренне присущей самозащищенности и пассивных систем безопасности. Система непрерывного отвода тепла постоянно находится в работе и поэтому не требуется срабатывание каких-либо устройств при необходимости аварийного расхолаживания реактора, выполненная аналогичным образом пассивная система отвода тепла с самовскрыванием гарантирует высокую надежность

аварийного теплоотвода. Интегральная компоновка принципиально исключает классы аварий больших и средних течей при разрыве трубопроводов первого контура. Размещение реактора в прочном страховочном корпусе обеспечивает сохранение активной зоны под водой при любом разрыве 1-го контура, что исключает плавление топлива. Страховочный корпус служит дополнительным пассивным барьером локализации радиоактивных продуктов. Привлекательное свойство ВПБЭР-600 - самообеспечение безопасного состояния. Вероятность реализации аварии с тяжелыми повреждениями активной зоны. ВПБЭР-600 составляет менее 10^{-8} на один реактор-год. Принятые проектные решения, качественно новый уровень безопасности снимает вопрос о расстоянии при размещении АЭС с реактором ВПБЭР-600, исключает необходимость эвакуации населения, позволяют размещать АЭС в непосредственной близости от городов и других населенных пунктов, крупных энергопотребителей.

5.2 ВВЭР-640 (В-407)

Реакторная установка В-407 является составной частью АЭС нового поколения средней мощности с повышенным уровнем безопасности по сравнению с предыдущими серийными АЭС с отечественными реакторами ВВЭР и зарубежными действующими реакторами PWR при высоком уровне надежности и экономичности. РУ с ВВЭР-640 (В-407) предназначена для выработки и подачи пара на турбогенераторную установку АЭС средней мощности для производства электроэнергии с частотой 50 Гц, мощностью 640 МВт (эл.) (тепловая мощность 1800 МВт), как в базовом режиме, так и в режимах маневрирования мощностью.

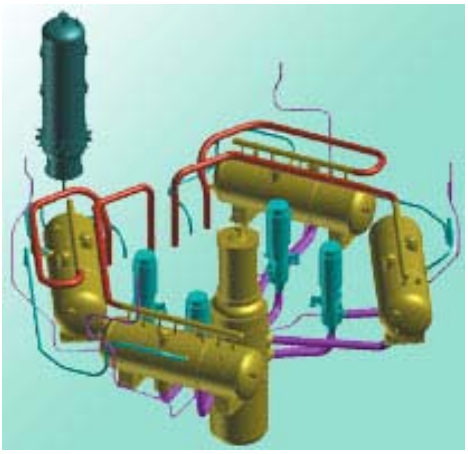


Рис.12. Реакторная установка ВВЭР-640

Отличительные характеристики РУ В-407: повышение безопасности за счет: снижения теплонапряженности твэлов; использования наилучших конструкционных материалов; использования пассивных систем отвода остаточных тепловыделений активной зоны; обеспечение подкритичности активной зоны при температуре теплоносителя не менее 100°С в любой момент кампании при нулевой концентрации борной кислоты в теплоносителе; обеспечение пассивного залива водой корпуса реактора снаружи при аварии с потерей теплоносителя для отвода тепла от днища корпуса реактора в случае постулированного разрушения активной зоны и скапливания кориума на днище корпуса реактора; исключения выброса активного теплоносителя и сохранения его внутри контейнмента при течах из первого контура во второй; высокая эксплуатационная готовность за счет сокращения времени плановых остановов; пониженные дозовые нагрузки за счет: снижения затрат при эксплуатации; глубоко эшелонированной защиты.

Приняты решения о строительстве на территории России 8 энергоблоков АЭС с ВВЭР-640 (1 энергоблок - в составе НПЦ АЭ в г. Сосновый Бор, 3 энергоблока - на Кольской АЭС-2 и 4 энергоблока на Дальневосточной АЭС).

6. МАЛЫЕ РЕАКТОРЫ

6.1 Капсулированный реактор

Американское министерство энергетики (DOE) проектирует капсулированный ядерный реактор, который можно будет продавать в любую развивающуюся страну мира, поскольку он будет надежно защищен от несанкционированного вскрытия.

Идея заключается в том, чтобы создать полностью автономный, герметично закрытый и запечатанный энергетический реактор, не требующий какого-либо обслуживания в течение всего

срока эксплуатации. Такие установки можно продавать в страны третьего мира без опасности нарушения принципов нераспространения ядерных технологий. Новинка называется SSTAR (маленький запечатанный транспортабельный автономный реактор). Предусмотрен ряд моделей в диапазоне мощности 10 – 100 мегаватт. Эту мощность реакторы будут выдавать в течение 10 лет без перезагрузки топлива, после чего их должны вернуть заводу-изготовителю нераспечатанными. Конструкция реактора предусматривает несколько контуров защиты, подающих сигнал при попытке вскрытия и вызывающий немедленную реакцию со стороны США. Для страны, купившей такую энергетическую установку, это будет просто черный ящик, непрерывно выдающий энергию. Вся автоматика также защищена прочным корпусом, а так как ядро реактора очень мало, в случае отказа электроники машина автоматически заглушится и начнет охлаждаться прямо через корпус (его размеров достаточно для такого охлаждения), без использования каких-либо внешних систем.

6.2 СВБР-75

Реакторная установка СВБР-75 разработана в рамках программы продления срока службы блоков АЭС первого поколения с ВВЭР. Выбор номинальной мощности (75 МВт (эл.), 265 (теп.)) обусловлен необходимостью сохранения технологической схемы, возможностью полного заводского изготовления и транспортирования по железной дороге. Параметры парогенераторв унифицированы применительно к схемам второго контура на всех восстанавливаемых блоках. Проект реактора разработан как базовый с возможностью многоцелевой модернизации. СВБР-75 имеет интегральную компоновку первого контура, включающую реактор, двенадцать парогенерирующих модулей и два циркуляционных насоса. Тип СВБР-75 – двухконтурная, с жидкометаллическим теплоносителем свинец-висмут в первом контуре и реактором на быстрых нейтронах.

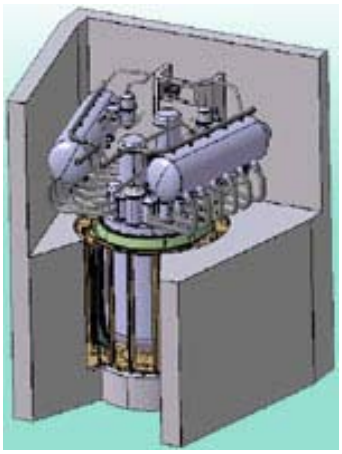


Рис.13 Реакторная установка СВБР-75

6.3 АРГУС

АРГУС – типичный представитель малых лабораторных реакторов, предназначенный для проведения ядерно-физического анализа и технологического контроля. Растворный ядерный реактор прост и надежен в конструкции, с достаточным потоком нейтронов (до 10^{12} нейтр/см^2*с) при небольшой (50 кВт) тепловой мощности. Гарантируется ядерная безопасность, удобные условия эксплуатации, малочисленность персонала, низкая стоимость. "Аргус" можно размещать непосредственно на производстве без дорогостоящих санитарно-защитных средств. При круглосуточной работе кампания реактора составляет 10 лет.

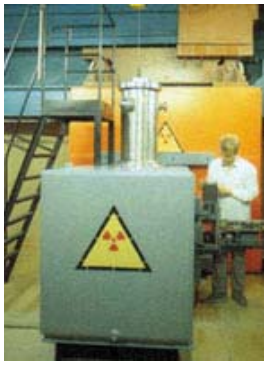


Рис.14 Лабораторный реактор АРГУС

Технические характеристики: обогащение по изотопу урана-235 - 21%; загрузка урана-235, 1,8 кг; объем водного раствора U_2SO_4 - 23,0 л; мощность - не более 50 кВт; плотность потока тепловых нейтронов: в канале активной зоны $1{,}2*10^{12}$, в каналах отражателя $6{,}0*10^{11}$, на выходе пучка нейтронов (при степени коллимации 1°) $3{,}0*10^7$ нейтр/см^2*с.

Реактор может использоваться для переработки медицинских изотопов.

6.4 Мастер

Малые реакторы особенно перспективны в области теплоснабжения городов, поскольку такие ядерные установки можно безопасно размещать вблизи жилья. Новым типом реактора является саморегулирующийся реактор малой мощности «МАСТЕР». Мощность реактора 3 МВт, кампания реактора – 60 лет непрерывной работы без перегрузки топлива. Реактор имеет двухконтурную систему отвода тепла: первый замкнутый контур с естественной циркуляцией, второй контур потребителя (t = 80 °C) - с принудительной. Передача тепла от ядерного топлива к теплоносителю первого контура осуществляется за счет теплопроводности материала активной зоны (так называемый «однотвэльный» реактор). Помимо теплоснабжения, данный реактор планируется внедрить в систему образования России.

6.5 Rapid

В настоящее время в Японии разрабатывается миниатюрный ядерный реактор, предназначенный для электроснабжения жилых домов. Реактор Rapid-L при высоте 6 м и ширине 2 м способен вырабатывать до 200 кВт электричества, чего достаточно для питания офисного небоскреба или жилого дома. Полагают, что реакторы типа Rapid-L получат широкое распространение просто потому, что большие АЭС будет негде строить из-за нехватки места для их размещения. Эти реакторы также могут использоваться для компенсации пиковых нагрузок в крупных городских зонах, таких как Токийский залив.

Rapid-L - реактор на быстрых нейтронах. Регулирование интенсивности потока нейтронов используется жидкий литий-6 - изотоп лития, лучше других поглощающий нейтроны. Внутри реактора имеются трубки, заполненные инертным газом. Над трубками располагаются емкости с литием-6. При повышении температуры металл расширяется и спускается вниз по трубкам, поглощая нейтроны и замедляя реакцию. Литий-6 действует как "жидкий стержень", поэтому нужда в сложном механическом приводе для спуска и подъема твердых стержней, отпадает. Рабочая температура Rapid-L составляет 530^{o}C, а охлаждение осуществляется жидким натрием. Реактор безопасен, и может быть размещен в подвале жилого дома.