ӨЗІН-ӨЗІ РЕТТЕУ
«ТӘЖІРИБЕШІЛ ЭКОЛОГТАР ҚАУЫМДАСТЫҒЫ»

САМОРЕГУЛИРУЕМАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ
«АССОЦИАЦИЯ ПРАКТИКУЮЩИХ ЭКОЛОГОВ»

Аналитический доклад Саморегулируемой организации «Ассоциация практикующих экологов»

«Ядерные реакторы и их типы»

Казахстан 2022

Содержание

Введение 4
1. Структура ядерного реактора 5
2. Классификация ядерных реакторов 7
2.1. По характеру использования 7
2.2 По спектру нейтронов 8
2.3 По размещению топлива 9
2.4 По виду топлива 10
2.5. По степени обогащения 11
2.6. По виду теплоносителя 12
2.7 По роду замедлятеля 13
2.8 По конструкции 14
2.9 По способу генерации 18
2.10 По форме активной зоны 20
3. Поколения ядерных реакторов 20
4. Устойчивое развитие 23
5. Перспективные реакторы 25
Список использованной литературы 28

Список сокращений

ЯЦР – Ядерная цепная реакция

ТВС – Тепловыделяющие сборки

ОЯТ – Облученное ядерное топливо

РБМК – Реактор большой мощности канальный

ВВЭР – Водно-водяной энергетический реактор

РАО - Радиоактивные отходы

ВАО - Всемирная ассоциация организаций

АЗ – Активная зона

БН – Быстрые нейтроны

ЖСР – Жидкосолевой раствор

Мпа – Мегапаскаль

МВт - Мегаватт

Введение

Важнейшим фактором научно-технического прогресса является развитие энергетической отрасли. Открытие энергии, дало новый толчок к развитию человечества. Развитие области ядерной энергетики происходило стремительно: в 1942 г. в Чикаго Э. Ферми был построен первый ядерный реактор, а уже в 1954 г. в Обнинске была запущена первая атомная электростанция (АЭС). Доля АЭС в энергетическом секторе растет, ожидается что она достигнет 25% к 2050 году.[1] Ей предназначено большое будущее, так как запасы нефти, газа, угля постепенно иссякают, а уран - достаточно распространенный элемент на Земле. В связи с этим необходимо закладывать решение проблемы безопасности (в частности, предупреждение аварий с разгоном реактора, локализацию аварии в пределах биозащиты, уменьшение радиоактивных выбросов и др.) еще в конструкцию реактора, на стадии его проектирования.

Рисунок 1 – Активная зона

[1]Р.А. Шоркин. Реакторы на тепловых нейтронах http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nphm/04_tt.htm

1. Структура ядерного реактора

Ядерный (атомный) реактор – устройство, в активной зоне которого осуществляется контролируемая самоподдерживающая цепная реакция деления ядер (ЯЦР) некоторых тяжёлых элементов под действие нейтронов. Любой ядерный реактор состоит из следующих частей:

• Активная зона (центральная часть реактора, где протекает самоподдерживающая ЯЦР и выделяется энергия) с ядерным топливом (служит для получения энергии в ядерном реакторе, представляет собой смесь материалов, содержащих делящиеся ядра) и замедлителем нейтронов (вещество, используемое для уменьшения энергии нейтронов в ядерных реакторах; графит, тяжёлая вода).

Активная зона реактора должна быть спроектирована так, чтобы исключалась возможность непредусмотренного перемещения ее составляющих, приводящего к увеличению реактивности. Основной конструктивной деталью гетерогенной активной зоны является твэл, в значительной мере определяющий ее надежность, размеры и стоимость. В энергетических реакторах, как правило, используются стержневые твэлы с топливом в виде прессованных таблеток двуокиси урана, заключенных в оболочку из стали или циркониевого сплава. Твэлы для удобства собираются в тепловыделяющие сборки (ТВС), которые устанавливаются в активной зоне ядерного реактора.[2]

В твэлах происходит генерация основной доли тепловой энергии и передача ее теплоносителю. Более 90% всей энергии, освобождающейся при делении тяжелых ядер, выделяется внутрь твэлов и отводится обтекающим твэлы теплоносителем. Твэлы работают в очень тяжелых тепловых режимах: максимальная плотность теплового потока от твэла к теплоносителю достигает 10^6 Вт/ м^2, тогда как в современных паровых котлах она равна 10^5 Вт/м^2 Кроме того, в современно небольшом обьеме ядерного топлива выделяется большое количество теплоты, т.е. энергонапряженность ядерного топлива также очень высока. Удельное тепловыделение в активной зоне достигает 10^8 -10^9 Вт/м^3, в то время как в современных паровых котлах оно не превышает 10^7Вт/м^3 . Большие тепловые потоки, проходящие через поверхность твэлов, и значительная энергонапряженность топлива требуют исключительно высокой стойкости и надежности твэлов. Помимо этого, условия работы твэлов осложняются высокой рабочей температурой, достигающей 300 - 600^{0}С на поверхности оболочки, возможностью тепловых ударов, вибрацией, наличием потока нейтронов (флюенс достигает 10^{27} нейтрон/м^2). К твэлам предьявляются высокие технические требования : простота конструкции, механическая устойчивость и прочность в потоке теплоносителя, обеспечивающая сохранение размеров и герметичности, малое поглащение нейтронов конструкционным материалом твэла и минимум конструкционного материала в активной зоне, отсутствие взаимодействие ядерного топлива и продуктов деления с оболочкой твэлов, теплоносителем и замедлителем при рабочих температурах. Геометрическая форма твэла должна обеспечивать требуемое соотношение площади поверхности и обьема и максимальную интенсивность отвода теплоты теплоносителем от всей поверхности твэла, а также гарантировать большую глубину выгорания ядерного топлива и высокую степень удержания продуктов деления. Твэлы должны обладать радиационной стойкостью, иметь требуемые размеры и конструкцию, обеспечивающую возможность быстрого проведения перегрузочных операций; обладать простотой и

[2] Доклад «Типы ядерных реакторов» https://webradecomed.bsmu.by/resurs/nuclear_power.pdf

экономичностью регенерации ядерного топлива и низкой стоимостью. В целях безопасности надежная герметичность оболочек твэлов должна сохраняться в течение всего срока работы активной зоны (3-5 лет) и последующего хранения отработавших твэлов до отправки на переработку (1-3 года). При проектировании активной зоны необходимо заранее установить и обосновать допустимые пределы повреждения твэлов (количество и степень повреждения). Активная зона проектируется таким образом, чтобы при работе на протяжении всего ее расчетного срока службы не превышались установленные пределы повреждения твэлов. Выполнение указанных требований обеспечивается конструкцией активной зоны, качеством теплоносителем, характеристиками и надежностью системы теплоотвода. В процессе эксплуатации возможно нарушение герметичности оболочек отдельных твэлов. Различают два вида такого нарушения: образование микротрещин, через которые газообразные продукты деления выходят из твэла в теплоноситель (дефект типа газовой плотности); возникновение дефектов, при которых возможен прямой контакт топлива с теплоносителем. Условия работы твэлов в значительной мере определяются конструкцией активной зоны, которая должна обеспечивать проектную геометрию размещения твэлов и необходимое с точки зрения температурных условий распределения теплоносителя. Через активную зону при работе реактора из мощности должен поддерживаться стабильный расход теплоносителя, гарантирующего надежный теплоотвод. Активная зона должна быть оснащена датчиками внутриреакторного контроля, которые дают информацию о распределении мощности, нейтронного потока, температурных условиях твэлов и расходе теплоносителя. Активная зона энергетического реактора должна быть спроектирована так, чтобы внутренний механизм взаимодействия нейтронно-физических и теплофизических процессов при любых возмущениях коэффициента размножения устанавливал новый безопасный уровень мощности. Практически безопасность ядерной энергетической установки обеспечивается, с одной стороны, устойчивостью реактора (уменьшением коэффициента размножения с ростом температуры и мощности активной зоны), а с другой стороны – надежностью системы автоматического регулирования и защиты. С целью обеспечения безопасности в глубину конструкции активной зоны и характеристики ядерного топлива должны исключать возможность образования критических масс делящихся материалов при разрушении активной зоны и расплавлении ядерного топлива. При конструировании активной зоны должна быть предусмотрена возможность введения поглотителя нейтронов для прекращения цепной реакции в любых случаях, связанных с нарушением охлаждения активной зоны. Активная зона, содержащая большие обьемы ядерного топлива для компенсации выгорания, отравления и температурного эффекта, имеет как бы несколько критических масс. Поэтому каждый критический обьем топлива должен быть обеспечен средствами компенсации реактивности. Они должны размещаться в активной зоне таким образом, чтобы исключить возможность возникновения локальных критических масс.[3]

• Отражатель нейтронов (слой вещества (графита, тяжелой воды), окружающий активную зону ядерного реактора и служащий для уменьшения утечки нейтронов из активной зоны; позволяет уменьшить критическую массу делящегося вещества и увеличить объем мощности с единицы объема активной зоны), окружающий активную зону;

[3]В.А.Дьякова. Теоретические и технические основы ядерной энергетики http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nucen.html

• Теплоноситель (для отвода выделяющейся энергии). Жидкость, циркулирующая через активную зону реактора и охлаждающая его. В реакторах, где в роли замедлителя выступает легкая вода, она же используется в качестве теплоносителя. Реакторы такого типа называются водо-водными реакторами с водой под давлением или с кипящей водой. В тяжеловодных реакторах теплоносителем может быть как сама тяжелая вода, так и легкая вода или газ. В графитовых реакторах теплоноситель – легкая вода или газ.[4]

• Система регулирования цепной реакции, в том числе аварийная защита;

• Радиационная защита;

• Система дистанционного управления.

Рисунок 2 – Структура ядерного реактора[5]

2. Классификация ядерных реакторов

2.1. По характеру использования

• Экспериментальные реакторы, предназначенные для изучения различных физических величин, значение которых необходимо для проектирования и эксплуатации ядерных реакторов, мощность таких реакторов не превышает нескольких кВт.

• Исследовательские реакторы, в которых потоки нейтронов и гамма-квантов, создаваемые в активной зоне, используются для исследований в области ядерной физики, радиационной химии, биологии, для испытания материалов, предназначенных для работы в интенсивных нейтронных потоках (в т. ч. деталей ядерных реакторов), для производства изотопов. Мощность исследовательских реакторов не превосходит 100 МВт. Выделяющаяся энергия, как правило, не используется.

• Изотопные (оружейные, промышленные) реакторы, используемые для наработки изотопов, используемых в ядерных вооружениях, например 239Pu в медицине.

[4] Принцип работы реактора на тепловых нейтронах http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nphm/04_tt.htm

[5] Устройство ядерного реактора http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nphm/04_tt.htm

• Энергетические реакторы, предназначенные для получения электрической и тепловой энергии, используемой в энергетике, при опреснении воды, для привода силовых установок кораблей, самолётов и космических аппаратов, в производстве водорода и металлургии и т. д. Тепловая мощность современных энергетических реакторов достигает 5 ГВт.

2.2 По спектру нейтронов

• Реактор на тепловых (медленных) нейтронах («тепловой реактор»)

Реакторы на тепловых нейтронах вырабатывают энергию за счет процесса деления изотопа урана ^{235}U. В природе в основном распространен ^{238}U, и только 0.72% из естественной смеси изотопов приходится на ^{235}U, который используется в качестве реакторного топлива. Под действием нейтронов ^{235}U делится на осколки с испусканием вторичных нейтронов. При этом за один акт деления выделяется энергия около 200 МэВ. Вторичные нейтроны от реакции деления могут, в свою очередь, вызвать деление других ядер ^{235}U. Таким образом может быть осуществлена самоподдерживающаяся цепная реакция. Принцип переработки энергии деления атомных ядер в электроэнергию одинаков для большинства типов реакторов. Энергия реакции деления в основном преобразуется в кинетическую энергию осколков, из-за чего ядерное топливо начинает нагреваться. Тепловая энергия снимается теплоносителем, обычно водой, которая превращается в пар. Пар вращает турбины, которые производят электричество.

• Реактор на быстрых нейтронах («быстрый реактор»)

В активных зонах ядерных реакторов протекает самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер урана, где ядро ^{235}U делится на два осколка под действием лишь одного нейтрона, но с испусканием уже двух-трех. Они, в свою очередь попадают в соседние ядра, при этом вызывают цепную реакцию. Осколки реакции деления имеют большую кинетическую энергию, которую они передают теплоносителю, который в свою очередь нагревается и испаряет контактирующую с ним воду, а образовавшийся пар вращает турбину генератора. Следует сделать одно уточнение: под действием медленных нейтронов делится только ^{235}U. В природной смеси его содержится всего 0.7%, а в обогащённой 4–5%. Оставшуюся часть ^{238}U, который не делится, и не участвует в цепной реакции. Используя слабоактивный ^{238}U, эффективность топлива возрастет в несколько раз.

Для начала надо обратить внимание на нейтроны, испускаемые в реакции деления. При реакции деления вылетают нейтроны с большой кинетической энергией. Такие нейтроны называются быстрыми.[6]

• Реактор на промежуточных нейтронах

Помимо реакторов на тепловых и быстрых нейтронов, существуют и реакторы, работающие на нейтронах с промежуточными энергиями. Примером может служить реактор СМ-3. Водо-водяной корпусной высокопоточный исследовательский реактор СМ на промежуточных нейтронах относится к классу импульсивных реакторов с нейтронной ловушкой и отражателем из металлического бериллия, размещенных в стальном корпусе. Активная зона, состоящая из 28 топливных сборок, имеет высокую концентрацию ядер замедлителя, в качестве которого используется легкая вода. В реакторе СМ-3 используются

[6] И.Волков. Реакторы на быстрых нейтронах. http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nphm/05_tt.htm

тепловыделяющие сборки двух типов, содержащие 0,94 кг (188 твэлов) и 0,8 кг (160 твэлов) 235U. Обе ТВС представляют собой коробчатую жесткую конструкцию из кожуха квадратного сечения. В обеих ТВС используются стержневые твэла крестообразного профиля с ядерным топливом дисперсионного типа в виде двуокиси урана. Оболочка-нержавеющая сталь; матрица – медь с бериллиевой бронзой. Высокопоточная ловушка нейтронов формируется бериллиевыми вкладышами сложной формы, установленными в четыре центральные ячейки. Вкладыши образуют в центре активной зоны цилиндрическую полость, в которой установлен центральный блок трансурановых мишеней с трубчатым сепаратором мешеней. Высокоэнергетичные нейтроны, покидая активную зону, замедляются до тепловых в нейтронной ловушке и боковом бериллиевом отражателе. В ловушке достигается максимальная плотность потока тепловых нейтронов –до 5·1019 м -2с -1, а в твэлах на границе активной зоны и ловушки – максимальное энерговыделение. В отражателе плотность потока тепловых нейтронов меньше, чем в ловушке, но также достаточно высока, до 1,35·1019 м -2с -1.

Реакторы на промежуточных нейтронах пока не нашли применения в энергетике, но они считаются достаточно перспективными.[7]

• Реактор со смешанным спектром

Реактор со смешанным спектром — реактор, в котором спектр нейтронов сильно различается в разных частях реактора. В этом случае однозначная классификация реактора затруднительна. Наиболее перспективный вариант реактора со смешанным спектром — это реактор на тепловых нейтронах с ТВЭЛами достаточно большого диаметра. В реакторе с такой геометрией внутри ТВЭЛов спектр нейтронов соответствует реактору на быстрых нейтронах, а нейтронное поле в целом — реактору на тепловых нейтронах. В реакторе с такой геометрией регенерация топлива происходит на быстрых нейтронах, что позволяет увеличить коэффициент регенерации ядерного топлива. Вместе с тем система управления у такого реактора не отличается от системы управления обычного реактора на тепловых нейтронах.

Недостатком такой конструкции является труднодоступность теплосъёма с твэлов большого диаметра (десятки сантиметров). Практических реализаций в настоящее время нет.[8]

2.3 По размещению топлива

• Гетерогенные реакторы, где топливо размещается в активной зоне дискретно в виде блоков, между которыми находится замедлитель.

Гетерогенная активная зона, в отличии от гомогенной, неоднородна для тепловых нейтронов, так как сечения поглощения замедлителя и материала ТВЭЛа резко различаются. Примером является изменение величины при переходе от гомогенной системы к гетерогенной на примере цилиндрической ячейки, состоящей из уранового стержня и замедлителя. Быстрые нейтроны теряют свою энергию в замедлителе, так как урановый стержень состоит только из тяжелых атомов.[9] Следовательно, замедлитель является источником тепловых нейтронов. Из замедлителя тепловые нейтроны перетекают в урановый стержень. Величина потока нейтронов уменьшается от границы ячейки к ее центру. Гомогенные реакторы, где топливо

[7] Реакторы на промежуточных нейтронах http://profbeckman.narod.ru/RH0.files/23_4.pdf

[8] Реактор со смешанным спектром https://dic.academic.ru/dic.nsf/ruwiki/676388

[9] Проект по физике «Гомогенные и гетерогенные реакторы» http://sch119.narod.ru/Project/Mesropyn/0401.htm

и замедлитель представляют однородную смесь (гомогенную систему). Блоки ядерного топлива в гетерогенном реакторе называются тепловыделяющими сборками (ТВС), которые размещаются в активной зоне в узлах правильной решётки, образуя ячейки.

• Гомогенный реактор, ядерный реактор, активная зона которого представляет собой гомогенную смесь ядерного горючего с замедлителем. Отличительной чертой гомогенного реактора является отсутствие тепловыделяющих элементов: ядерное горючее и сырьё для воспроизводства (уран, торий, плутоний) могут находиться в активной зоне реактора в виде раствора солей в обычной или тяжёлой воде или в диспергированном виде в твёрдом замедлителе (например, графите). Возможны модификации гомогенного реактора с горючим в газообразной форме, например газообразные соединения урана, взвесь урановой пыли в газе. Тепло, выделяемое в активной зоне, может отводиться теплоносителем (водой, газом и др.), который циркулирует по трубам, пронизывающим активную зону, или гомогенная смесь горючего с замедлителем непосредственно отводится из активной зоны.

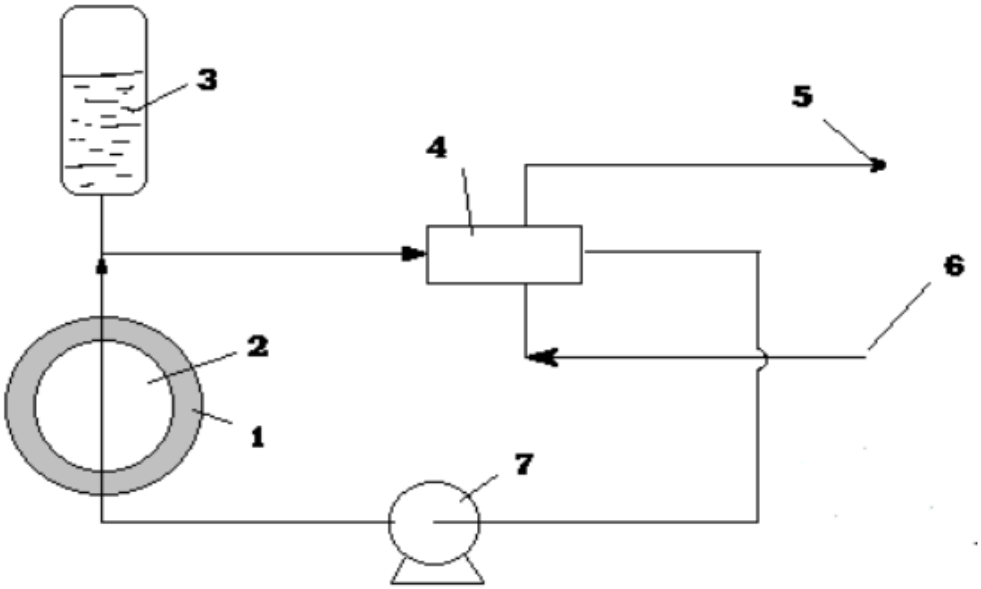

Рисунок 3 - Схема гомогенного реактора: 1-корпус реактора, 2-активная зона, 3 компенсатор объема, 4-теплообменник, 5-выход пара, 6-вход питательной воды, 7-циркуляционный насос[10]

Гомогенные реакторы вследствие значительных технологических и конструктивных трудностей не получили широкого распространения и применяются только в экспериментальных целях. Известны лишь отдельные проекты использования гомогенных реакторов в качестве источников тепла для промышленного производства электроэнергии.[11]

2.4 По виду топлива

• изотопы урана 235 и 233 (235U и 233 U)

[10] Устройство энергетических ядерных реакторов http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nucen.html
[11] Ю.И. Корякин. Гомогенный реактор https://www.booksite.ru/fulltext/1/001/008/011/537.htm

• изотоп плутония 239 (239Pu)

• изотоп тория 232 (232Th) (посредством преобразования в 233U)

Наибольшее распространение сегодня получили водно-водяные и кипящие тепловые реакторы. Состав ОЯТ различных реакторов несколько различается. Он зависит, в частности от выгорания, но не только. В типичном реакторе типа ВВЭР электрической мощностью 1000 МВт при использовании уранового топлива ежегодно образуется 21 т отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) объемом 11 $м^3$ (1/3 общей загрузки топлива). В 1 т ОЯТ, только что извлеченного из реактора типа ВВЭР, содержится 950- 980 кг урана-235 и 238, 5 - 10 кг плутония, продуктов деления (1.2 - 1.5 кг цезия-137, 770 г технеция-90, 500 г стронция-90, 200 г иода-129, 12 - 15 г самария-151), минорных актинидов (500 г нептуния-237, 120 - 350 г америция-241 и 243, 60 г кюрия-242 и 244), а также в меньшем количестве радиоизотопы селена, циркония, палладия, олова и других элементов. При использовании МОХ – топлива в ОЯТ будет больше америция и кюрия.[12]

В течении первых десяти лет тепловыделение ОЯТ после выгрузки падает приблизительно на два порядка и определяется в основном продуктами деления. Наибольший вклад в активность отработавшего топлива с трехлетним временем выдержки вносят: ^{137}Cs + ^{137m}Ba (24%), ^{144}Ce + ^{144}Pr (21%), ^{90}Sr + ^{90}Y (18%), ^{106}Ru + ^{106}Rh (16%), ^{147}Pm (10%), ^{134}Cs (7%), относительный вклад ^{85}Kr, ^{154}Eu, ^{155}Eu равен приблизительно 1% от каждого изотопа.

Нуклид	$T_{1/2}$	Нуклид	$T_{1/2}$
^{85}Kr	10.8года	^{137}Cs	26.6 года
^{90}Sr	29 лет	^{137m}Ba	156 сут
^{90}Y	2.6 сут	^{144}Ce	284.91 сут
^{106}Ru	371.8 сут	^{144}Pr	17.28 м
^{106}Rh	30.07 с	^{147}Pm	2.6 года
^{134}Cs	2.3 года	^{154}Eu	8.8 года
		^{155}Eu	4.753 года

Рисунок 4 – Короткоживущие продукты деления[13]

2.5. По степени обогащения

• Естественный уран (0,71% составляет U-235; 99,29% - U-238)

• Слабо обогащённый уран (до 1,5%)

• Чистый делящийся изотоп

Природный уран состоит примерно из 99,27 % U-238, 0,72 % U-235 и 0,0055 % U-234. Так как в ядерных реакторах и ядерном оружии используется U-235, природный уран при производстве ядерного топлива обогащается ураном-235 путём разделения изотопов по массе.

[12] Отработавшее ядерное топливо тепловых реакторов http://nuclphys.sinp.msu.ru/ne/ne3.htm

[13] Короткоживущие продукты деления http://nuclphys.sinp.msu.ru/ne/ne3.htm

2.6. По виду теплоносителя

• H2O (вода, ВВЭР)

• Газ, (Графито-газовый реактор) корпусной ядерный реактор на тепловых нейтронах, в котором замедлителем служит графит, а теплоносителем - газ (обычноCO2, реже He) Графито-газовый реактор включает в себя замедлитель, изготовленный из графитовых блоков с каналами для прохода теплоносителя, и твэлы. Получили распространение графито-газовый реактор нескольких типов. В реакторах Magnox твэлы представляют собой стержни из естественного металлического U235 в оболочке из магниевого сплава, известного как Magnox (отсюда назв.реактора), слабо поглощающего нейтроны. Теплоноситель (CO2) прокачивают через реактор под давлением 2 Мпа; температура на выходе АЗ около 400 градусов. Характерная особенность таких реакторов – сравнительно малое энерговыделение на единицу обьема АЗ (на 1 т.топлива) и, как следствие, значительные размеры АЗ. Например, в реакторе АЭС Wylfa (Великобритания) мощностью 875 МВт АЗ имеет диаметр 17,4 м, высоту 9,1 м; средняя плотность энерговыделения топлива составляет 3,15 МВ/т.[14]

• D2O (тяжёлая вода, Тяжеловодный ядерный реактор, CANDU)

• Реактор с органическим теплоносителем. Ядерный реактор, использующий в качестве теплоносителя органические жидкости (газойль, дифенильная смесь и пр.), имеющие хорошие замедляющие свойства и высокую температуру кипения при атмосферном давлении. Преимущества такого вида реактора:

- Низкое давление в первичном контуре существенно упрощает конструкцию реактора. Так, для примерно равных параметров пара во вторичном контуре давление в реакторе с органическим теплоносителем может составлять порядка 2-3 атм (когда используется вода, реактор должен находиться под давлением ~ 160 атм);

- Из-за химической инертности органических жидкостей к металлам упрощается проблема подбора покрытий для тепловыделяющих элементов. В реакторе с органическим теплоносителем тепловыделяющие элементы имеют алюминиевые покрытия с максимально допустимой температурой на их поверхности 400 градусов. При той же температуре и водной среде тепловыделяющие элементы необходимо покрывать цирконием, так как алюминиевые покрытия при охлаждении водой могут использоваться до температуры на поверхности элементов не свыше 300 градусов.[15]

• Реактор с жидкометаллическим теплоносителем. В качестве теплоносителей для реакторов на быстрых нейтронах (БН) применяются (или рассматриваются в качестве возможных) расплавленные жидкие металлы с относительно низкой температурой плавления (натрий, калий, литий, свинец, висмут). Жидкий литий, литийсодержащие металлические расплавы и твердые соединения являются кандидатами на использование в качестве основных тритийвоспроизводящих бланкетных материалов в испытательных термоядерных установках, которые можно рассматривать как прототипы энергетического термоядерного реактора (ТЯР). Основные достоинства жидкометаллических теплоносителей – термическая устойчивость, высокая температура кипения и низкое давлен ие насыщенных паров. Эти их

[14] Большая российская энциклопедия. «Графито-газовый реактор» https://bigenc.ru/technology_and_technique/text/2376682

[15] Интернет портал Atom «Реактор с органическим теплоносителем» https://atom.fandom.com/ru/wiki/%D0%A0%D0%B5%D0%B0%D0%BA%D1%82%D0%BE%D1%80_%D1%81_%D0%BE%D1%80%D0%B3%D0%B0%D0%BD%D0%B8%D1%87%D0%B5%D1%81%D0%BA%D0%B8%D0%BC_%D1%82%D0%B5%D0%BF%D0%BB%D0%BE%D0%BD%D0%BE%D1%81%D0%B8%D1%82%D0%B5%D0%BB%D0%B5%D0%BC

свойства позволяют значительно увеличить рабочую температуру в атомных реакторах без существенного увеличения давления в системе и повысить компактность активных зон.[16]

• Реактор на расплавах солей. Реактор на расплавах солей (жидкосолевой реактор, ЖСР, MSR) — является одним из видов ядерных реакторов деления, в которых основой охлаждающей жидкости является смесь расплавленных солей, которая может работать при высоких температурах (термодинамическая эффективность реактора прямо пропорциональна рабочей температуре), оставаясь при этом при низком давлении. Это уменьшает механические напряжения и повышает безопасность и долговечность. В некоторых вариантах ядерное топливо тоже жидкое, и является теплоносителем, что упрощает конструкцию реактора, уравнивает выгорание топлива, а также позволяет заменять горючее, не останавливая реактор. В качестве солей обычно предлагаются фториды актинидов (в зависимости от типа реактора и топлива это торий, уран, плутоний и другие актиниды). Возможность при работе на мощности подпитки свежим топливом, гомогенизации активной зоны, удаления продуктов деления (особенно, газообразных) делает ЖСР прекрасным реактором-размножителем (реактором-бридером) и дожигателем долгоживущих отходов (особенно, актинидов).[17]

• Реактор с твердым теплоносителем. Ядерный реактор, рабочим телом теплоносителя которого, вместо воды, является материал на основе пиролитического углерода.

2.7 По роду замедлителя

Ядерные установки подразделяют на реакторы использующие:

• C (графит, Графито-газовый реактор, Графито-водный реактор)

• H2O (вода, Легководный реактор, ВВЭР)

• D2O (тяжёлая вода, Тяжеловодный ядерный реактор, CANDU) : У тяжелой воды очень низкая степень поглощения нейтронов и очень высокие замедляющие свойства, превышающие аналогичные свойства графита, вследствие чего такие реакторы работают на необогащенном топливе, что позволяет не строить сложные и опасные предприятия по обогащению урана. Но добывать тяжелую воду очень дорого)

Реакторы CANDU не имеют массивного, толстостенного корпуса давления, используемого в реакторах PWR и BWR. Топливные сборки реактора CANDU размещаются в горизонтальных каналах-трубках давления, изготовленных из циркониевого сплава. Эти каналы проходят через бак каландра, заполненный тяжелой водой при низком давлении и температуре. Тяжеловодный теплоноситель проходит через трубки, содержащие топливные сборки, при давлении около 9 МПа. Затем он идет в парогенератор, аналогичный используемому с реакторами PWR. Следует отметить, что реакторы CANDU не испытывают таких трудностей с парогенераторами, как реакторы PWR, из-за низкой рабочей температуры основного теплоносителя. Топливные элементы представляют собой сборки из таблеток необогащенного диоксида урана в оболочке из циркониевого сплава. Отдельные сборки имеют длину 50 см, и 12 таких сборок помещаются в каждую трубку

[16] В.П.Красин, Е.В.Крылова «Жидкометаллические теплоносители с точки зрения их совместимости»https://izv.etu.ru/assets/files/izv-etu-3-2016-77-82.pdf

[17] Интернет портал «Атомная энергия» https://www.atomic-energy.ru/Molten-salt-reactors

давления. Средняя объемная плотность энерговыделения в активной зоне реактора CANDU примерно в 10 раз меньше, чем в реакторе PWR, поскольку при ее расчете учитывается и объем замедлителя, и почти в 4 раза больше, чем в реакторе AGR. Однако среднее энерговыделение топлива сравнимо с получаемым в реакторах PWR. К тому же топливо много дешевле, поскольку в реакторах CANDU используется естественный уран.

Реакторы типа CANDU давно и успешно эксплуатируются. Возможно, они имеют самую малую продолжительность остановов из всех типов энергетических реакторов. Однако даже при низкой стоимости топлива реакторы CANDU нуждаются в значительных количествах дорогостоящей тяжелой воды, что делает высокими капитальные затраты.

• Be, BeO (бериллий и его соединения)
• Гидриды металлов
• Без замедлителя (Реактор на быстрых нейтронах)

2.8 По конструкции

• Корпусные реакторы (активная зона имеет общий защитный корпус, который выдерживает давление теплоносителя, текущего общим потоком)

• Канальные реакторы (теплоноситель подводится к каждому каналу с топливной сборкой раздельно; корпус реактора не нагружен давлением теплоносителя, а это давление несёт каждый отдельный канал)[18]

ВВЭР - это реактор, использующий в качестве замедлителя и теплоносителя обычную (лёгкую) воду. ВВЭР относится к корпусному ядерному реактору, активная зона которого находится внутри толстостенного цилиндрического корпуса. Активная зона ВВЭР набрана из тепловыделяющих сборок (ТВС), заполненных пластинчатыми или цилиндрическими тепловыделяющими элементами (ТВЭЛами). В активной зоне располагается ядерное топливо (делящееся вещество), протекает цепная реакция и выделяется основная часть тепла. Корпус тепловыделяющей сборки изготовляют из листового материала (алюминия, циркония), слабо поглощающего нейтроны. Сборки размещают в цилиндрической клетке, которая вместе со сборками помещается в корпус реактора. Теплоноситель передает возникающее в активной зоне тепло непосредственно парогенераторам или теплообменникам. Для поддержания и управления цепной реакцией используют поглощающие и управляющие (регулирующие) стержни. Кольцевое пространство между ним и внешней стенкой клетки, заполненное водой, выполняет роль отражателя. Вода, проходя снизу-вверх через зазоры между ТВЭЛами, охлаждает их. Таким образом, она выполняет роль теплоносителя, замедлителя и отражателя. Корпус реактора рассчитывается на прочность, исходя из давления воды. Горловина корпуса закрывается герметической крышкой, которая снимается при загрузке и выгрузке тепловыделяющих сборок. ВВЭР имеет два контура. Первый контур, реакторный, полностью изолирован от второго, что уменьшает радиоактивные выбросы в атмосферу. Циркуляционные насосы прокачивают воду через реактор и теплообменник (питание циркуляционных насосов происходит от турбины). Вода реакторного контура находится под повышенным давлением, так что несмотря на ее высокую температуру, закипание не происходит. Вода второго контура находится под обычным давлением, так что в теплообменнике она превращается в пар. В теплообменнике-парогенераторе теплоноситель, циркулирующий по первому

[18] Принципы получения ядерной энергии https://webradecomed.bsmu.by/resurs/nuclear_power.pdf

контуру, отдает тепло воде второго контура. Пар, генерируемый в парогенераторе, по главным паропроводам второго контура поступает на турбины и, отдает часть своей энергии на вращение турбины, после чего поступает в конденсатор. Конденсатор, охлаждаемый водой циркуляционного контура (так сказать, третий контур), обеспечивает сбор и конденсацию отработавшего пара. Конденсат, пройдя систему подогревателей, подается снова в теплообменник.

Достоинства ВВЭР:

- Использование воды обеспечивает безопасность эксплуатации реактора.
- Технология изготовления таких реакторов хорошо изучена и отработана.
- Использование воды в качестве и теплоносителя, и замедлителя в ядерных установках.
- Вода, обладая хорошими теплопередающими свойствами, относительно просто и с малыми затратами мощности перекачивается насосами. (При одинаковых условиях 5 коэффициент теплопередачи для тяжёлой воды на 10 % больше по сравнению с коэффициентом теплопередачи для лёгкой воды).
- Использование воды в качестве теплоносителя позволяет осуществить непосредственную генерацию пара в реакторе (кипящие реакторы). Лёгкая вода используется также для организации пароводяного цикла во вторичном контуре.
- Невоспламеняемость и невозможность затвердевания воды упрощает проблему эксплуатации реактора и вспомогательного оборудования.
- В реакторах с водяным теплоносителем-замедлителем при соответствующей конструкции активной зоны можно достичь отрицательного температурного коэффициента реактивности, что предохраняет реактор от произвольного разгона мощности.
- Корпусные реакторы имеют защитную оболочку, выполнить которую для канальных реакторов не представляется возможным из-за большой разветвлённости труб реакторного отделения.
- Позволяет создавать блоки мощностью до 1600 МВт.

Недостатки ВВЭР:

- Требуют высокообогащенного урана.
- Наличие сложного в изготовлении и габаритного герметичного корпуса, т.к. давление в первом контуре может доходить до 160 атм (ВВЭР-1000).
- Невозможность частичной перегрузки тепловыделяющих сборок, то есть для замены топлива требуется полная остановка реактора, дренирование теплоносителя, демонтаж системы привода стержней, снятие крышки реактора.
- Вода взаимодействует с ураном и его соединениями (коррозирует) при аварийных ситуациях, поэтому тепловыделяющие элементы должны снабжаться антикоррозионными покрытиями (обычно цирконий).
- Возможность аварии с вытеканием теплоносителя и необходимость средств для её компенсации.

Канальный ядерный реактор — ядерный реактор, активная зона которого представляет собой набор т. н. технологических каналов, расположенных в массе замедлителя. Каждый канал представляет собой герметичную конструкцию, в которой заключено ядерное топливо, системы управления и защиты, а также каналы для прокачки теплоносителя. Технологические каналы не зависят друг от друга и допускают замену без остановки реактора. Примером данного вида реактора является канальный кипящий реактор марки Реактор большой мощности канальный (РБМК) РБМК построен по несколько другому

принципу, чем ВВЭР. Прежде всего в его активной зоне происходит кипение - из реактора поступает пароводная смесь, которая, проходя через сепараторы, делится на воду, возвращающуюся на вход реактора, и пар, который идет непосредственно на турбину. Электричество, вырабатываемое турбиной, тратится, как и в реакторе ВВЭР, также на работу циркуляционных насосов.

Преимущества РБМК:

- Отсутствие общего герметичного корпуса высокого давления, и, как следствие, нет ограничений на размер активной зоны и мощность реактора.
- Перезагрузка топлива без остановки.
- Реакторы РБМК безопасны лишь при правильной их эксплуатации и хорошо разработанных системах защиты, но зато способны использовать малообогащенное топливо или даже отработанное топливо ВВЭР.

Недостатки РБМК:

- Присутствие в активной зоне большого количества конструкционных материалов, поглощающих нейтроны.
- Теоретически: необходимость использования ядерного топлива с высоким обогащением. На практике: в связи со спецификой используемых замедлителей, корпусные ВВЭР требуют бóльшего обогащения, чем канальные РБМК.
- Положительный температурный коэффициент реактивности, который, при неправильной эксплуатации, может привести к неконтролируемому увеличению мощности. Данный недостаток стал одной из причин аварии на Чернобыльской АЭС.[19]

Таким образом наиболее принципиальные различия: ВВЭР — корпусной реактор (давление держится корпусом реактора); РБМК-- канальный реактор (давление держится независимо в каждом канале); в ВВЭР теплоноситель и замедлитель — одна и та же вода (дополнительный замедлитель не вводится), в РБМК замедлитель — графит, а теплоноситель — вода; в ВВЭР пар образуется во втором корпусе парогенератора, в РБМК пар образуется непосредственно в активной зоне реактора (кипящий реактор) и прямо идет на турбину — нет второго контура. Из-за различного строения активных зон параметры работы у этих реакторов также разные. Для безопасности реактора имеет значение такой параметр, как коэффициент реактивности - его можно образно представить как величину, показывающую, как изменения того или иного другого параметра реактора повлияет на интенсивность цепной реакции в нем. Если этот коэффициент положительный, то при увеличении параметра, по которому приводится коэффициент, цепная реакция в реакторе при отсутствии каких-либо других воздействий будет нарастать и в конце станет возможным переход ее в неуправляемую и каскадно нарастающую - произойдет разгон реактора. При разгоне реактора происходит интенсивное тепловыделение, приводящее к расплавлению тепловыделителей, стеканию их расплава в нижнюю часть активной зоны, что может привести к разрушению корпуса реактора и выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду. Следовательно, при возникновении нештатных ситуаций работы реактора, сопровождающихся его разгоном, реактор ВВЭР заглохнет, а реактор РБМК продолжит разгон с нарастающей интенсивностью, что может привести к очень интенсивному тепловыделению, результатом которого будет расплавление активной зоны реактора. Данное последствие очень опасно, так как при контакте расплавленных циркониевых оболочек с

[19]Канальный реактор https://www.booksite.ru/fulltext/1/001/008/058/442.htm

водой происходит разложение ее на водород и кислород, образующих крайне взрывчатый гремучий газ, при взрыве которого неизбежно разрушение активной зоны и выброс радиоактивных топлива и графита в окружающую среду. Именно по такому пути развивались события при аварии на Чернобыльской АЭС. Поэтому в реакторе РБМК как нигде важна роль защитных систем, которые будут или предотвращать разгон реактора, или экстренно его охлаждать в случае разгона, гася подъем температуры и вскипание теплоносителя. Современные реакторы типа РБМК оборудованы достаточно эффективными подобными системами, практически сводящими на нет риск развития аварии (на Чернобыльской АЭС в ночь аварии по преступной халатности в нарушение всех инструкций и запретов были полностью отключены системы аварийной защиты), но о подобной возможности следует помнить. Если подвести итог, то реактор РБМК требует меньшего обогащения топлива, обладает лучшими возможностями по наработке делящегося материала (плутония), имеет непрерывный эксплуатационный цикл, но более потенциально опасен в эксплуатации. Степень этой опасности зависит от качества систем аварийной защиты и квалификации эксплуатационного персонала. Сравнительная таблица РБМК и ВВЭР указана в таблице 1.[20]

Таблица 1

Сравнительная таблица реакторов РБМК и ВВЭР

Параметры сравнения	РБМК	ВВЭР
Тепловыделитель	2.8%-й обогащенный уран	4.5%-й обогащенный уран
Замедлитель и его свойства	Графит. Хорошо замедляет нейтроны, почти не поглощает нейтроны. Достаточно дешев.	Легкая вода. Очень хорошо замедляет нейтроны, очень сильно поглощает нейтроны. Очень дешева.
Особенности активной зоны, определяемые параметрами замедлителя	Достаточно редкое расположение тепловыделяющих элементов, возможность использования низкообогащенного урана или отработанного топлива ВВЭР	Тесное расположение тепловыделяющих элементов, необходимость повышенного обогащения урана.
Количество контуров	Один	Два
Теплоноситель	Легкая вода. Замедляющий эффект незначителен.	Легкая вода в обоих контурах. Одновременно является замедлителем.
Регулирование	Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия	Раствор борной кислоты в теплоносителе. Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия.

[20] Доклад «Классификация ядерных реакторов» https://webradecomed.bsmu.by/resurs/nuclear_power.pdf

Перегрузки топлива	В процессе работы, с помощью специальной перегрузочной машины, позволяющей перезагружать отдельные тепловыделяющей элементы. Каждый тепловыделяющий элемент переставляется внутри реактора несколько раз до его окончательного извлечения	1 раз в 4-6 месяцев, с полной остановкой реактора и вскрытием его корпуса. Каждый тепловыделяющий элемент переставляется внутри реактора трижды до его окончательного извлечения.
Наружный отражатель	Графитовая кладка толщиной 65 см. Наружный корпус не обязателен, но желателен по соображениям безопасности	Наружный металлический корпус.
Вид реактора	Канальный (давление держится независимо в каждом канале)	Корпусной (давление держится корпусом реактора)

2.9 По способу генерации

• Реактор с внешним парогенератором (ВВЭР)

• Кипящий реактор

• Наиболее распространёнными в мире являются водо-водяные (около 62 %) и кипящие (20 %) реакторы.

Кипящие реакторы (BWR) отличаются от реакторов PWR тем, что генерируют пар непосредственно в активной зоне и не имеют для этого отдельных парогенераторов. Вода при давлении проходит через активную зону, и около 10% воды превращается в пар. Пар затем отделяется от воды в верхней части корпуса реактора, причем вода возвращается в активную зону снизу, с помощью циркуляционного насоса, а пар из верхней части корпуса идет на паровую турбину. Пар из турбины пропускается через конденсатор, а конденсированная вода возвращается в корпус реактора, как показано на рис.4 (а) Плотность энерговыделения в активной зоне кипящего реактора составляет примерно половину от достигаемой в реакторах PWR, но все еще много выше, чем в газовых реакторах. Топливные сборки содержат трубки (длина 3,6 м) из циркалоя с 46 таблетками уранового оксидного топлива с обогащением таким же, как и у реакторов PWR. Каждая топливная сборка размещается в квадратном канале, изготовленном из циркалоя рис. 4 (б)

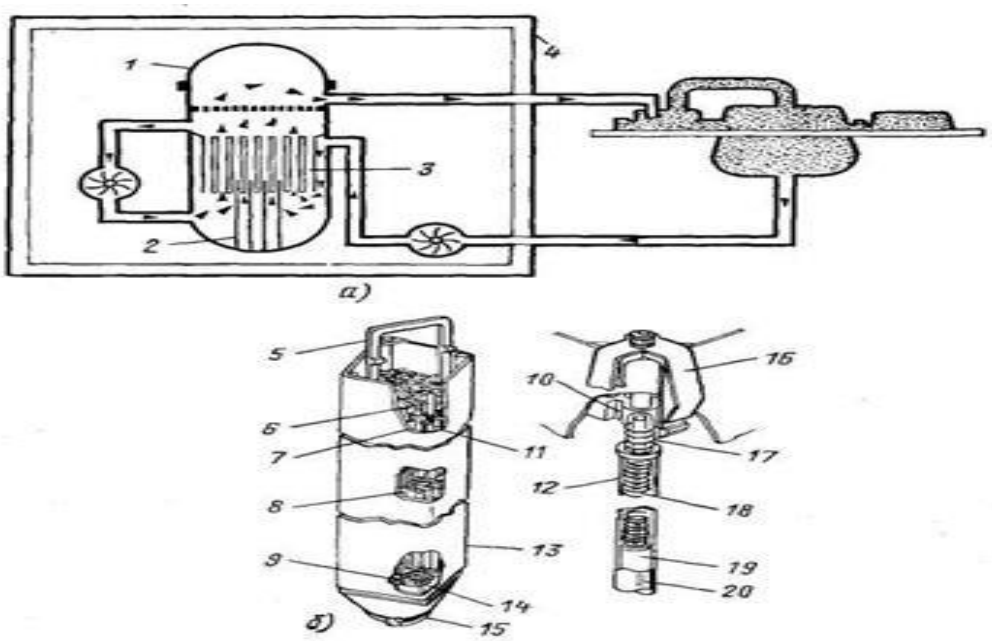

Рисунок 5- Кипящий реактор с легководным замедлителем и теплоносителем (BWR); топливо – обогащенный диоксид урана (а) и топливная сборка в циркалоевом канале (б):

1 - стальной корпус давления; 2 - регулирующие стержни; 3 - топливные элементы; 4 - бетонная защита; 5 - рукоятка держателя; 6 - верхняя связующая пластина; 7 - топливная сборка; 8 - дистанционирующее устройство топливных стержней; 9 - установочные пружины (обычно 4 шт.); 10 - верхняя связующая пластина: 11, 12 - топливная оболочка; 13 - топливный канал; 14 - нижняя связующая пластина; 15 - носовая часть, 16 - крепежная сборка канала; 17 - пружина для компенсации расширения; 18 - пружина газосборника; 19 - топливная таблетка; 20 - топливный стержень.

Преимуществом кипящих реакторов является отсутствие парогенератора, одного из наиболее ненадежных элементов реакторов PWR. Однако в реакторах PWR теплоноситель, проходящий через активную зону, удерживается в контуре реактор - парогенератор - циркуляционный насос. В кипящем реакторе теплоноситель проходит еще через паровую турбину и конденсатор. Продукты коррозии из турбины и конденсатора проходят через реактор, где они могут активироваться нейтронами, т.е. образовывать радиоактивные изотопы, которые будут циркулировать в системе. Также в поток теплоносителя попадают малые количества радиоактивных веществ, выходящих из дефектных топливных сборок. Эти вещества включают редкие газы - ксенон и криптон. Они удаляются с помощью системы выведения инертных газов в конденсаторе. Таким образом, кипящие реакторы эксплуатируются при наличии некоторых компонентов, находящихся в радиационном поле, чего нет в реакторах PWR. Следовательно, кипящие реакторы дают несколько большую (хотя и тщательно ограничиваемую) дозу облучения своим операторам. Другой трудностью существующих кипящих реакторов является растрескивание трубопроводов из нержавеющей стали в условиях коррозии под высокой нагрузкой. Эта трудность аналогична проблеме парогенераторов в реакторах PWR; ее можно обойти различными конструкционными мерами (например, используя материал, устойчивый к коррозии под нагрузкой), но многие существующие АЭС еще страдают от нее.[21]

[21] Интернет портал «Атомная энергетика» http://all-about-car.ru/reactor/Magnox11.htm

2.10 По форме активной зоны

• Форма цилиндра. Активная зона, имеет обычно форму цилиндра объёмом от долей литра до многих кубометров, содержит делящееся вещество (ядерное топливо) в количестве, превышающем критическую массу. Ядерное топливо (уран, плутоний) размещается, как правило, внутри тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), количество которых в активной зоне может достигать десятков тысяч. ТВЭЛы сгруппированы в пакеты по несколько десятков или сотен штук. Активная зона в большинстве случаев представляет собой совокупность ТВЭЛов погружённых в замедляющую среду (замедлитель) – вещество, за счёт упругих соударений с атомами которого энергия нейтронов, вызывающих и сопровождающих деление, снижается до энергий теплового равновесия со средой. Такие “тепловые” нейтроны обладают повышенной способностью вызывать деление. В качестве замедлителя обычно используется вода (в том числе и тяжёлая, D_2O) и графит. Активную зону реактора окружает отражатель из материалов, способных хорошо рассеивать нейтроны. Этот слой возвращает вылетающие из активной зоны нейтроны обратно в эту зону, повышая скорость протекания цепной реакции и снижая критическую массу. Вокруг отражателя размещают радиационную биологическую защиту из бетона и других материалов для снижения излучения за пределами реактора до допустимого уровня.

• Параллелепипеда

• Шара. В реакторе с шаровой засыпкой активная зона имеет форму шара, в который засыпаны тепловыделяющие элементы, также шарообразные. Каждый элемент представляет из себя графитовую сферу, в которую вкраплены частицы оксида урана. Через реактор прокачивается газ - чаще всего используется углекислота CO2. Газ подается в активную зону под давлением и впоследствии поступает на теплообменник. Регулирование реактора осуществляется стержнями из поглотителя, вставляемыми в активную зону. Технология производства реакторов с шаровой засыпкой еще недостаточно хорошо разработана, хотя этот тип реакторов стоило бы признать наиболее приемлемым для широкого применения, в 4 частности, из-за отсутствия катастрофических последствий при аварии с разгоном реактора.

3. Поколения ядерных реакторов

С исторической точки зрения атомные реакторы можно разделить на четыре поколения: I поколение - первые промышленные и энергетические реакторы, II поколение - большинство ныне действующих АЭС, III поколение - эволюционные улучшения существующих проектов и IV поколение - разрабатываемые технологии.

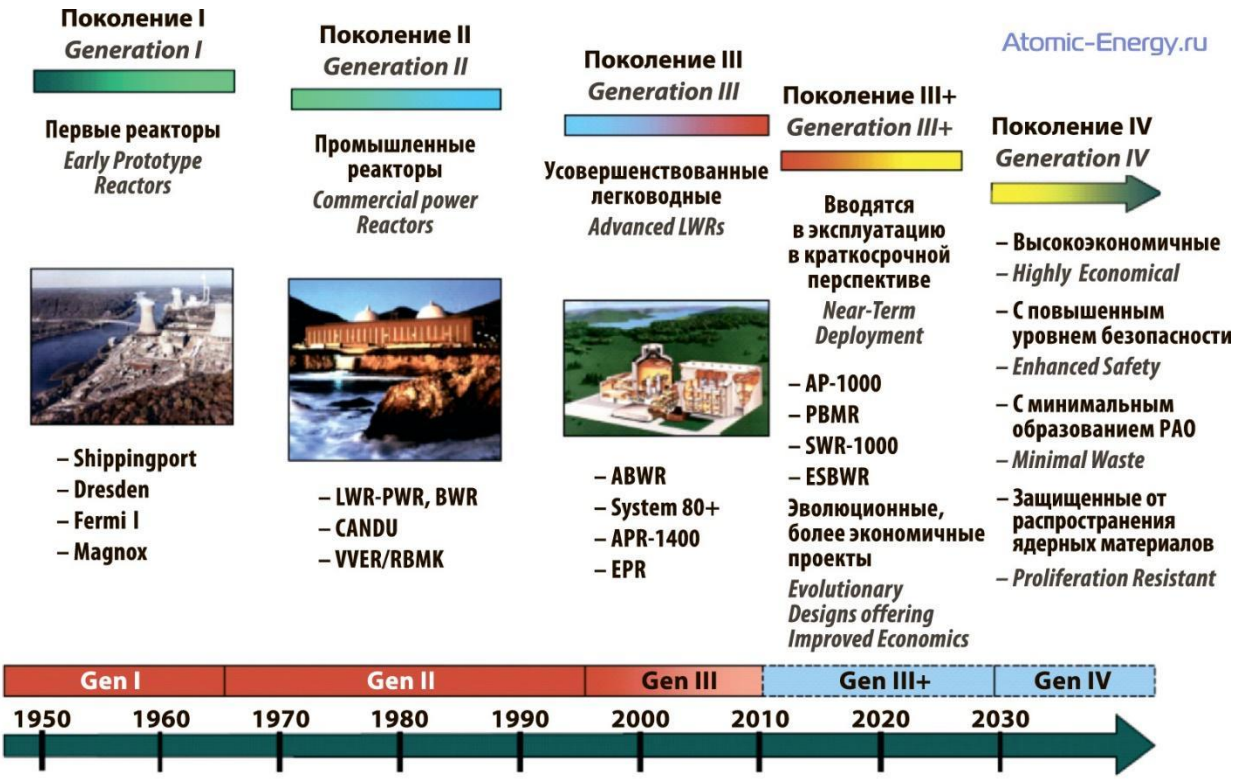

Рисунок 6 – Поколения ядерных реакторов[22]

Поколение I (1950-1970 годы; США, СССР, Франция, Великобритания). Под данную категорию подпадают первые энергетические реакторы 1950-х и 1960-х годов. В начале атомной эры разрабатывались ядерные установки. На основе этих первых проектов были построены и эксплуатировались некоторые прототипы АЭС. Примерами являются *Shippingport, Magnox*, *Fermi I, Dresden*, в СССР - промышленные уран-графитовые реакторы (АДВ и др.), ВВЭР-440/230 и др. Продолжительность работы 30-40 лет. В качестве топлива использовался, главным образом, природный уран либо низкообогащенный (оксид урана, UOX), замедлителя – графит, легкая и тяжелая вода, теплоносителя – вода и CO_2. Были также разработаны и первые реакторы-размножители на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: в США – EBR-1(1951), EBR-2, Enrico Fermi (1968); во Франции – Rapsodie, Phenix (1974); в СССР – БОР-60, БН-350 (1973); в Великобритании – PFR (1974). Они подготовили условия для разработки в будущем реакторов IV поколения. Это была первая в истории попытка осуществить то, что сейчас называется «устойчивым развитием реакторной технологии» (в частности, путем оптимизации использования природных ресурсов и переработки облученного топлива для извлечения из него урана и плутония).

Поколение II (1970-2000 годы; 30 стран мира). Промышленные реакторы, введенные в эксплуатацию после первого нефтяного кризиса 1974 года, до сих пор находятся в работе. Примерами являются *PWR, CANDU, BWR, AGR*, в СССР - реакторы ВВЭР-440/213, РБМК. Реакторы имеют улучшенную систему безопасности, продолжительность работы 60 лет.[23]

---

22 https://www.google.kz/search?q=%D0%BF%D0%BE%D0%BA%D0%BE%D0%BB%D0%B5%D0%BD%D0%B8%D1%8F+%D1%80%D0%B5%D0%B0%D0%BA%D1%82%D0%BE%D1%80%D0%BE%D0%B2+%D1%84%D0%BE%D1%82%D0%BE&hl=ru&source=lnms&tbm=isch&sa=X&ved=2ahUKEwiJ8tiuzNz5AhUt_SoKHdznAFwQ_AUoAXoECAEQAw&biw=1094&bih=418&dpr=1.25#imgrc=VSJ2k_RUn5RJcM

23 Поколения ядерных реакторов https://studme.org/163385/tehnika/pokoleniya_yadernyh_reaktorov

Поколение III (текущий период, реакторы эволюционного типа эпохи «атомного ренессанса»). Реакторы 3 поколения имеют улучшенную топливную технологию, более высокую тепловую эффективность, пассивную систему безопасности и меньшие эксплуатационные расходы. Продолжительность работы 8о лет. Это поколение отличает наличие механизмов пассивной, или внутренне присущей безопасности. В случае отказов эти механизмы не требуют активного вмешательства персонала и основываются на физических принципах гравитации, естественной конвекции и достаточной термостойкости изделий. Примерами являются *EPR, ESBWR BWR/4 II, System-80, Westinghouse AP1000* и ВВЭР-1200. Реакторы III поколения были впервые разработаны в 1990-х годах. Некоторые из них в настоящее время сооружаются; как правило, они относятся к реакторам с легководным теплоносителем. В их числе: EPR (Evolutionary pressurized reactor производства компании AREVA), строящиеся в Финляндии, Франции и Китае; AP-1000 производства Toshiba-Westinghouse (усовершенствованный PWR) в Китае; ВВЭР-1200 (проект «АЭС-2006», разработанный ОКБ «ГИДРОПРЕСС») в России, и APR-1400 (Advanced power reactor производства KEPCO) в Абу-Даби.

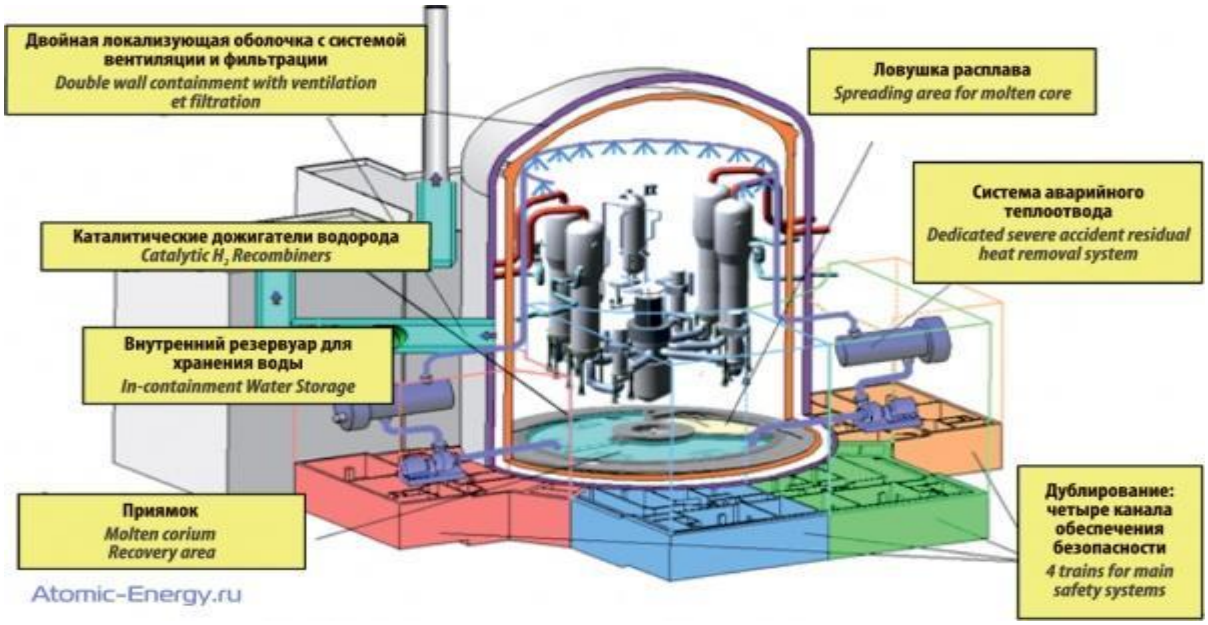

Рисунок 7 - Реактор III поколения с усовершенствованными системами обеспечения безопасности[24]

IV поколение реакторов - это разрабатываемые реакторы нового дизайна. Их преимущества: РАО радиоактивны в течение нескольких столетий, а не тысячелетий; весьма высокий энергетический выход; способность потреблять ядерные отходы с одновременном производством электричества; повышенный уровень безопасности. Реакторы поколения IV потребляют топливо, полуденное из переработанного урана. При этом повышается использование ресурсов урана, и уменьшаются отходы. Улучшенная физическая защита затрудняет террористические акты, направленные на АЭС, и хищение оружейных материалов. Поколение IV отличается высокопроизводительными системами производства электроэнергии, модульным строительством и сокращенными графиком пуска станции.

[24] Инновационные ядерные системы 4 поколения https://www.atomic-energy.ru/technology/34307

Работы по проектированию реакторов следующего поколения ведут две международные целевые группы. Одна из них - «Международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам», ИНПРО, *(International project on innovative nuclear reactors and fuel cycles, INPRO),* созданный в рамках деятельности МАГАТЭ по инициативе России, включает 22 страны и работает над созданием связки между быстрыми реакторами и топливным циклом. Другая - «Поколение IV) *(The Generation* IV, *International Forum,* GIF) - создана по инициативе США и с участием других ведущих ядерных стран. Она организована для разработки ядерно- энергетических систем следующего поколения.

GIF отобрало для дальнейшего развития шесть ядерно- энергетических систем. Все они используют комплект из реактора, энергетического преобразователя и технологии замкнутого топливного цикла. Предлагаемые проекты включают тепловые и быстрые реакторы, закрытые и открытые топливные циклы и широкий диапазон мощностей модулей от очень маленьких до очень больших. Все проектируемые реакторы обладают большой надёжностью, экономичностью, безопасностью, меньшей возможностью распространения оружейных материалов и большей экономической эффективностью. Реакторы встроены в закрытый топливный цикл, что позволяет максимизировать материально-сырьевую базу и минимизировать отходы высокого уровня активности, направляемые на хранение. Три из этих шести - быстрые реакторы (*FNR*), один - эпитермический, и два - тепловые. Только один охлаждается лёгкой водой, два - гелием, а другие - расплавленной свинцово-висмутовой эвтектикой, натрием или фторидами. Тепловые реакторы работают при низком давлении, что делает их безопасными. В одном из этих реакторов урановое топливо растворено в циркулирующем теплоносителе. Диапазон температур 510-5-1000^0 позволяет четырём реакторам термохимическими методами производить водород. Электрические мощности 150-5-1500 МВт.[25]

4 поколение, другие проектируемые реакторы, принадлежащие шести секторам, определенным Международным форумом «Поколение IV» и которые могут быть введены в эксплуатацию к 2030 году.

4. Устойчивое развитие

Системы IV поколения обеспечат оптимальное использование природных ресурсов и надежность энергоснабжения. Слабой стороной существующих ядерных технологий является их ограниченная способность к использованию энергетического потенциала уранового топлива. Тепловые реакторы I и II поколений используют изотоп урана, который составляет лишь менее 1% общего количества урана, встречающегося в природе. Реакторы-размножители способны использовать значительную часть энергетического потенциала, недоступного тепловым легководным реакторам, в результате чего из того же исходного количества урана может быть произведено в 50 раз больше энергии. Такие реакторы способны преобразовывать ^{238}U в делящийся ^{239}Pu даже интенсивнее, чем сами поглощают делящийся материал (свойство, называемое «размножением»). Кроме того, они могут использовать топливо с очень низким содержанием урана, соответствующим руде. Образование отходов будет минимальным. Недостатком открытого топливного цикла,

[25] Ядерные реакторы https://studme.org/163385/tehnika/pokoleniya_yadernyh_reaktorov

предусматривающего захоронение отработавшего ядерного топлива без переработки, является объем, уровень радиотоксичности и остаточное тепловыделение ОЯТ.

По прогнозным оценкам на ближайшие несколько десятилетий, к 2060 году накопится настолько значительное количество требующего захоронения ОЯТ, что это станет неприемлемым для человеческого общества. Эта проблема, однако, была частично решена в странах, где принято решение о промышленной переработке ОЯТ с целью извлечения плутония (замкнутый ядерный цикл с частичным рециклированием), – Франции, Великобритании, России, Японии и Индии.

Передовые технологии деления и трансмутации являются предметом многочисленных исследовательских проектов, выполняемых в рамках развития систем IV поколения. Ядерно-химические технологии позволяют выполнять разделение отработавшего топлива на различные составляющие в зависимости от их дальнейшего использования или требований к захоронению.

Анализ ядерно-энергетического цикла показывает, что он производит такое же количество парниковых газов, что и гидроэлектроэнергетика, то есть ничтожно мало. В Европейском Союзе треть электроэнергии вырабатывается на АЭС, благодаря чему предотвращается образование объема CO_2, примерно равное выбросам от всех автомобилей во всех странах ЕС (около 200 млн автомашин и 900 млн т CO_2 ежегодно).

Работы по проектированию реакторов следующего поколения ведут две международные целевые группы. Одна из них - «Международный проект по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам», ИНПРО, *(International project on innovative nuclear reactors and fuel cycles, INPRO),* созданный в рамках деятельности МАГАТЭ по инициативе России, включает 22 страны и работает над созданием связки между быстрыми реакторами и топливным циклом. Другая - «Поколение IV) *(The Generation* IV*, International Forum,* GIF) - создана по инициативе США и с участием других ведущих ядерных стран. Она организована для разработки ядерно- энергетических систем следующего поколения.

GIF отобрало для дальнейшего развития шесть ядерно- энергетических систем. Все они используют комплект из реактора, энергетического преобразователя и технологии замкнутого топливного цикла. Предлагаемые проекты включают тепловые и быстрые реакторы, закрытые и открытые топливные циклы и широкий диапазон мощностей модулей от очень маленьких до очень больших. Все проектируемые реакторы обладают большой надёжностью, экономичностью, безопасностью, меньшей возможностью распространения оружейных материалов и большей экономической эффективностью. Реакторы встроены в закрытый топливный цикл, что позволяет максимизировать материально-сырьевую базу и минимизировать отходы высокого уровня активности, направляемые на хранение. Три из этих шести - быстрые реакторы (*FNR*), один - эпитермический, и два - тепловые. Только один охлаждается лёгкой водой, два - гелием, а другие - расплавленной свинцово-висмутовой эвтектикой, натрием или фторидами. Тепловые реакторы работают при низком давлении, что делает их безопасными. В одном из этих реакторов урановое топливо растворено в циркулирующем теплоносителе. Диапазон температур 510-5-1000^0 позволяет четырём реакторам термохимическими методами производить водород. Электрические мощности 150-5-1500 МВт.

С точки зрения проблемы нераспространения оружейных материалов конструкция нового быстрого реактора не предусматривает бланкета, в котором нарабатывается плутоний. Плутоний генерируется в активной зоне, где сразу интенсивно выгорает.

5. Перспективные реакторы

• Высокотемпературный реактор (*Very-High-Temperature Reactor, VHTR*) - использует в качестве замедлителя нейтронов графит, в качестве теплоносителя гелий или расплав солей, базируется на урановом топливном цикле. Активная зона составлена из призматических блоков или имеет вид слоя гранул. Температура теплоносителя на выходе из реактора ~юоо°. Теплоноситель непосредственно направляется на газовую турбину для производства электричества. Высокие температуры теплоносителя позволяют осуществить термохимическое производство водорода. Реактор обладает пассивной безопасностью, низкими эксплуатационными затратами и модульным строением, высокой степенью выгорания топлива. Тепловая мощность энергетического блока боо МВт. Такие реакторы строятся в Китае *(HTK)* и ЮАР *(PBMR).*

• *MHR* (*Modular Helium Reactor)* - модульный гелиевый реактор. Планируется построить реактор для сжигания чистого оружейного плутония в г. Северске (Томская обл.). Выгорание будет достигать 220 ГВт.сут/т, а температура теплоносителя на выходе из активной зоны 850°.

• Сверхкритический реактор (*Supercritical-Water-Cooled, SCWR*): - реактор, в котором теплоноситель (вода) находится под высоким давлением и при высокой температуре (выше термодинамической критической точки). Он может иметь как корпусную конструкцию, так и канальную. Сверхкритическая вода (25 МПа и 5Ю-550°С) непосредственно направляется на турбину без какой-либо вторичной паровой системы, что ушрощает АЭС. Топливо - обогащённый оксид урана.

Относительно простая, одноконтурная схема охлаждения реактора приводит к исключению сложного, крупногабаритного оборудования, такого как парогенераторы или циркуляционные насосы. Тепловая эффективность такого реактора на одну треть выше, чем у легководных реакторов. Этот реактор имеет высокий КПД энергоблока, что приводит к уменьшению удельных капиталовложений в системы АЭС и к сокращению количества и объёма оборудования из-за упрощения конструкции реактора. Основная миссия *SCWR* - производство дешевого электричества.[26]

• Реактор на расплаве солей (*Molten-salt reactor, MSR*) - тип ядерного реактора, где теплоноситель - расплав смеси солей. Топливо - UF_4 или ThF_4+^{233}U, растворенные (или диспергированные), например, в NaF (или в смеси фторидов лития и бериллия); замедлитель нейтронов - графит (энергетический спектр нейтронов относится к надтепловому диапазону). Продукты деления удаляются непрерывно, а актиниды полностью выгорают. Температура теплоносителя -700°. Его низкое (атмосферное) давление обеспечивает безопасность реактора. Расплавленные фториды обеспечивают хороший теплообмен между ядерным источником тепла и любым химическим производством. Тепло отдаётся во вторичный солевой контур, а оттуда в пар. Гелий используется в качестве вторичного теплоносителя, непосредственно вращающего турбину генератора. Второй контур с теплоносителем используется для производства электроэнергии и водорода. Продукты деления распадаются в расплавах фторидов и

[26] Томский политехнический университет «Перспективные топливные циклы и реакторы нового поколения» https://portal.tpu.ru/files/departments/publish/Boyko_perspekt_yad_top_zkl_zac.pdf

непрерывно удаляются в контур переработки и заменяются на свежие с $^{2}з^{2}$ТИ или $^{2}з^{8}$и. Актиниды остаются в реакторе и сгорают. Мощность одного блока юоо МВт. По сравнению с твёрдотопливным реактором у *MSR* более низкие запасы делящихся материалов (основной изотоп плутония не ^{2}39Pu, а $^{2}4^{2}$Ри), небольшое количество топлива, нет радиационных повреждений. Реактор безопасен благодаря пассивной системе расхолаживания. ВАО содержат только продукты деления с коротким временем жизни. Он экономически конкурентен благодаря расширению топливных ресурсов.

• Быстрый реактор с газовым охлаждением (*Gas-cooled fast reactor, GFR)* работает на быстрых нейтронах, используя закрытый топливный цикл для эффективного преобразования $^{2}з^{8}$и и актинидов. Реактор охлаждается гелием с температурой на выходе 850°. Одноконтурная система реализует прямой газотурбинный цикл Брайтона высокой тепловой эффективности. Электрическая мощность модуля 1200 МВт. Бридинг осуществляется в активной зоне. Бланкет с делящимися нуклидами отсутствует. Прочное нитридное или карбидное топливо (керамика или кермет) включает обеднённый уран и любые другие расщепляющиеся или воспроизводящие материалы с содержанием плутония 15+20%. ОЯТ перерабатывается непосредственно на площадке АЭС, причём все актиниды рецикли- руются неоднократно, что минимизирует образование долгоживущих РАО. Возможна схема АЭС с более низкотемпературным (600+650°) первым контуром, охлаждаемым гелием, и надкритичным вторым контуром с $C0_2$ при 550° и 20 МПа. Такая схема уменьшает материаловедческие проблемы, связанные с очень высокими температурами.

• Быстрый реактор, охлаждаемый расплавом свинца (*Lead- cooled fast reactor, LFR*) - реактор на быстрых нейтронах, топливо - обеднённый уран или торий, а также актиниды, извлеченные из ОЯТ легководного реактора, теплоноситель - жидкий металл (РЬ или Pb-Bi эвтектика). Охлаждение при низком давлении осуществляется естественной конвекцией. Топливо металлическое или нитридное - продукт рециклинга актинидов от перерабатывающих заводов (закрытый топливный цикл). Возможен широкий диапазон размеров реактора: от модуля заводского изготовления с продолжительностью эксплуатации 15+20 лет и с электрической мощностью 50+150 МВт каждый (малые АЭС), через модули на 300+400 МВт (средние АЭС) до крупных АЭС на 1400 МВт. Температура теплоносителя 550°.

• Реактор БРЕСТ-ОД-300 — реактор на быстрых нейтронах, теплоноситель - расплавленный свинец (или Pb/Bi эвтектика), двухконтурная схема отвода тепла к тур- бине, закритические параметры пара, спроектирован в России. Реактор с полным воспроизводством плутония в активной зоне. В качестве топлива используется мононитридная композиция уран- плутония и минорных актинидов, (U-Pu-MA)N. Реактор обладает естественной безопасностью. За одну кампанию сжигает ~8о кг актинидов.

• Быстрый реактор, охлаждаемый расплавленным натрием *(Sodium-cooled fast reactor, SFR)* функционируют в рамках замкнутого топливного цикла, что позволяет эффективно управлять актинидами (без их извлечения) и рециклировать ^{238}U. Топливо - металлический сплав урана и плутония. Реактор обладает пассивной безопасностью, поскольку' теплоноситель находится при атмосферном давлении.

• Реактор 4S разрабатывается в Японии. Теплоноситель - натрий, пассивная безопасность. Модуль целиком изготавливается промышленно, перевозится на место и помещается на глубине 30 м под землей. Реактор несколько десятилетий работает без перезагрузки.

Топливо - сплав циркония и урана, обогащённый <20%. Устойчивость работы обеспечивается постепенным перемещением вдоль вертикально расположенной активной зоны графитового отражателя. Автоматическая поддержка температуры теплоносителя на выходе 510^0 позволяет производить электроэнергию и производство водорода. Блоки мощностью ю и 50 МВт(эл). По стоимости АЭС конкурирует с дизель-генераторами.[27] Бридерные реакторы на быстрых нейтронах способны извлечь почти всю энергию, содержавшуюся в уране или тории, уменьшая потребность в топливе на два порядка величины по сравнению с традиционными реакторами, которые извлекают менее 0.65% энергии из добытого урана и менее чем 5% из обогащенного урана. Внедрение в энергетику быстрых реакторов предусматривает пирометаллургическую переработку' ОЯТ, выделение трансурановых элементов и сжигание их прямо на пристанционной площадке. Бридеры могут «сжечь» долгоживущие компоненты ядерных отходов (плутоний и минорные актиниды), обращая в свою пользу вредные вещества (реактор на тепловых нейтронах может сжигать только нечётные элементы, тогда как реактор на быстрых нейтронах сжигает любые нуклиды). При этом доля ВАО в отходах резко снижается, так что отходы представляют радиационную опасность в течение столетий, а не тысячелетий.

[27] Перспективы развития ядерной энергетики в 21 веке https://portal.tpu.ru/files/departments/publish/Boyko_perspekt_yad_top_zkl_zac.pdf

Список использованной литературы

1. Р.А. Шоркин. «Реакторы на тепловых нейтронах» 2018 г.
http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nphm/04_tt.htm

2. Доклад «Типы ядерных реакторов» 2011 г.
https://webradecomed.bsmu.by/resurs/nuclear_power.pdf

3. В.А.Дьякова. «Теоретические и технические основы ядерной энергетики» 2000 г.
http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nucen.html

4. Принцип работы реактора на тепловых нейтронах
http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nphm/04_tt.htm

5. Р.А.Шоркин «Устройство ядерного реактора» 2018 г.
http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nphm/04_tt.htm

6. И.Волков. «Реакторы на быстрых нейтронах»
http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nphm/05_tt.htm

7. Реакторы на промежуточных нейтронах http://profbeckman.narod.ru/RH0.files/23_4.pdf

8. Интернет-портал Академик, «Реактор со смешанным спектром» 2010 г.
https://dic.academic.ru/dic.nsf/ruwiki/676388

9. Проект по физике «Гомогенные и гетерогенные реакторы» 2006 г.
http://sch119.narod.ru/Project/Mesropyn/0401.htm

10. Устройство энергетических ядерных реакторов
http://nuclphys.sinp.msu.ru/students/nucen.html

11. Ю.И. Корякин. Гомогенный реактор
https://www.booksite.ru/fulltext/1/001/008/011/537.htm

12. Отработавшее ядерное топливо тепловых реакторов
http://nuclphys.sinp.msu.ru/ne/ne3.htm

13. Короткоживущие продукты деления http://nuclphys.sinp.msu.ru/ne/ne3.htm

14. Большая российская энциклопедия. «Графито-газовый реактор» 2004 г.
https://bigenc.ru/technology_and_technique/text/2376682

15. Интернет портал Atom «Реактор с органическим теплоносителем»
https://atom.fandom.com/ru/wiki/%D0%A0%D0%B5%D0%B0%D0%BA%D1%82%D0%BE%D1%80_%D1%81_%D0%BE%D1%80%D0%B3%D0%B0%D0%BD%D0%B8%D1%87%D0%B5%D1%81%D0%BA%D0%B8%D0%BC_%D1%82%D0%B5%D0%BF%D0%BB%D0%BE%D0%BD%D0%BE%D1%81%D0%B8%D1%82%D0%B5%D0%BB%D0%B5%D0%BC

16. В.П.Красин, Е.В.Крылова «Жидкометаллические теплоносители с точки зрения их совместимости»https://izv.etu.ru/assets/files/izv-etu-3-2016-77-82.pdf

17. Интернет портал «Атомная энергия» https://www.atomic-energy.ru/Molten-salt-reactors

18. Доклад Мариненко Т.А. «Принципы получения ядерной энергии» https://webradecomed.bsmu.by/resurs/nuclear_power.pdf

19. Интернет-портал Василевский В.П. «Канальный реактор» https://www.booksite.ru/fulltext/1/001/008/058/442.htm

20. Доклад «Классификация ядерных реакторов» https://webradecomed.bsmu.by/resurs/nuclear_power.pdf

21. Интернет портал «Атомная энергетика» http://all-about-car.ru/reactor/Magnox11.htm

22. Интернет портал Studme.org «Поколения ядерных реакторов» https://studme.org/163385/tehnika/pokoleniya_yadernyh_reaktorov

23. Интернет-портал Атомная энергия «Инновационные ядерные системы 4 поколения» https://www.atomic-energy.ru/technology/34307

24. Ядерные реакторы https://studme.org/163385/tehnika/pokoleniya_yadernyh_reaktorov

25. Томский политехнический университет «Перспективные топливные циклы и реакторы нового поколения» 2009 г. https://portal.tpu.ru/files/departments/publish/Boyko_perspekt_yad_top_zkl_zac.pdf

26. Доклад «Федеральное агентство по образованию» 2009 г. Перспективы развития ядерной энергетики в 21 веке https://portal.tpu.ru/files/departments/publish/Boyko_perspekt_yad_top_zkl_zac.pdf