

ТИПЫ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ. ПРИНЦИПЫ ПОЛУЧЕНИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ.

ВВЕДЕНИЕ

1. Наверное, ни для кого не секрет, что вступление в 21 век немислимо без такого источника энергии, каковым является атомное ядро. Атомная энергетика на сегодняшний день является активно развивающейся отраслью. Очевидно, что 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.

2. Поэтому **цель** данной работы – ознакомиться с классификацией ядерных реакторов, освоить принцип получения ядерной энергии при работе ядерных реакторов (на примере ВВЭР) и провести сравнительную характеристику канального и корпусного ядерных реакторов.

3,4. Ядерный (атомный) реактор – устройство, в активной зоне которого осуществляется контролируемая самоподдерживающаяся 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 самоподдерживающаяся 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);

- **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;

- **Теплоноситель** (для отвода выделяющейся энергии);

- **Система регулирования цепной реакции**, в том числе **аварийная защита**;

- Радиационная защита;

- Система дистанционного управления.

5. Для того чтобы в реакторе происходила ЯЦР, необходимо наличие в нём делящегося вещества, которое при своем распаде выделяет элементарные частицы, способные вызвать распад других ядер.

Деление атомного ядра может произойти самопроизвольно или при попадании в него элементарной частицы. В качестве делящегося вещества в настоящее время могут использоваться изотопы урана — уран-235 и уран-238, а также плутоний-239. Самопроизвольный распад в ядерной энергетике не используется из-за очень низкой его интенсивности, поэтому для распада какого-либо атомного ядра необходимо попадание в него элементарной частицы с определенной энергией (величина этой энергии должна лежать в определенном диапазоне: более медленная или более быстрая частица просто оттолкнется от ядра, не проникнув в него). Такими частицами являются нейтроны.

6. В ядерном реакторе происходит ядерная цепная реакция: ядра урана или плутония распадаются, при этом образуются два-три ядра элементов середины таблицы Менделеева, выделяется энергия, излучаются гамма-кванты и образуются два или три нейтрона, которые, в свою очередь, могут прореагировать с другими атомами и, вызвав их деление, продолжить цепную реакцию.

В зависимости от скорости элементарной частицы выделяют два вида нейтронов: быстрые и медленные. Если большая часть делений происходит при поглощении тепловых (медленных) нейтронов, то такой реактор называется реактором на тепловых нейтронах. Энергия которых в такой системе не превышает 0.1 эВ. Если большая часть делений в реакторе происходит при поглощении быстрых нейтронов, такой реактор называется реактором на быстрых нейтронах.

Уран-238 делится только быстрыми нейтронами. При его делении выделяется энергия и образуется 2-3 быстрых нейтрона. Вследствие того, что эти быстрые нейтроны замедляются в веществе урана-238 до скоростей, неспособных вызвать деление ядра урана-238, цепная реакция в уране-238 протекать не может.

КЛАССИФИКАЦИЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

7. 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 ^{239}Pu ; в медицине.
- **Энергетические реакторы**, предназначенные для получения электрической и тепловой энергии, используемой в энергетике, при опреснении воды, для привода силовых установок кораблей, самолётов и космических аппаратов^[3], в производстве водорода и металлургии и т. д. Тепловая мощность современных энергетических реакторов достигает 5 ГВт.

По спектру нейтронов:

- Реактор на тепловых (медленных) нейтронах («тепловой реактор»)
- Реактор на быстрых нейтронах («быстрый реактор»)
- Реактор на промежуточных нейтронах
- Реактор со смешанным спектром

Реактор на быстрых нейтронах БН-350 в Актау: его основное назначение - обеспечение расширенного воспроизводства делящегося плутония из урана-238 с

целью сжигания всего или значительной части природного урана, а также имеющихся запасов обедненного урана.

При развитии энергетики реакторов на быстрых нейтронах может быть решена задача самообеспечения ядерной энергетики топливом. Прежде всего, в реакторе на быстрых нейтронах нет замедлителя.

По размещению топлива:

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

8. Схематическое устройство гетерогенного реактора на тепловых нейтронах (1- управляющий стержень, 2 – биологическая защита, 3 – теплоизоляция, 4 – замедлитель, 5 – ядерное топливо, 6 – теплоноситель).

9. По виду топлива:

- изотопы урана 235 и 233 (^{235}U и ^{233}U)
- изотоп плутония 239 (^{239}Pu)
- изотоп тория 232 (^{232}Th) (посредством преобразования в ^{233}U)

По степени обогащения:

- Естественный уран(0,71% составляет U-235; 99,29% - U-238)
- Слабо обогащённый уран (до 1,5%)
- Чистый делящийся изотоп

По химическому составу:

- металлический U
- UO_2 (диоксид урана)
- UC (карбид урана) и т. д.

По виду теплоносителя:

- H_2O (вода, ВВЭР)
- Газ, (Графито-газовый реактор)
- D_2O (тяжёлая вода, Тяжеловодный ядерный реактор, CANDU)
- Реактор с органическим теплоносителем
- Реактор с жидкометаллическим теплоносителем
- Реактор на расплавах солей
- Реактор с твердым теплоносителем

10. По роду замедлителя:

- С (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)
- Be, BeO
- Гидриды металлов
- Без замедлителя (Реактор на быстрых нейтронах)

11. 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 отдельно; корпус реактора не нагружен давлением теплоносителя, а это давление несёт каждый отдельный канал)

По способу генерации пара:

- Реактор с внешним парогенератором (ВВЭР)
- Кипящий реактор

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

По наличию защитного контура:

- Один (РБМК)
- Два (ВВЭР)

По форме активной зоны:

- Форма цилиндра
- Параллелепипеда
- Шара

Реактор с шаровой засыпкой и газовым контуром: 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

частности, из-за отсутствия катастрофических последствий при аварии с разгоном реактора.

По времени действия:

- Непрерывного действия
- Прерывистого действия
- Импульсные

12,13,14. 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. Корпусные реакторы выполняют с водой под давлением и кипящими. 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 изготавливают 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 тепловыделяющихборок.

15. 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 контуру, отдает тепло воде второго контура. Пар, генерируемый в парогенераторе, по главным паропроводам второго контура поступает на турбины и, отдавая 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.

16. 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

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.

17. Недостатки ВВЭР:

- Требуют высокообогащенного урана.
- Наличие сложного в изготовлении и габаритного герметичного корпуса, т.к. давление в первом контуре может достигать 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.

18,19. 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.

20. Преимущества РБМК:

- Отсутствие общего герметичного корпуса высокого давления, и, как следствие, нет ограничений на размер активной зоны и мощность реактора.
- Перегрузка 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 большего 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.

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 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.

Параметры сравнения	ВВЭР	РБМК
Тепловыделитель	4.5%-й обогащенный уран	2.8%-й обогащенный уран
Замедлитель и его свойства	Легкая вода. Очень хорошо замедляет нейтроны, очень сильно поглощает нейтроны. Очень дешева.	Графит. Хорошо замедляет нейтроны, почти не поглощает нейтроны. Достаточно дешев.
Особенности активной зоны, определяемые параметрами замедлителя	Тесное расположение тепловыделяющих элементов, необходимость повышенного обогащения урана	Достаточно редкое расположение тепловыделяющих элементов, возможность использования низкообогащенного урана или отработанного топлива ВВЭР
Количество контуров	Два	Один
Теплоноситель	Легкая вода в обоих контурах. Одновременно является замедлителем.	Легкая вода. Замедляющий эффект незначителен.
Регулирование	Раствор борной кислоты в теплоносителе. Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия.	Регулирующие стержни из бороциркониевого сплава и оксида европия.
Перегрузки топлива	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.	В процессе работы, с помощью специальной перегрузочной машины, позволяющей перезагружать отдельные тепловыделяющие элементы. Каждый тепловыделяющий элемент переставляется внутри реактора несколько раз до его окончательного извлечения.
Наружный отражатель	Наружный металлический корпус	Графитовая кладка толщиной 65 см. Наружный корпус не обязателен, но желателен по соображениям безопасности
Вид реактора	Корпусной (давление держится корпусом реактора)	Канальный (давление держится независимо в каждом канале)

21.ЗАКЛЮЧЕНИЕ: Таким образом нами рассмотрена классификация ядерных реакторов, освоены принципы получения ядерной энергии, а также проведена сравнительная характеристика канального и корпусного ядерных реакторов. Знание этого материала на сегодняшний день имеет немаловажное значение для нас – жителей Беларуси, так как в нашей республике идёт строительство Островецкой АЭС, в основе которой – ВВЭР, контурный, на медленных нейтронах. Поэтому зная достоинства и недостатки данного типа реактора (т.е. факторы риска развития ядерной аварии), можно будет предусмотреть и предпринять вовремя экстренную помощь по защите персонала, населения и окружающей среды.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ:

- www.allbest.ru Дата доступа:22.10.11 г.
- www.students.ru Дата доступа:23.10.11 г.
- www.wikipedia.org Дата доступа:23.10.11.г.
- www.youtube.com Дата доступа:23.10.11.г.
- www.slovarus.ru Дата доступа:02.11.11.г.

Подготовила студентка
медико-профилактического
факультета 571 группы
Мариненко Т.А.