

Национальный исследовательский
Томский политехнический университет

Кафедра химической технологии редких,
рассеянных и радиоактивных элементов

Составитель:
Р. Крайденко

Уран как ядерное топливо

«Технология ядерного топлива»

Ядерная энергия, внутренняя энергия атомных ядер, выделяющаяся при некоторых ядерных превращениях.

Ядерная энергия по своим масштабам в миллионы раз превосходит энергию, выделяющуюся при химических реакциях, что отражает огромную величину ядерных сил по сравнению с электромагнитным взаимодействием, которое играет основную роль в атомах и молекулах. Естественная радиоактивность демонстрирует наличие больших энергетических ресурсов, запасенных в атомных ядрах (например, при полном превращении 1 кг радия выделяется $3,5 \cdot 10^5$ кВт·ч энергии).

Малая скорость распада делает полезную мощность практически ничтожной. Бетта-радиоактивные элементы (например, ^{90}Sr) нашли применение в атомных батареях – источниках электрического тока, в которых ядерная энергия преобразуется в электричество.

Широкое применение ядерной энергии стало возможным благодаря открытию самоподдерживающихся ядерных реакций: цепных реакций деления и термоядерных реакций синтеза. При делении ядер 1 кг урана выделяется $2 \cdot 10^7$ кВт·ч энергии, что эквивалентно сжиганию 2500 тонн каменного угля. Один 1 см³ урана имеет энергетическое содержание, эквивалентное 60 000 л бензина, 110 - 160 т угля или около 60 000 м³ природного газа. При использовании рецикла ресурсы ядерных материалов смогут обеспечивать прогнозируемые энергетические потребности мира на протяжении 1000 лет.

Составитель: Крайденко Р.И.

В настоящее время осуществлены как неуправляемые цепные реакции взрывного типа (атомная бомба), так и управляемые реакции с регулируемым уровнем выделения энергии (атомные реакторы). Ядерная энергия, получаемая в ядерных цепных реакциях, используется на атомных электростанциях, кораблях, подводных лодках, космических аппаратах и т.п.

Важным направлением ядерной индустрии является ядерная энергетика. Ядерная энергетика (атомная энергетика), отрасль энергетики, использующая ядерную энергию для электрификации и теплофикации. Одновременно это область науки и техники, разрабатывающая методы и средства преобразования ядерной энергии в электрическую и тепловую.

На первом этапе своего развития ядерная индустрия, ЯИ, ориентировалась на выделение, концентрирование и очистку природных радионуклидов (урана, тория, радия и т.п.).

Производство радиоактивных изотопов было направлено в основном на научные и медицинские цели. В середине 20-го века мощный рост ЯИ связан с созданием оружия массового поражения: атомного и термоядерного. К концу века все большее значение стало приобретать энергетическое направление ЯИ: производство электроэнергии и транспортные двигатели.

Атом (неделимый), мельчайшая частица химического элемента, сохраняющая его свойства.

Нуклид - разновидность атома, характеризуемая числом протонов и нейтронов, а в некоторых случаях энергетическим состоянием ядра.

Радионуклид - нуклид, испускающий ионизирующее излучение.

Ионизирующее излучение - поток заряженных или нейтральных частиц и квантов электромагнитного излучения, прохождение которых через вещество приводит к ионизации и возбуждению атомов или молекул среды. По своей природе делится на фотонное (гамма-излучение, тормозное излучение, рентгеновское излучение) и корпускулярное (альфа-излучение, электронное, протонное, нейтронное, мезонное).

Атомное ядро – положительно заряженная центральная часть атома. Состоит из протонов и нейтронов (нуклонов). Число протонов определяет электрический заряд атомного ядра (порядковый номер Z атома в периодической системе элементов). Число нейтронов равно разности массового числа и числа протонов. Объем атомного ядра пропорционален числу нуклонов в ядре. В поперечнике тяжелые ядра достигают 10^{-12} см. Плотность ядерного вещества порядка 10^{14} г/см³.

Составитель: Крайденко Р.И.

Электрон – стабильная отрицательно заряженная частица, массой около $9 \cdot 10^{-28}$ г; участвует в электромагнитном, слабом и гравитационном взаимодействиях.

Нуклон (от лат. nucleous – ядро) – общее название протона и нейтрона, являющихся составными частями атомных ядер.

Протон (от греч. protos – первый) – стабильная элементарная частица с зарядом $+e$, магнитным моментом $\mu = 2,79 \mu_B$ и массой 1838,5 электронных масс. Положительный заряд протона точно равен элементарному заряду $e = 1,6021773 \cdot 10^{-19}$ Кл, масса протона равна $m_p = 1,6726231 \cdot 10^{-27}$ кг = 1,00726470 а.е.м. = 938,27231 МэВ.

Нейтрон (ни тот ни другой), электрически нейтральная элементарная частица и массой, превышающей массу протона на 2,5 электронных масс. В свободном состоянии нейтрон нестабилен и имеет время жизни около 16 мин. Вместе с протонами нейтроны образуют атомные ядра; в ядрах нейтрон стабилен.

Изотопы – нуклиды с одинаковым числом протонов, но различным количеством нейтронов.

Составитель: Крайденко Р.И.

Ядерные силы, силы, удерживающие нуклоны (протоны и нейтроны) в атомном ядре. Атомные силы действуют только на расстояниях порядка 10^{-13} см и достигают величины в 100 - 1000 раз превышающей силу взаимодействия электрических зарядов. Ядерные силы не зависят от заряда нуклонов.

Дефект массы – уменьшение массы M системы по сравнению с суммарной массой Σm всех отдельно взятых ее элементарных составных частей, обусловленное энергией их связи в системе.

Энергия связи – энергия, которую необходимо затратить для разделения системы на ее элементарные составные части.

Радиоактивность, самопроизвольное превращение неустойчивых атомных ядер в ядра других элементов, сопровождающееся испусканием частиц или электромагнитного излучения (гамма-квантов).

Известно несколько типов радиоактивности: альфа-распад, бета-распад, спонтанное деление атомных ядер, протонная и двухпротонная радиоактивность и др.

Период полураспада - время, требующееся для распада половины атомов данного радиоактивного вещества.

Единица активности в системе СИ - Беккерель (Бк, Вq). Внесистемная единица - Кюри (Ки, Ci).

1 Ки = $3.7 \cdot 10^{10}$ Бк; 1 Бк = 1 расп/с; 1 Бк = $2.7 \cdot 10^{-11}$ Ки.

Беккерель, единица СИ активности радиоактивных изотопов, названа по имени А.Беккереля, обозначается 1 Бк. 1 Бк соответствует 1 распаду в секунду.

Массу m радионуклида активностью A можно рассчитать по формуле :

$$m = 2.4 \cdot 10^{-24} \cdot M \cdot T \cdot A$$

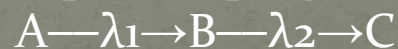
где M - массовое число радионуклида, A - активность в Беккерелях, T - период полураспада в секундах. Масса получается в граммах.

активность представляет собой сумму активностей всех веществ

$$A(t) = \sum_{i=1}^n a_i \exp(-\lambda_i t)$$

где λ_i - постоянная распада i -го радионуклида, n - число радионуклидов в смеси.

Атом, образовавшийся в результате радиоактивного превращения (продукт распада), может сам оказаться радиоактивным и обладать собственным характерным излучением и периодом полураспада. Рассмотрим ситуацию образования радиоактивного дочернего продукта из радиоактивного предка:



Составитель: Крайденко Р.И.

Продукт распада - нуклид или радионуклид, образующийся при распаде. Он может образовываться непосредственно при распаде одного радионуклида или в результате серии последовательных распадов нескольких радионуклидов.

С точки зрения атомной энергетики важнейшим типом распада является спонтанное деление. Под спонтанным делением подразумевают радиоактивный распад, при котором атомное ядро распадается на два приблизительно равных осколка. Известно лишь небольшое число нуклидов (например, ^{250}Cm , ^{254}Cf , ^{256}Fm , ^{260}Ku), для которых спонтанное деление преобладает над другими видами распада. Осколки деления отдают свою энергию возбуждения, излучая нейтроны и γ - кванты (например, при спонтанном делении ^{240}Pu испускается 2,19 нейтрона на один акт деления).

Составитель: Крайденко Р.И.

Ядерными реакциями называют процессы, в которых атомные ядра претерпевают превращения в результате их взаимодействия с элементарными частицами и другими атомными ядрами. Эти процессы могут вызвать глобальные изменения в атомных ядрах. Большое число ядерных реакций протекает с образованием промежуточного составного ядра, которое отдает свою энергию возбуждения путем эмиссии γ -квантов и переходит при этом в основное состояние конечного продукта. Следствием взаимодействия бомбардирующих частиц (ядер) с ядрами мишени может быть:

- 1) Упругое рассеяние, при котором ни состав, ни внутренняя энергия не меняются, а происходит лишь перераспределение кинетической энергии в соответствии с законом внутреннего удара.
- 2) Неупругое рассеяние, при котором состав взаимодействующих ядер не меняется, но часть кинетической энергии бомбардирующего ядра расходуется на возбуждение ядра мишени.
- 3) Собственно ядерная реакция, в результате которой меняются внутренние свойства и состав взаимодействующих ядер.

Ядерная реакция характеризуется тепловым эффектом, который представляет собой разность масс покоя вступающих в ядерную реакцию и образующихся в результате реакции ядер, выраженную в энергетических единицах, т.е. энергетический эффект ядерной реакции определяется в основном разницей дефектом масс конечных и исходных ядер. Если тепловой эффект положителен, то ядерная реакция идет с выделением энергии и называется экзотермической. Если тепловой эффект отрицателен, то для осуществления ядерной реакции энергия относительного движения вступающих в реакцию ядер должна быть не меньше теплового эффекта. При бомбардировке пучком частиц неподвижной мишени кинетическая энергия бомбардирующих ядер должна быть не меньше пороговой энергии $E_{пор}$, связанной с тепловым эффектом Q соотношением:

$$E_{пор} = Q \frac{m_A}{m_x + m_A}$$

где m_A и m_x – массы соответственно ядра мишени и бомбардирующего ядра.

На основании эквивалентности энергии и массы можно вычислить энергию, выделяющуюся или затраченную при протекании ядерной реакции, если точно знать массу всех ядер и частиц, участвующих в реакции. Для реакции в общем виде $A(x,y)B$ имеем

$$\Delta E = (m_A + m_x - m_B - m_y)c^2$$

или в мегаэлектронвольтах

$$\Delta E = (m_A + m_x - m_B - m_y) \cdot 931,5 \text{ МэВ.}$$

В случае, если ΔE – отрицательная величина, то недостающая энергия должна быть восполнена за счет кинетической энергии бомбардирующей частицы. При этом следует учитывать, что не вся кинетическая энергия бомбардирующей частицы превращается в энергию возбуждения, так как часть ее, а именно $m_x/(m_A + m_x)$, в виде энергии отдачи переходит к составному ядру. В соответствии с этим и кинетическая энергия, выделяющаяся при ядерной реакции, распределяется между продуктами y и B обратно пропорционально их массе.

Вероятность ядерной реакции характеризуют эффективным поперечным сечением или просто сечением, σ .

Сечение активации, величина, показывающая вероятность образования радиоактивных изотопов при взаимодействии ядерных частиц с атомными ядрами. Обычно выражается в см² или барнах (1 барн=10⁻²⁴ см²).

Сечение захвата, показывающая вероятность присоединения ядерных частиц к атомному ядру. Атомные сечения представляют собой средневзвешенные сечения захвата для естественных смесей изотопов.

Практически наиболее важны реакции радиационного захвата нейтронов и соответствующая им величина – сечение захвата нейтронов; эти реакции – типа (n,γ) приводят к образованию радиоактивного изотопа облучаемого элемента, массовое число которого на единицу больше, чем у изотопа, претерпевшего превращение.

Кроме того, вероятность ядерной реакции характеризуют выходом ядерной реакции, т.е. отношением числа ядерных превращений в мишени к числу упавших на эту мишень бомбардирующих ядер. Функция, описывающая зависимость сечения или выхода ядерной реакции от энергии бомбардирующих ядер, носит название функции возбуждения ядерной реакции

Сечение ядерной реакции имеет размерность поверхности. За единицу сечения ядерной реакции принимают величину равную 10^{-24} см² и называемую «барн». Эта поверхность является поверхностью мишени в ядре, в которую должна попасть бомбардирующая частица.

Сечение обуславливает вероятность протекания ядерной реакции. Сечение реакций определенного типа сильно зависит от энергии бомбардирующих частиц, т.е. вероятность протекания реакций определенного типа является функцией энергии, которой обладает бомбардирующая частица (в виде кинетической энергии).

Бомбардирующие частицы подразделяют на незаряженные (нейтроны) и заряженные (протоны, дейтоны, альфа-частицы, ускоренные ионы). Мы ограничимся рассмотрением ядерных реакций на нейтронах.

Быстрые нейтроны - нейтроны, кинетическая энергия которых выше некоторого определённого значения, зависящего от области применения; в физике реакторов это значение равно 0,1 МэВ.

Нейтроны деления - мгновенные и запаздывающие нейтроны, образующиеся в процессе деления ядер и сохраняющие свою первоначальную энергию.

Замедляющиеся нейтроны - надтепловые нейтроны, находящиеся в процессе замедления.

Запаздывающие нейтроны - нейтроны, испускаемые при делении атомных ядер образующимися при этом осколками ядер со значительным запаздыванием по отношению к моменту деления (от долей секунды до десятков секунд).

Мгновенные нейтроны - нейтроны деления, образующиеся за время до 10^{-13} с после деления ядра; их доля в общем числе нейтронов деления составляет более 99% для всех делящихся изотопов.

Медленные нейтроны - нейтроны, кинетическая энергия которых ниже некоторого определённого значения, зависящего от области применения; в физике реакторов это значение принимается равным 1 эВ.

Составитель: Крайденко Р.И.

Надтепловые нейтроны - нейтроны с энергией, выше которой отсутствует их термодинамическое равновесие с рассеивающими атомами окружающей среды и отсутствует максвелловское распределение по энергии; при нормальной температуре окружающей среды энергия надтепловых нейтронов находится в интервале 0,1-0,2 эВ, т. е. сравнима с энергией химических связей.

Первичные нейтроны - нейтроны, испущенные любым источником до того, как они испытают какое-либо взаимодействие.

Промежуточные нейтроны - нейтроны, кинетическая энергия которых находится в интервале между энергиями медленных и быстрых нейтронов; в физике реакторов этот интервал составляет от 1 эВ до 0,1 МэВ.

Резонансные нейтроны - нейтроны, кинетическая энергия которых соответствует резонансной энергии определённого нуклида; если нуклид не указан, термин относится к резонансным нейтронам урана-238.

Сверхбыстрые нейтроны - нейтроны с энергией более 20 МэВ.

Тепловые нейтроны - нейтроны, находящиеся в состоянии теплового равновесия со средой, в которой они находятся. Средняя энергия нейтронов при обычных температурах составляет 0,025 эВ, что соответствует средней скорости 2200 м/с.

Составитель: Крайденко Р.И.

Ультрахолодные нейтроны - нейтроны с энергией менее 10^{-7} эВ.

Холодные нейтроны - нейтроны, кинетическая энергия которых равна нескольким миллиэлектронвольтам или меньше.

Так как нейтрон не имеет заряда, он может приблизиться к ядру на любое расстояние, не испытывая при этом отталкивания. Экзотермические ядерные реакции, т.е. реакции, для которых $Q > 0$, могут поэтому протекать под действием нейтронов с относительно низкой энергией. Поскольку с уменьшением скорости нейтронов вероятность нахождения их вблизи ядра возрастает, сечение реакций захвата нейтронов σ будет обратно пропорционально скорости нейтронов (закон $1/v$).

В тяжелых ядрах возможно спонтанное деление ядер. Деление ядер может происходить и при бомбардировке некоторых нуклидов элементарными частицами, например, нейтронами. Реакция деления сопровождается интенсивным выделением энергии, причем основная часть энергии освобождается в форме кинетической энергии осколков деления. Образующиеся при делении осколки β -радиоактивны и способны испускать нейтроны.

Составитель: Крайденко Р.И.

Деление атомных ядер, распад атомного ядра на 2 (реже 3 или 4) осколка. Деление атомных ядер под действием нейтронов впервые обнаружено О.Ганом и Ф.Штрассманом (1938). Сопровождается выделением вторичных нейтронов, гамма-квантов и выделением энергии. В дальнейшем это позволило осуществить ядерные цепные реакции, создать ядерные реакторы и реализовать ядерный взрыв (атомную бомбу). Самопроизвольное (спонтанное) деление атомных ядер (открыто Г.Н.Флеровым и К.А.Петржаком (1940)) наблюдается лишь у тяжелых элементов (например, у урана) и ограничивает возможность существования более тяжелых трансураниевых элементов.

При делении ядра обычно образуются два осколка с массовыми числами A_1 и A_2 и зарядами Z_1 и Z_2 , а также γ -излучение, нейтрино и в среднем от двух до трех нейтронов. Полное энерговыделение на один акт деления ядра урана-235 равно примерно 200 МэВ. Такое энерговыделение определяет огромную теплотворную способность ядерного топлива, превышающую в миллионы раз теплотворную способность химического топлива. Так, например, для получения 1 МВт/сут расходуется всего 1,05 г ^{235}U . Вторичные нейтроны поддерживают цепную реакцию.

Деление ядер под действием тепловых нейтронов возможно только для четно-нечетных или нечетно-нечетных ядер с $Z > 90$. Реакции деления других тяжелых нуклидов имеют барьер; например, для деления ^{238}U барьер составляет около 1 МэВ.

Составитель: Крайденко Р.И.

Различают два вида деления тяжелых атомных ядер на две части с приблизительно одинаковой массой:

а) спонтанное (самопроизвольное) деление, при котором ядро расщепляется без всякого внешнего вмешательства, т.е. без привнесения энергии;

б) индуцированное (вынужденное) деление ядер – деление после слабого возбуждения атомного ядра. Этот вид деления представляет собой один из видов распада находящихся в возбужденном состоянии ядер, т.е. один из видов выделения энергии составным ядром.

Ядра с $Z < 90$ делятся только вынужденным способом, причем энергия возбуждения, необходимая для деления, растет с уменьшением параметра деления Z^2/A . Вынужденное деление происходит практически мгновенно ($\tau = 10^{-14}$ сек). Период полураспада для спонтанного деления меняется для разных ядер в очень широких пределах (от 10^{18} лет для ^{237}Np до нескольких десятых долей секунды для далеких трансурановых элементов). Период полураспада уменьшается с ростом параметра Z^2/A .

Деление ядер происходит не симметрично: отношение масс легкого и тяжелого осколков (продуктов деления) равно примерно $2/3$.

Продукт деления - нуклид, образующийся в результате либо деления, либо последующего радиоактивного распада образовавшегося таким же образом радиоактивного нуклида.

Составитель: Крайденко РИ

Способностью делиться и участвовать в цепной реакции деления обладают ^{235}U , ^{233}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu и некоторые другие нуклиды трансурановых элементов. Нечетные изотопы урана и плутония делятся нейтронами любой энергии, четные (^{238}U , ^{240}Pu) имеют энергетический порог, слабо делятся в спектре нейтронов деления и совсем не делятся, если нейтроны замедлены. Масса делящегося изотопа и размеры (объем) критической системы, необходимые для возникновения самоподдерживающейся цепной реакции деления, называют критическими.

Сечение захвата тепловых нейтронов для природной смеси изотопов урана (барн/атом) составляет 7,68, а для ^{238}U - 2,74 (Для сравнения, сечение деления ^{235}U равно 582).

Цепные ядерные реакции – разветвленные цепные реакции деления тяжелых ядер нейтронами, в процессе которых возрастает число нейтронов и возникает самоподдерживающийся процесс деления.

Цепная реакция – это процесс, который, однажды начавшись, обеспечивает условия для своего продолжения. То есть нейтроны, возникшие в процессе ядерной реакции деления, вызывают деление ядер тяжелых элементов (урана, плутония, тория), создавая еще больше нейтронов, которые вызывают дальнейшее деление и т.д.

Составитель: Крайденко Р.И.

Для практического осуществления цепной реакции знания одной величины ν совершенно недостаточно, так как судьба возникших нейтронов деления может быть не одинаковой из-за многообразия видов взаимодействия нейтронов с веществом. Даже если ядерная установка состоит только из одного делящегося вещества – горючего (что невозможно), вторичные нейтроны при взаимодействии с ядрами горючего не обязательно будут приводить к их делению: нейтроны могут испытывать неупругое рассеяние, радиационный захвата, или, наконец, они могут вылететь за пределы ядерной установки.

Такие побочные и вредные процессы могут существенно затруднить размножение нейтронов или вообще сделать цепную реакцию невозможной.

Характеристика развития ядерной цепной реакции в данной системе – коэффициент размножения нейтронов k системы, равный отношению числа нейтронов, поглощаемых делящимся веществом в данном и предыдущем звеньях цепи. Наличие самоподдерживающегося цепного процесса возможно лишь при $k \geq 1$. Системы, в которых $k=1$, (цепная реакция протекает при постоянной мощности) называются критическими, системы с $k > 1$ (мощность реакции нарастает) – надкритическими и системы с $k < 1$ – подкритическими; k сильно зависит от изотопного состава, размеров и формы системы, в которой осуществляется ядерная цепная реакция.

Составитель: Крайденко Р.И.

Коэффициент размножения определяется величиной ν , вероятностями различных взаимодействий (приводящих и не приводящих к делению) нейтронов с ураном и примесями, а также конструкцией и размерами установки. Поэтому очень важно знать сечения для процессов деления, неупругого рассеяния и захвата нейтронов ураном при тех энергиях, с которыми они образуются, и, следовательно, энергетический спектр вторичных нейтронов.

Одной из важнейших характеристик цепной реакции является скорость ее нарастания, которая определяется коэффициентом размножения нейтронов k и временем, проходящим между двумя последовательными актами деления, т.е. средним временем жизни одного поколения нейтронов, τ_n . Среднее время жизни одного поколения, или средний промежуток времени между двумя последовательными актами деления, складывается из времени деления, времени запаздывания вылета нейтрона из делящегося ядра относительно момента деления и времени перемещения вылетевшего нейтрона до следующего делящегося ядра. Для сокращения τ_n , т.е. для получения цепной реакции взрывного типа, процесс размножения нейтронов можно вести на мгновенно вылетающих и быстро движущихся нейтронах, а для получения управляемой цепной реакции нужно, чтобы время запаздывания вылета и время перемещения нейтронов было по возможности большим. Первая составляющая определяется механизмом возникновения вторичных нейтронов, вторая – характером ее взаимодействия с окружающими ядрами после вылета из делящегося ядра, т.е. процессами замедления, диффузии и захвата.

Нейтроны деления состоят из мгновенных (испускающихся в момент деления) и запаздывающих (появляющихся некоторое время спустя после деления). Мгновенные нейтроны составляют более 99% нейтронов деления. Интервал энергий: от 0,1 до 10 МэВ, средняя энергия 2 МэВ. Запаздывающие нейтроны составляют менее 1% нейтронов деления.

Некоторые осколки (^{87}Br , ^{88}Br и др.) после β -распада образуют часть дочерних ядер с энергией возбуждения, превышающей энергию связи нейтрона. Сразу же после такого распада возбужденное дочернее ядро испускает запаздывающий нейтрон. Время появления запаздывающих нейтронов связано с периодами полураспада их предшественников – осколков. Среднее время запаздывания нейтронов равно 12,4 сек. Именно наличие запаздывающих нейтронов позволило конструкторам создать атомный реактор: если бы при делении урана выделялись лишь мгновенные нейтроны, управлять атомным реактором было бы не возможно. Поэтому, несмотря на малый выход, запаздывающие нейтроны имеют огромное значение для регулирования цепной ядерной реакции, обеспечивая безопасность ядерного реактора.

В качестве ядерного топлива используют изотопы урана ^{235}U и плутония ^{239}Pu , способные поддерживать цепную реакцию деления. ^{235}U – единственный природный изотоп, способный к делению при облучении как медленными (тепловыми), так и быстрыми нейтронами ^{235}U образуется при облучении тория тепловыми нейтронами, а ^{239}Pu – при захвате нейтронов ядрами ^{238}U .

Составитель: Крайденко Р.И.

Цепная ядерная реакция на уране-238 как топливе идет в реакторах на быстрых нейтронах, но только в том случае, если топливо обогатено ураном-235 или плутонием (т.е. изотопами, способными делиться при облучении нейтронами любых энергий). Возможность использования урана для получения энергии появилась только после того, как была обнаружена способность ^{235}U делиться под действием тепловых нейтронов.

Отсутствие порога для реакции деления ^{235}U делает процесс неупругого рассеяния нейтронов неопасным для развития цепной реакции, в результате чего она становится возможной на чистом изотопе ^{235}U . Важно, что цепную реакцию с участием чистого ^{235}U можно провести как на быстрых, так и на предварительно замедленных нейтронах (так как роль другого мешающего фактора – резонансного захвата медленных нейтронов – относительно не велика).

- Сегодня уран является основным элементом, делящиеся изотопы которого используются для получения энергии методом цепной реакции. Топливные материалы чаще всего содержат делящиеся нуклиды (^{233}U , ^{235}U , ^{238}Pu) или нуклиды, используемые для воспроизводства делящихся (^{232}Th , ^{238}U).

Основные свойства изотопов урана

Символ нуклида	z (p)	N (n)	Масса изотопа (а. е. м.)	Период полураспада ($T^{1/2}$)	Распространённость изотопа в природе (%)
	Энергия возбуждения (кэВ)				
^{233}U	92	141	233.039	$1.592(2)\times 10^5$ лет	
^{234}U	92	142	234.0401	$2.455(6)\times 10^5$ лет	0.0055
^{235}U	92	143	235.0439	$7.04(1)\times 10^8$ лет	0.7200
^{238}U	92	146	238.050	$4.468(3)\times 10^9$ лет	99.2745

Источник: G. Audia,, O. Bersillon, J. Blachot ,A.H. Wapstra «The NUBASE evaluation of nuclear and decay properties» Centre de Spectrométrie Nucléaire et de Spectrométrie de Masse, CSNSM, IN2P3-CNRS&UPS, Bâtiment 108,F-91405 Orsay Campus, France .126 с.

Составитель: Крайденко Р.И.

Деление ядра урана

а) В невозбужденном состоянии силы электростатического отталкивания скомпенсированы, поэтому ядро имеет сферическую форму

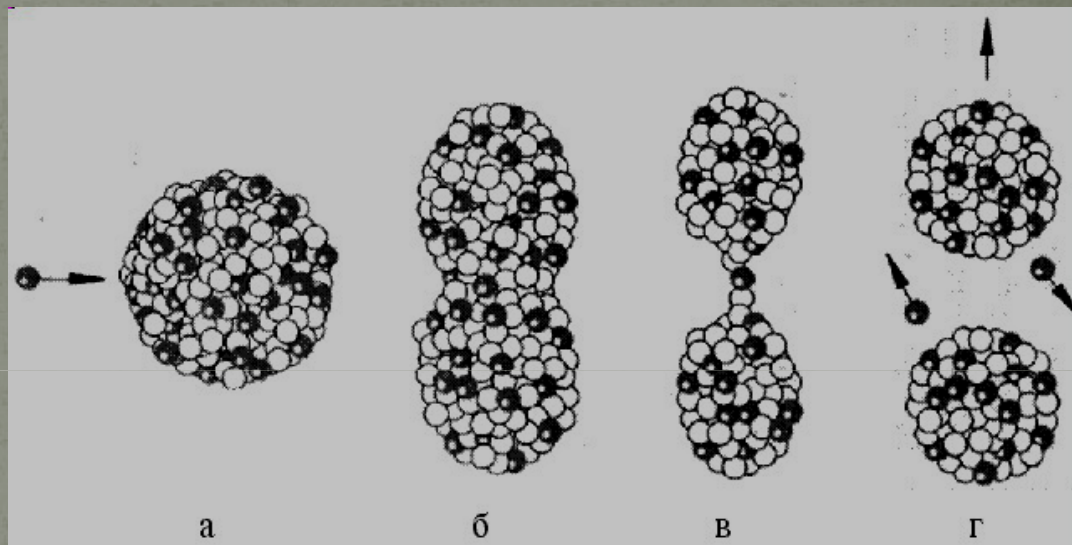
б) Возбуждение невелико, ядро, освобождаясь от излишка энергии путем испускания γ -кванта или нейтрона, возвращается в устойчивое состояние

в) Энергия возбуждения достаточно велика, деформация ядра при колебаниях может быть настолько большой, что в нем образуется перетяжка

Составитель: Крайденко Р.И.

г) Перетяжка разрывается, и ядро распадается на два "осколка", которые разлетаются в противоположные стороны.

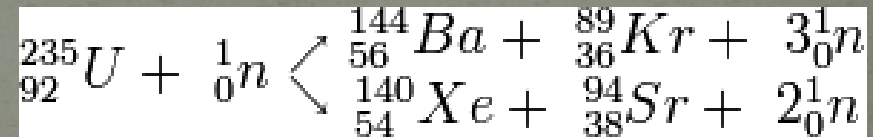
- Этапы деления ядра U^{235} при взаимодействии с тепловым нейтроном на основе капельной теории строения ядра:



Деление ядра урана

- Основной ядерной реакцией является :

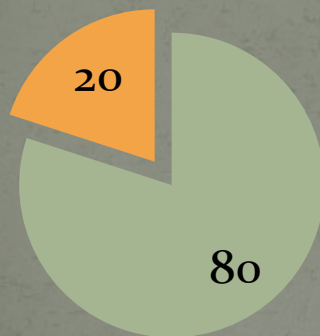
Посмотреть пример
цепной реакции



Продуктами деления ядер урана-235 могут быть и другие изотопы бария, ксенона, стронция, рубидия и т. д.

Распределение энергии

деления в %



■ Кинетическая энергия осколков

■ Энергия нейтронов и излучения осколков

Таблица 1. Свойства делящихся ядер на тепловых нейтронах ($V = 2200$ м/с - средняя скорость для тепловых нейтронов)

эффективные сечения, σ	U^{235}	Pu^{239}	U^{233}
деления σ_f	508	750	533
радиационного захвата σ_c	107	315	52
поглощения σ_a	687	1065	585
$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_c$			
выход нейтронов на один акт деления (ν)	2,46	2,88	2,54
на один поглощенный нейтрон (η)	2,08	2,03	2,31

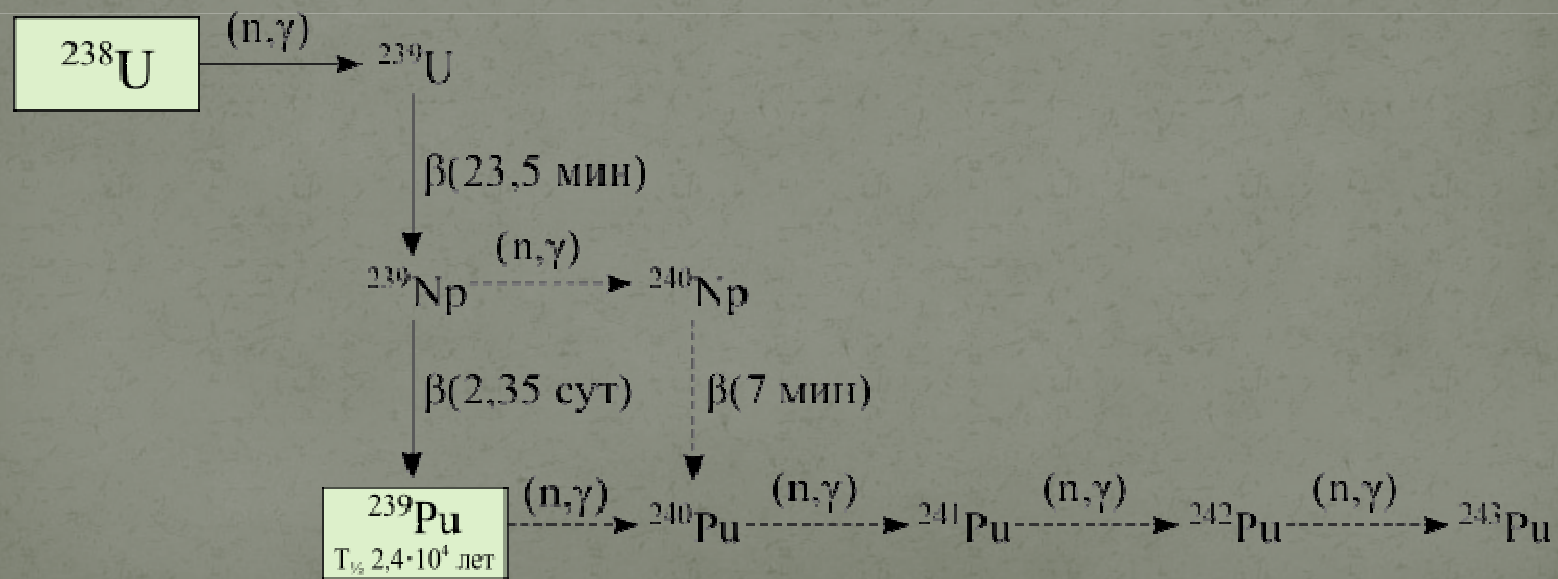
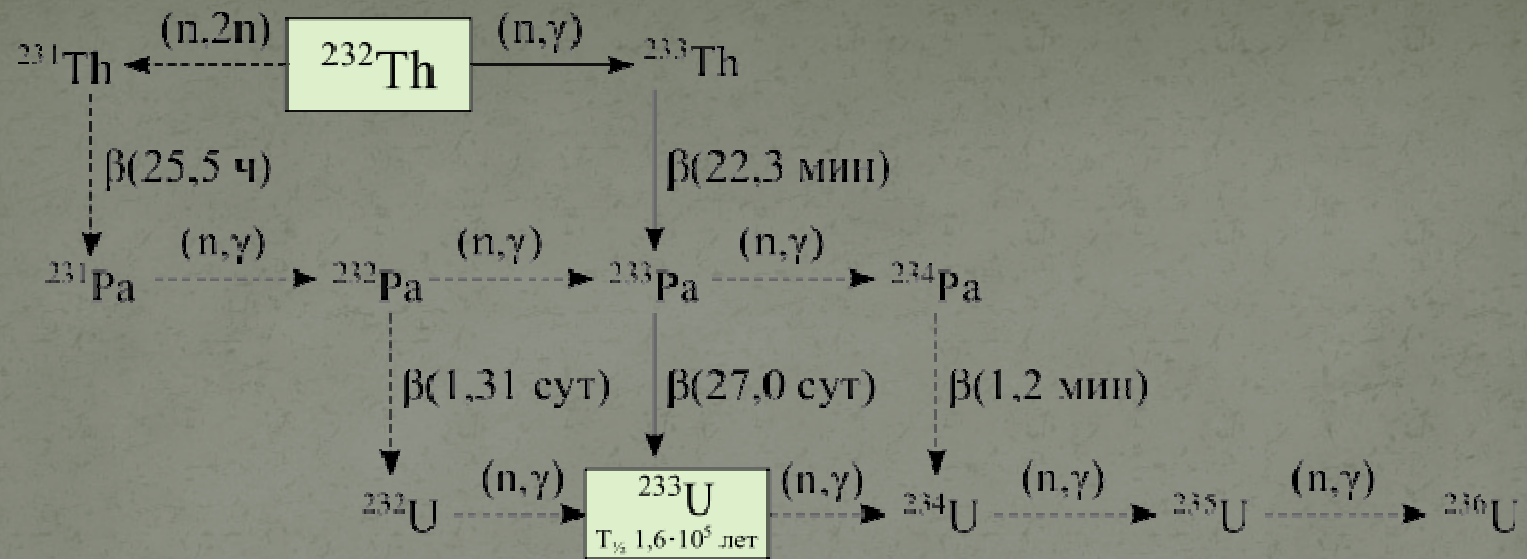
Составитель: Крайденко Р.И.

Источник: Г.А.Бать, Г.Г. Бартоломей «Основы теории и расчета ядерных энергетических установок», М. Энергоиздат 1982г. 510 с стр 16-18,73-76,244-245, 346с

В отличие от других металлов уран применяют не как конструкционный материал, а как чрезвычайно эффективный источник энергии. Веществ способных к делению под действием нейтронов с выделением энергии всего три – ${}_{92}\text{U}^{235}$, ${}_{92}\text{U}^{233}$, ${}_{94}\text{Pu}^{239}$. Из них только U^{235} встречается в природе (U^{235} – 0,7%, U^{238} – 99,283 % масс., остальное U^{234}). Два других получают искусственным путем в атомных реакторах облучения нейтронами U^{238} и Th^{232} . Синтез Pu^{239} и U^{233} описывается ядерными реакциям:



Поэтому ${}_{92}\text{U}^{235}$ называют первичным ядерным топливом, а ${}_{92}\text{U}^{233}$ и ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ – вторичным.



Составитель: Крайденко Р.И.

В процессе деления (“сгорания”) этих изотопов по реакции (аналогично с U^{233} и Pu^{239}) выделяется колоссальное количество энергии. (где А и В осколки деления). Теплотворная способность U^{235} примерно в 50 млн. раз больше угля.

Вероятность ядерных реакций деления выражают величиной эффективного сечения – σ , имеющее размерность площади поперечного сечения ядра мишени.

За единицу сечения принята величина $\sigma = 10^{-24}$ см², которая называется барн. Эта величина приближительна геометрическому сечению ядер, радиус которых равен $10^{-12} - 10^{-13}$ см. Величина σ зависит от природы бомбардирующих частиц, их энергии и ряда других факторов.

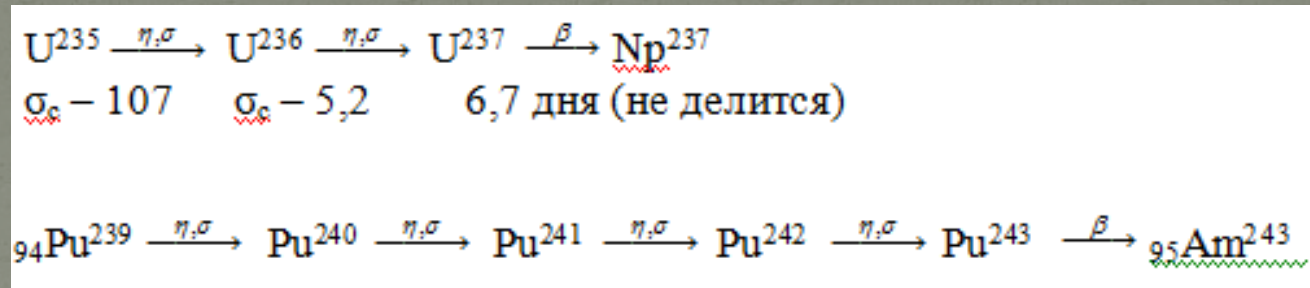
Изотоп U^{235} испытывает деление как на медленных (тепловых), так и на быстрых нейтронах с энергией более 1,1 МэВ.

В процессе деления образуются две группы нейтронов – мгновенные и запаздывающие. Мгновенные составляют около 99% от их общего количества и вылетают в течение очень короткого промежутка времени (10^{-14} сек). Запаздывающие испускаются уже осколками деления через достаточно большие промежутки времени (в среднем около долей секунд до 55 сек) этот 1% запаздывающих нейтронов позволяет четко контролировать цепную реакцию в ядерных реакторах и вести управление эксплуатацией объекта в целом.

Составитель: Крайденко Р.И.

Энергия деления лежит в широком диапазоне от 1 – 10 МэВ (быстрое) до 0,025 (тепловое). Соответственно их скорости изменяются от $2 \cdot 10^7$ до 2200 м/сек. При захвате медленных нейтронов U^{238} по реакции 2.1 переходит в Pu^{239} , который по своим ядерным свойствам близок к U^{235} и может делиться как на медленных, так и на быстрых нейтронах.

Вследствие достаточно высоких значений радиационного захвата для делящихся изотопов, например, U^{235} с обогащением 2 – 5 % масс. в ядерном реакторе на 100 тепловых нейтронов, взаимодействующих с ядром U^{235} , только 85 вызывают акт деления. Остальные 15 претерпевают радиационный захват, что приводит к образованию U^{236} , являющимся вредным поглотителем нейтронов.



Что же касается дробной величины выхода нейтронов на один акт деления – это не парадокс, а всего лишь усредненная величина на очень большое число актов деления. Иными словами, не все нейтроны ведут к акту деления радиационным захватом.

Составитель: Крайденко Р.И.

Поглощение U^{238} нейтронов приводит к синтезу ядер Pu^{239} , что в свою очередь увеличивает количество ядерного топлива в активной зоне ядерного реактора. Таким образом по мере появления Pu^{239} уже значительная часть делений приходится на его долю с выделением энергии до 40% от общего числа делений U^{235} .

Из ядерной реакции видно, что часть делений идет на образование Pu^{240} , который в свою очередь приводит к синтезу делящегося изотопа Pu^{241} .

Что же касается Pu^{242} , то это вредный поглотитель нейтронов (не делится).

Сечение взаимодействия нейтрона с ядром является важной характеристикой всех материалов применяющихся в конструкциях ядерных реакторов.

Наиболее подходящими конструкционными материалами для активной зоны ядерного реактора могут служить циркониевые и алюминиевые сплавы. Железные (и стальные) конструкции могут применяться в качестве конструкционных зон корпуса ядерного реактора, а бор, кадмий и гадолиний наиболее подходят для изготовления элементов поглощающих нейтроны.

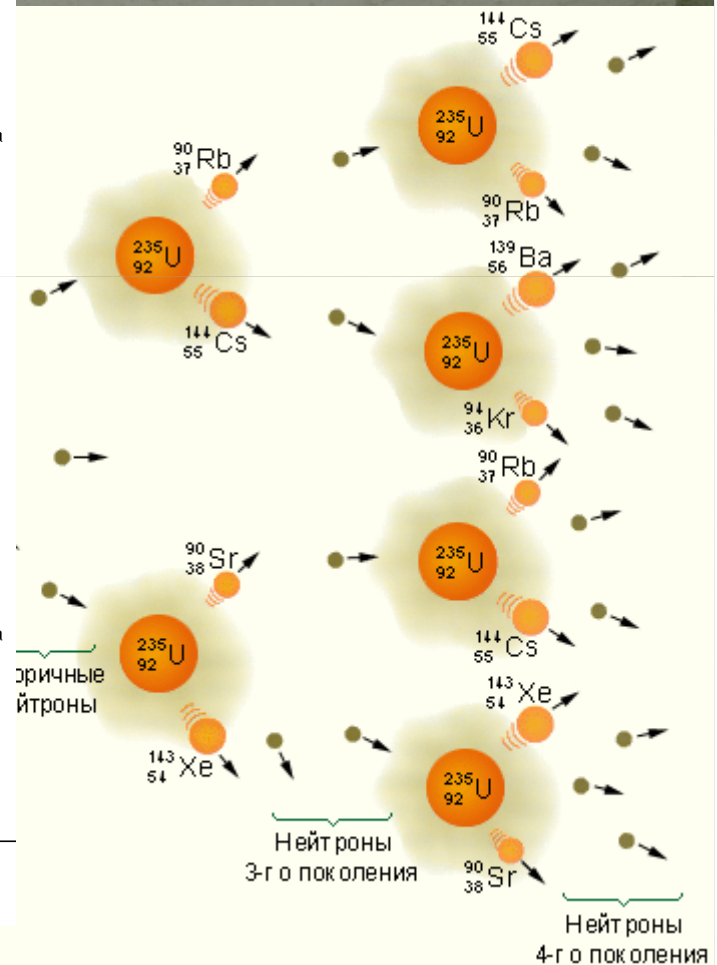
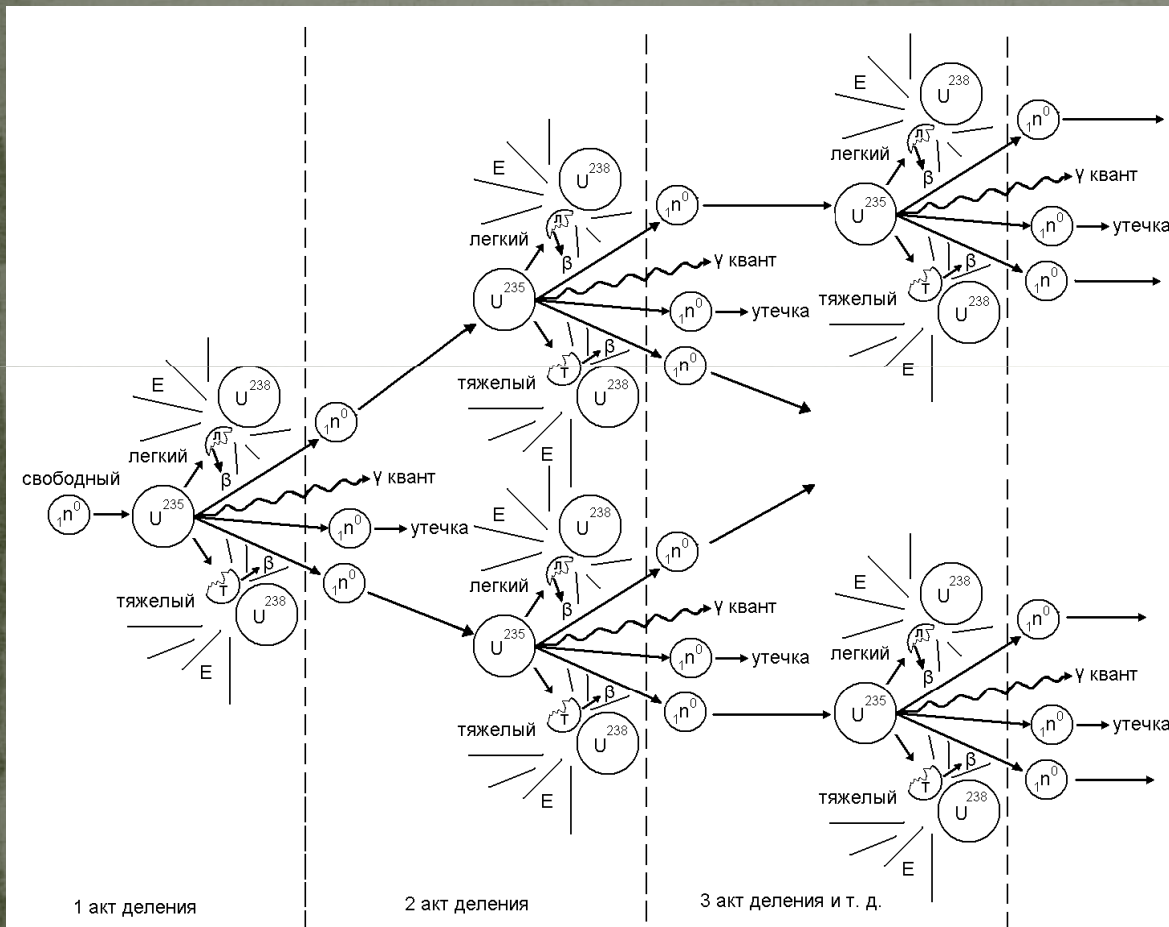
Сечения взаимодействия для некоторых элементов

Элемент	σ , барн
Непоглощающие нейтроны	
C	0,0045
Be	0,09
Zr	0,01
Al	0,22
Fe	3
Поглощающие нейтроны	
B	750
Cd	1400
Gd	44000

Составитель: Крайденко Р.И.

Деление ядра урана

В отличие от известных схем деления ядра U^{235} , приведенных в ряде зарубежных литературных источников, мы предлагаем свою, на наш взгляд, более наглядную схему взаимодействия нейтрона с делящимся изотопом.



Составитель: Крайденко Р.И.

При взаимодействии нейтрона с ядром U^{235} внутренний баланс сил в ядре нарушается. Возбужденное ядро разделяется на 2 – 3 осколка (легкий и тяжелый по массе) с выделением γ , β излучения, нейтронов утечки. При этом возникает дефект массы – Δm от исходной массы ядра U^{235} . Процесс этот протекает спонтанно и лавинообразно и если его не ограничивать то получится атомная бомба, если же им управлять так, чтобы за каждый момент времени выделялось одинаковое количество энергии, то получится ядерный реактор.

Осколки, т. н. продукта деления, под действием кулоновских сил отталкивания приобретают громадную кинетическую энергию движения. При столкновении с соседними ядрами U^{238} кинетическая энергия движения осколков переходит в тепловую (пример – удары молотком по наковальне).

Для характеристики цепной реакции деления используется величина, называемая коэффициентом размножения – k – это отношение числа нейтронов определенного поколения к числу нейтронов предыдущего поколения.

Для стационарной цепной реакции $k = 1$. Система в которой $k = 1$ называется критической (ядерный реактор), $k > 1$ – надкритическая (ядерная бомба), $k < 1$ – подкритическая (процесс деления гаснет).

Выделение тепловой энергии происходит практически в месте деления (несколько мкм). Выход энергии можно рассчитать по известной формуле Эйнштейна – $E = \Delta m \cdot c^2$. При этом надо отметить, что около 20% энергии уносится с нейтронами утечки γ и β излучения.

В ядерной физике используется энергетическая единица электрон-вольт (эВ). 1 эВ равен энергии, приобретенной частицей с зарядом e , при прохождении разницы потенциалов в 1 вольт.

Составитель: Крайденко Р.И.

$1 \text{ эВ} = 1,6 \cdot 10^{-19} \text{ Дж}$. $1 \text{ МэВ} = 10^6 \text{ эВ} = 1,6 \cdot 10^{-13} \text{ Дж}$. Казалось бы, что эта мизерная величина на один атом урана, но в сравнении с горением одного атома углерода в кислороде всего 4 эВ, то с учетом деления сотен млн. ядер U^{235} это поистине несоизмеримая грандиозная величина.

В результате взаимодействия нейтрона с ядром урана, последнее распадается на два осколка с выделением 1-3 нейтронов и γ -излучения. Ядерная энергия превращается в кинетическую энергию движения осколков разрушенного ядра. Эти осколки, тормозя в среде атомов урана, передают им свою кинетическую энергию. Энергия движения осколочных атомов урана, при их столкновении с неподвижными атомами урана, превращается в колебательную энергию этих неподвижных атомов, т.е. в тепловую. Тепловая энергия (энергия колебания атомов) передаётся от атома к атому, разогревая находящуюся вокруг материю. Глубина проникновения осколков в металлическом уране около 6 мкм, в диоксиде урана около 14 мкм. Таким образом, ядерная энергия превращается вначале в кинетическую энергию движения осколков, а затем в тепловую. Тепло достигает границы тепловыделяющего элемента и передаётся к теплоносителю. Теплоноситель (вода) закипает и пар вращает турбины генератора, вырабатывающего электрическую энергию.

Составитель: Крайденко Р.И.

Количество урана, необходимое для поддержания цепной реакции зависит от следующих параметров: 1) обогащения (концентрации U^{235} ; 2) плотности и геометрической формы; 3) количества и характера примесей.

Цепная реакция в уране с повышенным содержанием урана-235 может развиваться только тогда, когда масса урана превосходит так называемую **критическую массу**. В небольших кусках урана большинство нейтронов, не попав ни в одно ядро, вылетают наружу.

Критическую массу урана можно во много раз уменьшить, если использовать так называемые замедлители нейтронов. Дело в том, что нейтроны, рождающиеся при распаде ядер урана, имеют слишком большие скорости, а вероятность захвата медленных нейтронов ядрами урана-235 в сотни раз больше, чем быстрых. Наилучшим замедлителем нейтронов является **тяжелая вода** D_2O . Обычная вода при взаимодействии с нейтронами сама превращается в тяжелую воду.

Хорошим замедлителем является также графит, ядра которого не поглощают нейтронов. При упругом взаимодействии с ядрами дейтерия или углерода нейтроны замедляются до тепловых скоростей.

Критическая масса для обогащенного до 93,5% по изотопу урана U^{235} для открытого шара — менее 50 кг; для шара с отражателем нейтронов — 15-23 кг (такой шар имеет диаметр всего около 13 см), для водного раствора урана — менее одного килограмма. Критическая масса для открытого шара из плутония-239 — 5,6 кг, для шара с отражателем — около 1 кг. Применение замедлителей нейтронов и специальной оболочки из бериллия, которая отражает нейтроны, позволяет снизить критическую массу до 250 г.

Если при сжигании твердого топлива (уголь, торф, дрова) происходит полное сгорание вещества с образованием золы, которая затем выбрасывается, то в случае с ядерным топливом совсем иная картина. Она обусловлена тем, что задолго до полного физического израсходования делящегося изотопа на определенном временном этапе возникает необходимость прекращения его использования. Это связано с тем, что по мере выгорания U^{235} образуется U^{236} и ряд других элементов продуктов деления, которые поглощают нейтроны и интенсивность процесса деления падает (его называют “отравлением” или “ошлаковыванием” реактора). Иными словами “дрова становятся сырыми и перестают гореть”. Поэтому ТВС из активной зоны реактора извлекают и заменяют свежими ТВС. Извлеченные ТВС помещают в бассейны выдержки с водой для снижения радиоактивности, чтобы в последующем переделе на радиохимическом заводе извлечь оставшийся U^{235} , содержание которого в отдельных случаях достигает 1,5% масс.

Практический предел облучения природного или слабообогащенного урана соответствует глубине выгорания не более 10 – 30% масс. В некоторых случаях глубина выгорания выше, но никогда не приближается к 100%.

При оценке использования горючего в любом ядерном реакторе очень важной характеристикой является выгорание ядерного горючего.

Обычно под выгоранием понимается отношение числа выгоревших атомов к полному числу атомов. Если реактор работает на природном уране, в котором U^{235} содержится всего 0,714%, то из этого количества делятся не все ядра U^{235} , а только часть из них, например 40%. В этом случае выгорание составит 0,29% общего числа атомов, или 2,9 кг на каждую тонну загружаемого урана.

Составитель: Крайденко Р.И.

В некоторых случаях выгорание удобно выражать числом актов деления в единице объема сердечника ТВЭЛа (деление/см³) или же количеством тепла, выделенного за время облучения в единице массы загруженного ядерного горючего (Мвт · сутки/т). Число молекул, содержащихся в 1 см³ вещества.

$$N = \frac{A\rho}{M}$$

где А – число Авогадро (6,02 · 10²³ молекула/моль); ρ – плотность вещества, г/см³; М – молекулярный вес вещества, г/моль. Таким образом, зная плотность и молекулярный вес горючего, легко установить, что выгоранию атомов на 1% соответствует

$$\mu_0 = \frac{6,02 \cdot 10^{21} \rho}{M} \text{ делений в } 1 \text{ см}^3 \text{ горючего}$$

Для горючего из дисперсионной смеси матрицы из неделящегося вещества и n об. % горючего выгоранию 1 ат. % будет соответствовать $\mu' = 6,02 \cdot 10^{19} \rho/M$ делений в 1 см³ смеси, где ρ и М – плотность и молекулярный вес горючего, диспергированного в матрице.

Соотношение между числом делений в 1 см³ вещества, содержащего делящийся изотоп, и энергетическим выражением выгорания определяется

$$W = 3,7 \cdot 10^{-16} \frac{\mu}{\rho} [\text{МВт} \cdot \text{сутки/т}]$$

Приведенные выше соотношения позволяют оценивать выгорание в разных его выражениях для любых композиций горючего.

В реакторах на быстрых нейтронах некоторых зарубежных АЭС соотношение изотопов плутония в облученном ядерном топливе следующее (%):

²³⁹ Pu.....	75,5 – 89	²⁴¹ Pu.....	4,5 – 1,2
²⁴⁰ Pu.....	19,5 – 9,7	²⁴² Pu.....	0,5 – 0,07

В случае применения быстрых нейтронов изотопный состав плутония, накопившегося в твэлах, не создает особенных трудностей, так как ²⁴⁰Pu является лучшим поглощающим материалом по сравнению с U²³⁸, а ²⁴¹Pu – лучшим делящимся материалом по сравнению с U²³⁵. Поэтому в энергетических реакторах глубина выгорания топлива определяется в зависимости от степени обогащения ядерного топлива плутонием и продуктами деления, поглощающими нейтроны.

Продукты деления, образующиеся при облучении делящегося материала тепловыми нейтронами, представляют собой элементы с массовыми числами от 72 до 161, т. е. от цинка и до диспрозия.

Акт деления, как правило несимметричен. Вместо образования двух элементов приблизительно равной массы в действительности получаются новые элементы с наиболее вероятным соотношением масс 2:3, например 93 и 140. Легкие и тяжелые продукты деления образуются в 99% деления ядер.

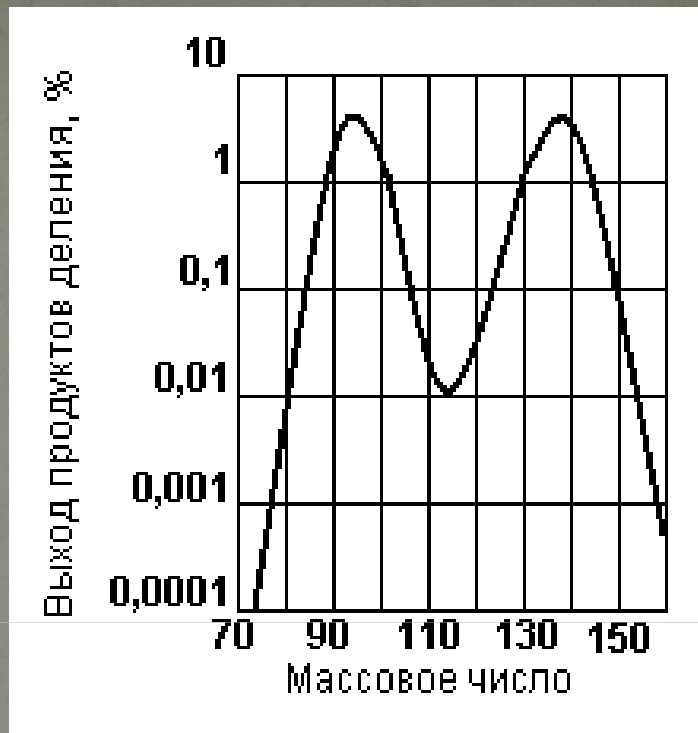
Кривые симметричны по отношению к массовому числу, равному 117. В результате деления образуются две группы элементов – продуктов деления: легкие с массовыми числами от 72 до 110 и тяжелые с массовыми числами от 125 до 161. Симметричное деление ядра на два осколка с примерно равными массовыми числами (110 – 125) происходит крайне редко (не более 1% случаев).

Только очень немногие продукты деления стабильны, остальные нестабильны и являются β -излучателями. Часто их распад сопровождается интенсивным γ -излучением. Периоды полураспада начальных ядер продуктов деления в большинстве случаев очень коротки. По мере распада последующие ядра становятся все более устойчивыми, т. е. их периоды полураспада возрастают. Таким образом, продукты деления дают начало радиоактивным цепочкам β -распада. В среднем каждая пара новых элементов, образующихся при делении, испытывая в среднем около пяти β -распадов, приводит к возникновению пяти-шести радиоактивных ядер с периодом полураспада, меньшим нескольких недель. При работе ядерного реактора в течение этого времени короткоживущие изотопы должны распадаться столь же быстро, как и образовываться при делении.

Составитель: Крайденко Р.И.

В результате деления ядер и последующего распада осколков в ядерном топливе образуется около 180 радиоактивных нуклидов. Периоды полураспада продуктов деления очень различны: от тысячных долей секунды до миллионов лет (например для Tc^{90}).

Каждому максимуму на кривых соответствуют девять наиболее распространенных элементов: первому максимуму – нуклиды криптона, стронция, иттрия, циркония, ниобия, молибдена, технеция, рутения и родия (38,5%); второму – нуклиды теллура, йода, ксенона, цезия, бария, церия, празеодима, неодима и самария (32,8%). В сумме эти 18 элементов составляют 71,3% общей массы продуктов деления. Это количество продуктов деления по массе очень близко к начальному количеству израсходованного U^{235} .



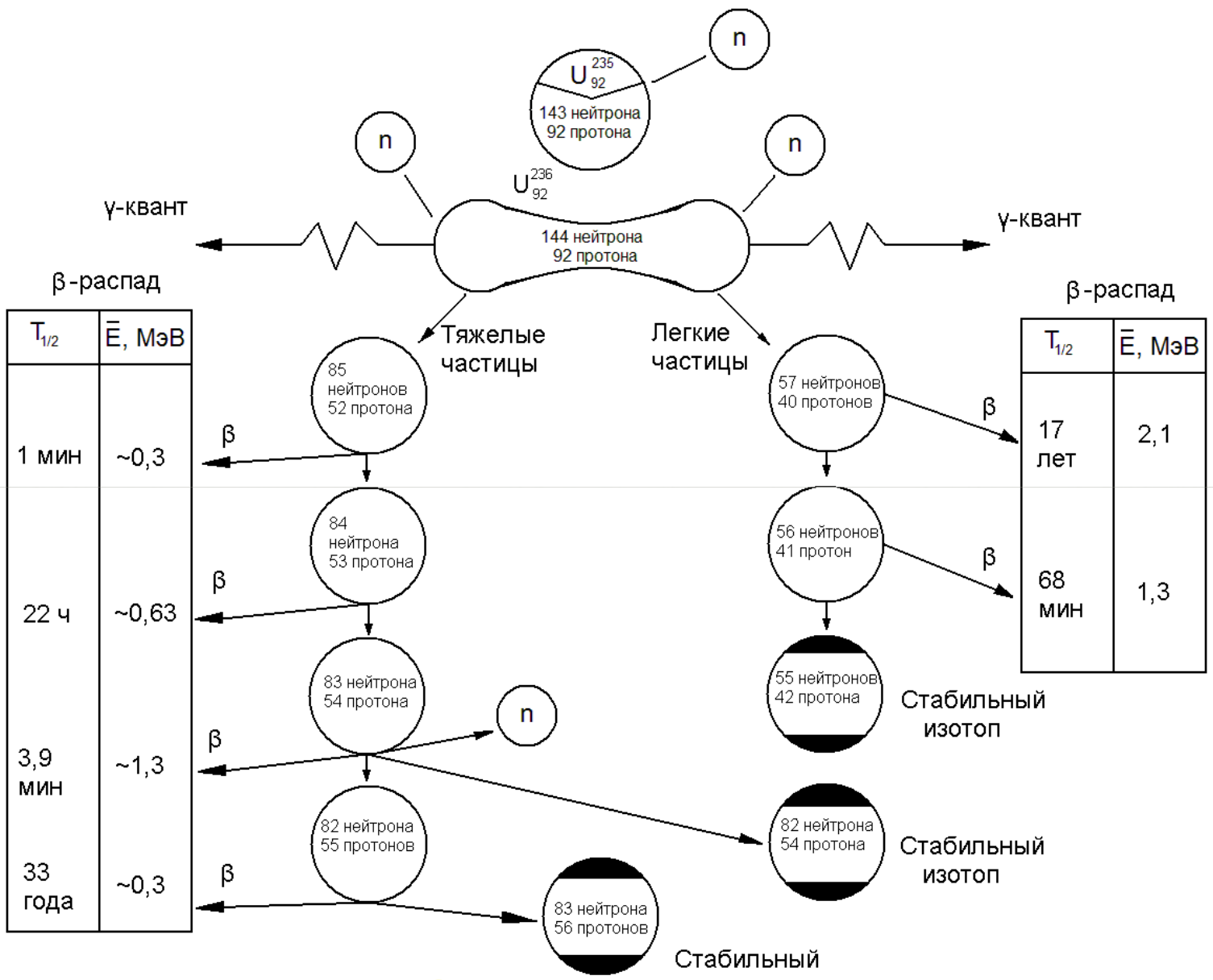
Составитель: Крайденко Р.И.

Относительно долгоживущие продукты деления, образующиеся при делении 1 кг U^{235} , имеют важное значение при переработке отработавшего в реакторе топлива. По массе они составляют примерно 70% всех радиоактивных продуктов, образовавшихся при делении, и на них приходится 85% общей β - и γ -активности [$\sim 650\ 000$ Ки/кг, или $24 \cdot 10^{15}$ расп./($c \cdot kg$)].

Считается что продукты деления в среднем подвергаются трехкратному процессу радиоактивного распада, в основном сопровождающегося излучением β -частиц.

Нуклид	Масса, г	Период полу-распада $T_{1/2}$	β -активность, Ки ($3,7 \cdot 10^{10}$ расп./с)	γ -активность, Ки ($3,7 \cdot 10^{10}$ расп./с)
Kr ⁸⁵	4	10,3 года	500	-
Cs ¹³⁷	103	~ 33 года	6000	2500
Cs ¹³⁴		2,3 года		
Sr ⁹⁰	37	19,9 года	40000	-
Ru ¹⁰⁶	51	~ 1 год	20000	15000
Ce ¹⁴¹	93	279 сут	150000	15000
Редкоземельны е элементы (Pm, Sm, Eu, Gd)	155	2,6 года(Pm) 7,3 года(Sm)	14000	-
Zr ⁹⁵	107	~ 65 сут	50000	-
Nb ⁹⁵	5	~ 35 сут	100000	100000
Y ⁹¹	20	~ 58 сут	50000	-
Xe ¹³³	130	~ 5,3 сут	-	-

Составитель: Крайденко Р.И.



$T_{1/2}$	\bar{E} , МэВ
1 мин	~0,3
22 ч	~0,63
3,9 мин	~1,3
33 года	~0,3

$T_{1/2}$	\bar{E} , МэВ
17 лет	2,1
68 мин	1,3

Составитель: Крайден изотоп

Общая радиоактивность ежегодно выгружаемого из энергетических реакторов отработавшего топлива (глубина выгорания $\sim 25000 - 30000$ МВ · сут/т) составляет десятки миллионов кюри. Например, суммарная радиоактивность (только по β -излучению) 116 ТВС ежегодной выгрузки (14 т по $U_{мет}$) из активной зоны реактора ВВЭР-440 при глубине выгорания 28000 МВт · сут/т спустя год пребывания в бассейне выдержки составляет $\sim 30 \cdot 10^6$ Ки ($1,1 \cdot 10^{18}$ расп./с).

Уместно отметить, что количества ОЯТ, подлежащее переработке на радиохимическом заводе для АЭС электрической мощностью 1000 МВт для реакторов ВВЭР составит $20 - 30$ т/год, для реакторов РБМК ~ 50 т/год.

Количество продуктов деления зависит от типа реактора и вида топлива и может составлять до 50% и свежих загруженных. Например, в 1 т выгруженного из реактора ВВЭР-440 содержится ~ 950 кг U^{238} , до 12 кг U^{235} и около $6,5$ делящихся изотопов Pu^{239} и Pu^{241} . Естественно, такие ценные “отходы” необходимо использовать в ЯТЦ.

Составитель: Крайденко Р.И.

В ядерных реакторах используется энергия ΔE , выделяющаяся при делении тяжелых ядер, например, $^{238}\text{U} + n = 2 \text{ осколка деления} + \nu n + \Delta E$.

Нуклид делимый (пороговый) - нуклид, который делится под действием нейтронов, но только в том случае, когда их энергия превышает определенный предел, или порог. К природным делимым нуклидам относятся ^{238}U и ^{235}U (они также называются сырьевыми или воспроизводящими нуклидами)

Нуклид делящийся - нуклид, который способен делиться под действием нейтронов с любой кинетической энергией, в том числе равной нулю. Существует лишь один природный делящийся нуклид. Это изотоп урана ^{235}U . ^{239}Pu и ^{233}U относятся к искусственным (воспроизводимым) делящимся нуклидам.

На каждый акт деления расходуется один нейтрон, тогда как при каждом акте деления урана- ^{238}U в среднем образуется 2-3 нейтрона. Именно поэтому возможна цепная реакция деления (цепная реакция деления в чистом уране- ^{238}U невозможно из-за наличия побочного процесса захвата нейтрона, однако при наличии в уране примеси урана- ^{235}U - изотопа, дающего большее число нейтронов при одном акте распада, - цепная реакция деления становится возможной).

Составитель: Крайденко Р.И.

Основная часть освобождающейся при делении энергии уносится в виде кинетической энергии осколков деления и выделяется при их торможении. При этом указанная энергия распределяется между обоими осколками неравномерно; более легкий осколок, согласно закону сохранения импульса, имеет большую кинетическую энергию. Так, при делении ^{235}U под действием тепловых нейтронов наиболее вероятное значение кинетической энергии легких осколков составляет 105 МэВ, а тяжелых осколков – 70 МэВ.

В зависимости от энергии принято делить нейтроны на группы: тепловые, энергия движения которых соизмерима с энергией теплового движения среды $E < 0.5$ эВ.

замедляющиеся, энергия которых лежит в диапазоне от 0.5 эВ до 2000 эВ.

быстрые $E > 2000$ эВ.

Цепная реакция деления (Chain fission reaction) - последовательность реакции деления ядер тяжелых атомов при взаимодействии их с нейтронами или другими элементарными частицами, в результате которых образуются более легкие ядра, новые нейтроны или другие элементарные частицы и выделяется ядерная энергия.

Цепная ядерная реакция (Chain nuclear reaction) - последовательность ядерных реакций, возбуждаемых частицами (например, нейтронами), рождающимися в каждом акте реакции. В зависимости от среднего числа реакций, следующих за одной предыдущей - меньшего, равного или превосходящего единицу - реакция называется затухающей, самоподдерживающейся или нарастающей.

Составитель: Крайденко Р.И.

Рассмотрим реакцию деления в смеси изотопов урана ^{238}U и ^{235}U .

В отдельных актах деления энергия рождающихся нейтронов может принимать значения от 100 эВ, до 10 МэВ. Средняя энергия около 2 МэВ. Нейтроны с такой энергией, могут разделить изотопы ^{238}U , но 1 нейтрон, вызвавший деление ^{238}U , придется четыре захваченных без деления, а в результате деления возникнет в среднем 2,5 нейтрона, следовательно, коэффициент размножения

$K_{эф} = 5/2.5 = 0.5$ - реакция затухающая. Поэтому при наличии в топливе только одного изотопа ^{238}U осуществить цепную реакцию невозможно.

Ядра некоторых природных изотопов: U_{92} , Pa_{92} , Th_{90} делятся только достаточно быстрыми нейтронами (с энергией выше 1 МэВ). В широком диапазоне энергий сечение деления ^{238}U равно 0,5 барн, что составляет небольшую долю максимально возможного сечения (2,4 барн). Относительная вероятность других процессов в 4 раза выше. Этими процессами являются неупругое рассеяние и радиационный захват. В процессе неупругого рассеяния нейтрон очень быстро (в большинстве случаев за одно соударение) теряет настолько большую часть своей энергии, что она становится меньше порога деления ^{238}U и поддержание цепного процесса за счет этого нейтрона делается невозможным. Так как $4/5$ нейтронов деления выпадает, то цепная реакция на ^{238}U возможна только в том случае, если при делении возникнет по крайней мере пять вторичных нейтронов ($\nu \geq 5$). Но для природного урана $\nu=2,3$, поэтому цепное деление невозможно.

Составитель: Крайденко Р.И.

Природная смесь изотопов урана (99,28% ^{238}U и 0,74% ^{235}U) при любых размерах и форме системы без каких-либо посторонних добавок – всегда подкритическая. Это обусловлено тем, что нейтроны деления, взаимодействуя с ядрами урана-238, с преобладающей вероятностью не вызывают новых актов деления, а испытывают неупругое рассеяние, отчего их энергия становится ниже минимальной, необходимой для деления ^{238}U (1 МэВ). Поэтому развитие цепной ядерной реакции на быстрых нейтронах в природном уране невозможно (при отсутствии замедлителей нейтронов; при наличии замедлителей, например, бериллия, цепная реакция вполне может начаться). Разветвление начинает преобладать над обрывом цепи в природной смеси изотопов урана лишь при малых энергиях нейтронов, близких к энергиям их теплового движения (1/40 эВ при комнатной температуре). При таких энергиях сечение деления ^{235}U столь велико, что деление ^{235}U несмотря на его малое содержание в смеси, оказывается преобладающим процессом. Однако при замедлении, происходящим в процессе столкновения с ядрами урана, вследствие большой массы ядер нейтрон теряет энергию столь малыми порциями, что почти наверняка попадает в такую область энергий, где сечение радиационного захвата нейтронов ядрами ^{238}U имеет ряд резонансных максимумов. Нейтрон с большей вероятностью поглощается и дальше в ядерной цепной реакции не участвует.

Составитель: Крайденко Р.И.

Радиационный захват, ядерная реакция, в которой ядро-мишень поглощает налетающую частицу и испускает гамма-квант (обратна фотоядерной реакции).

Поглотитель нейтронов, вещество, поглощающее нейтроны в активной зоне ядерного реактора для поддержания цепной ядерной реакции на постоянном уровне, либо для ее быстрого прекращения. Для тепловых нейтронов поглотителями являются В, Cd, Sm, Eu и др., для резонансных - ^{238}U .

Нейтроны, рожденные при делении с энергией 2 МэВ, в результате рассеяния теряют свою энергию (замедляются). Чем ниже их энергия, тем больше эффективное сечение деления для изотопа ^{235}U , однако в процессе замедления в какой-то момент времени энергия нейтронов будет находиться в диапазоне 7 эВ - 200 эВ, где сечение захвата для ядер ^{238}U очень сильно возрастает.

Поэтому до тепловой энергии, где вероятность деления ^{235}U максимальна, сможет замедлиться лишь малая часть нейтронов. В естественном уране количество изотопа ^{235}U составляет 0.7 % (остальное - ^{238}U) и для осуществления реакции необходимо провести обогащение урана, т.е. увеличить концентрацию изотопа ^{235}U таким образом, чтобы нейтроны после рождения сталкивались с ядрами ^{235}U чаще, чем с ядрами ^{238}U . В этом случае можно осуществить цепную реакцию деления на быстрых нейтронах.

Составитель: Крайденко Р.И.

Другим способом реализации реакции деления в уране является использование замедлителя, например воды. Если нейтрон после рождения столкнется с ядром водорода, то он сбросит часть своей энергии, после нескольких столкновений (около 14) его энергия снизится до уровня тепловой, где вероятность деления ^{235}U максимальна. В этом случае мы можем получить цепную реакцию в смеси изотопов урана с меньшим обогащением по ^{235}U .

Под процессом рассеяния понимают такие ядерные реакции, в которых нуклид и бомбардирующая частица остаются без изменений, но изменяется их энергия. Различают упругое рассеяние, когда суммарная кинетическая энергия ядра и частицы сохраняется, и неупругое рассеяние, при котором часть кинетической энергии бомбардирующей частицы затрачивается на перевод ядра в возбужденное состояние, из которого ядро возвращается в основное состояние путем эмиссии γ - квантов.

При делении тяжелых ядер под действием тепловых нейтронов на каждый поглощенный нейтрон образуется 2 - 3 нейтрона. Эти вторичные нейтроны (нейтроны деления), энергетический спектр которых лежит в области 0 - 10 МэВ имеют среднюю энергию 1,5 - 2 МэВ. Поскольку реакция деления основного компонента топлива урана-235 является беспороговой (т.е. идет при любой энергии нейтрона), и поскольку сечение реакции деления урана-235 нейтроном (т.е. вероятность взаимодействия нейтрона с ураном) падает с ростом энергии нейтрона, то для осуществления беспороговой реакции деления на ^{235}U нейтроны надо замедлять, используя процессы рассеяния на легких ядрах.

Составитель: Крайденко Р.И.

Для осуществления ядерной цепной реакции на медленных нейтронах используются ядерные реакторы, в которых природный или обогащенный изотопом ^{235}U уран помещают в замедлителе (воде, тяжелой воде, графите) в виде отдельных блоков или равномерно распределяя его по объему. При столкновении с легкими ядрами замедлителя нейтроны теряют энергию гораздо большими порциями, чем при столкновении с ядрами урана. Поэтому в присутствии замедлителя вероятность, что нейтрон деления в ходе замедления до тепловых энергий избежит радиационного захвата ядрами ^{235}U , гораздо больше. Замедлители как бы доставляют нейтроны в тепловую область в обход “опасной” области резонансных максимумов в сечении радиационного захвата нейтронов ураном-238.

Замедлитель (Moderator) - вещество с малой атомной массой, служащее для замедления, образующихся при делении ядер нуклидов, нейтронов с высокой энергией (0,5-10 МэВ) до тепловых энергий (менее 1 эВ).

(Т.е. вещество в активной зоне ядерного реактора, служащее для уменьшения кинетической энергии быстрых нейтронов до величин энергии тепловых нейтронов, которые вызывают деление ядер урана-235, урана-233 и плутония-239.) Наиболее распространенные замедлители нейтронов - графит, обычная вода, тяжелая вода и бериллий, которые слабо поглощают тепловые нейтроны. В реакторах на быстрых нейтронах, в которых для деления используются нейтроны деления большой энергии, замедлитель отсутствует.

Составитель: Крайденко Р.И.

Коэффициент размножения - важнейшая характеристика цепной реакции деления, показывающая отношение числа нейтронов данного поколения к числу нейтронов предыдущего поколения в бесконечной среде. Часто используется и другое определение коэффициента размножения - отношение скоростей генерации и поглощения нейтронов.

Коэффициент размножения эффективный (коэффициент критичности) - отношение числа нейтронов данного поколения к числу нейтронов предыдущего поколения в реакторе. Он определяет динамику цепной ядерной реакции: при $k=1$ реакция идет с постоянной скоростью, при $k>1$ ускоряется, при $k<1$ затухает.

Состояние реактора, при котором эффективный коэффициент размножения $K_{эфф}=1$ называется критическим. Состояния с $K_{эфф}>1$ и $K_{эфф}<1$ называются соответственно надкритическим и подкритическим.

Самоподдерживающаяся цепная реакция деления - цепная реакция в среде, для которой коэффициент размножения больше или равен единице.

Необходимым условием для осуществления практической реализации цепной реакции деления, является наличие критической массы делящейся среды. Однако это не единственное условие. Получив критическую массу делящегося вещества, мы можем получить атомную бомбу, вместо атомной станции, если не сможем управлять цепной реакцией деления.

Процесс управления цепной реакцией сводится, в конечном счете, к изменению коэффициента размножения $K_{эфф}$.

Коэффициент размножения нейтронов $K_{эфф}$ равен разности количества нейтронов образующихся в одном акте деления и количества нейтронов, потерянных или за счет поглощения, не приводящего к делению, или за счет ухода за пределы массы делящегося вещества. Параметр $K_{эфф}$ соответствует количеству актов деления, которое вызывает распад одного ядра. Этот коэффициент определяет возможность осуществления цепной реакции деления и скорость выделения энергии в ходе этой реакции.

$K_{эфф}$ зависит как от свойств делящихся ядер, таких как количество вторичных нейтронов, сечения реакций деления и захвата, так и от внешних факторов, определяющих потери нейтронов вызванные их уходом за пределы массы делящегося вещества. Вероятность ухода нейтронов определяется геометрической формой образца и увеличивается с увеличением площади его поверхности. Вероятность захвата нейтрона пропорциональна концентрации ядер делящегося вещества и длине пути, который нейтрон проходит в образце.

Составитель: Крайденко Р.И.

Реактивность - параметр, используемый для определения состояния реактора. Это мера возможного отклонения от условий критичности. При работе реактора изменение реактивности происходит в результате изменения температуры ядерного топлива и теплоносителя, выгорания ядерного топлива и образования продуктов деления, активно поглощающих нейтроны. Изменение реактивности при эксплуатации ядерного реактора компенсируется вводом и выводом поглотителей нейтронов.

Реактивность это отклонение коэффициента размножения от единицы отнесенное к коэффициенту размножения.

Выполнение условия $K_{эфф} > 1$, необходимого для пуска реактора, и дальнейшее управление работой реактора обеспечивается изменением доли нейтронов, поглощаемой ураном, путем вывода или ввода в систему управляющих стержней, содержащих поглотители тепловых нейтронов.

Поглощающий элемент (Absorber element) - элемент ядерного реактора, содержащий материалы - поглотители нейтронов и предназначенный для управления реактивностью реактора.

Возможность управления реактором характеризуется скоростью увеличения (уменьшения) мощности. Скорость должна быть такова, чтобы системы и механизмы управления успевали реагировать на это изменение. Для определения управляемости реактора введена величина периода реактора.

Составитель: Крайденко Р.И.

Реактивность (Reactivity) - параметр, используемый для определения состояния реактора, равный: $\rho = (K_{эфф} - 1) / K_{эфф}$ где, $K_{эфф}$ - эффективный коэффициент размножения. Это мера возможного отклонения от условий критичности. При работе реактора изменение реактивности происходит в результате изменения температуры ядерного топлива и теплоносителя, выгорания ядерного топлива и образования продуктов деления, активно поглощающих нейтроны. Изменение реактивности при эксплуатации ядерного реактора компенсируется вводом и выводом поглотителей нейтронов. Надкритическому состоянию реактора соответствует $\rho > 0$ и подкритическому - $\rho < 0$.

В физике ядерного реактора эффекты реактивности принято подразделять на следующие типы:

Температурный эффект - разность реактивности в горячем и холодном состоянии. В температурный эффект значительный вклад вносит плотностной эффект - изменение при нагреве плотности замедлителя или теплоносителя (в единице объема уменьшается количество ядер замедлителя). При нагреве топлива наблюдается доплеровский эффект - увеличение диапазона энергий нейтрона при которых происходит резонансный захват на ядрах ^{238}U . Влияние температуры реактора на его реактивность называют температурными эффектами. Они характеризуются температурным коэффициентом α , который показывает изменение реактивности при нагревании реактора на 1 °С.

Составитель: Крайденко Р.И.

Коэффициент реактивности температурный - определяется как приращение реактивности, соответствующее изменению температуры всех материалов реактора на 1°C . Увеличение температуры приводит к расширению материалов, из-за чего изменяются соотношения между массовыми и объемными долями компонентов реактора и увеличиваются размеры активной зоны и реактора в целом. Кроме того, при этом повышаются скорости движения атомов и существенно уширяются резонансы в зависимостях сечения поглощения от энергии для тяжелых ядер. Все эти температурные эффекты вызывают изменение эффективного коэффициента размножения (реактивности).

Мощностной эффект - изменение реактивности при изменении мощности реактора. При изменении мощности происходит изменение теплового потока от топлива к теплоносителю и изменяется температура топлива. При этом так же наблюдается доплеровский эффект. При росте мощности увеличивается количество пузырьков пара в кипящем теплоносителе. Если в реакторе вода является одновременно замедлителем и теплоносителем, то замедление нейтронов ухудшается - отрицательный паровой эффект. В реакторе РБМК при увеличении количества пара в воде снижается поглощение нейтронов на ядрах водорода, и количество нейтронов увеличивается, а изменение в замедлении незначительно, поскольку основной замедлитель графит - возникает положительный паровой эффект.

Составитель: Крайденко Р.И.

Коэффициент реактивности мощностной - определяется как изменение реактивности, вызванное изменением мощности на единицу.

Определенный таким образом коэффициент не учитывает динамику переходного процесса, которая важна для безопасности реактора. Изменения температуры различных материалов (особенно при быстром изменении мощности) происходят не одновременно и с разными скоростями. Сразу после скачка мощности (практически мгновенно) изменяется лишь температура топлива, потому что именно в топливе выделяется, основная часть энергии деления. Влияние мощности на температуру других компонентов происходит с существенным запаздыванием. Наибольший эффект запаздывания присущ замедлителю из-за его большой массы и теплоемкости.

Коэффициент реактивности паровой - коэффициент реактивности, зависящий непосредственно от мощности реактора, а не от температуры. По определению он равен изменению реактивности вследствие единичного изменения паросодержания. Количество пара в активной зоне зависит от мощности реактора и изменяется практически при неизменной температуре теплоносителя. Естественно, что проявляется данный эффект лишь после того, как температура теплоносителя становится равной температуре насыщения.

Составитель: Крайденко Р.И.

Коэффициент воспроизводства (Breeding ratio) - отношение числа ядер образовавшегося топлива к числу ядер выгоревшего делящегося топлива. Реакторы на быстрых нейтронах характеризуются расширенным воспроизводством вторичного ядерного топлива, т.е. в них накапливается ядерного топлива больше, чем расходуется.

Коэффициент конверсии (Conversion ratio) - отношение числа ядер нового делящегося материала, образующегося в процессе конверсии (воспроизводства), к числу разделившихся ядер исходного делящегося материала. Большинство тепловых реакторов имеют коэффициент конверсии 0,5-0,9 и поэтому являются потребителями делящихся материалов. В реакторах - размножителях коэффициент конверсии превышает 1 (1,15-1,30).

Воспроизводство (Breeding) - размножение делящегося вторичного топлива из сырьевого (воспроизводящего) материала, т.е. ядерное превращение воспроизводящего материала в делящийся. В ядерном реакторе нейтроны, образующиеся цепной реакции деления, расходуются не только на ее поддержание, но и поглощаются ураном-238 или торием-232 с образованием делящихся нуклидов (например, плутония-239 или урана-233). Вторичным делящимся топливом считают Pu-239 и U-233, материалом воспроизводства - U-238 и Th-232.

Составитель: Крайденко Р.И.

Воспроизводящий материал (Fertile material) - материал, содержащий один или несколько воспроизводящих нуклидов.

Воспроизводящий нуклид (Fertile nuclide) - нуклид, способный прямо или косвенно превращаться в делящийся нуклид за счет захвата нейтронов. В природе существуют два воспроизводящих нуклида – уран-238 и торий-232.

Время удвоения (Doubling time) - время, в течение которого количество делящегося материала, первоначально загруженного в реактор, удваивается в процессе расширенного воспроизводства. (для реактора-размножителя)

Вторичное ядерное топливо (Secondary nuclear fuel) - к вторичному ядерному топливу относят плутоний-239 и уран-233, образующиеся в ядерных реакторах соответственно из урана-238 и тория-232 при поглощении нейтронов. Вторичное ядерное топливо является перспективным источником ядерной энергии.

Выгорание ядерного топлива (Nuclear fuel burnup) - снижение концентрации любого нуклида в ядерном топливе, вследствие ядерных превращений этого нуклида при работе реактора.

Составитель: Крайденко Р.И.

В результате деления ядер урана, после цепочек распада радионуклидов, образуется целый спектр различных ядер некоторые из них, особенно изотоп ксенона ^{135}Xe и изотоп самария ^{149}Sm сильно поглощают нейтроны. Уменьшение коэффициента размножения при накоплении в реакторе изотопов поглощающих нейтроны называется эффектом отравления реактора.

Накопление поглощающих ядер в активной зоне отрицательно влияет на реактивность. Все осколки деления и их продукты распада подразделяют на две группы:

1. Ядра с высоким сечением поглощения нейтронов.
2. Все остальные.

Поглощение нейтронов ядрами первой группы называют отравлением, а поглощение нейтронов ядрами второй группы – шлакованием реактора.

^{135}Xe образуется путем радиоактивного распада первичных осколков деления (из иода-135). Выход ^{135}I составляет 5 - 6% числа всех разделившихся атомов. Во время работы реактора с большим нейтронным потоком количество находящегося в нем ^{135}Xe сохраняется на относительно низком уровне, т.е. интенсивность процесса поглощения пропорциональна величине нейтронного потока. С остановкой реактора этот процесс сжигания ксенона прекращается, и количество ^{135}Xe начинает расти, поскольку ^{135}I продолжает распадаться. Поэтому концентрация ^{135}Xe в ядерном топливе может значительно увеличиться даже после остановки реактора (происходит отравление реактора), вследствие чего реактор в течение некоторого времени после остановки не может быть пущен вновь. Это явление получило название «иодной ямы».

Составитель: Крайденко Р.И.

Излучение электромагнитное - процесс образования свободного электромагнитного поля; излучением называют также само свободное электромагнитное поле. Излучают ускоренно движущиеся заряженные частицы (напр., тормозное излучение, синхротронное излучение, излучение переменных диполя, квадруполь и мультиполей высшего порядков). Атом и другие атомные системы излучают при квантовых переходах из возбужденных состояний в состояния с меньшей энергией.

Ионизирующее излучение – поток заряженных (альфа частицы, электроны, позитроны, протоны и т.п.) или нейтральных (нейтроны и т.п.) частиц и квантов электромагнитного излучения (рентгеновское и гамма - излучение), прохождение которых через вещество приводит к ионизации и возбуждению атомов или молекул среды.

Запаздывающее излучение: частицы, излучаемые продуктами распада, в отличии от частиц (нейтронов и гамма - лучей), возникающих непосредственно в момент деления.

Первичное ионизирующее излучение - ионизирующее излучение, состоящее из заряженных частиц, имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации при столкновении. (Непосредственно ионизирующее излучение может состоять из электронов, протонов, альфа-частиц и др.)

Составитель: Крайденко Р.И.

Вторичное ионизирующее излучение: ионизирующее излучение, возникающее в результате взаимодействия первичного ионизирующего излучения с рассматриваемой средой Косвенно ионизирующее излучение - ионизирующее излучение, состоящее из заряженных частиц, имеющих кинетическую энергию, достаточную для ионизации при столкновении. (Косвенно ионизирующее излучение может состоять из нейтронов, фотонов и др.).

Сам по себе термин «излучение» охватывает диапазон электромагнитных волн, включая видимый спектр, инфракрасную и ультрафиолетовую области, а также радиоволны, электрический ток и ионизирующее излучение. Термин «ионизирующее излучение» означает вид излучения, который изменяет физическое состояние атомов или атомных ядер, превращая их в электрически заряженные ионы или продукты ядерных реакций.

Различают корпускулярное излучение, состоящее из частиц с массой отличной от нуля, и электромагнитное (фотонное) излучение.

К корпускулярному ионизирующему излучению относят альфа-излучение, электронное, протонное, нейтронное и мезонное излучения. Корпускулярное излучение, состоящее из потока заряженных частиц (α -, β -частиц, протонов, электронов), кинетическая энергия которых достаточна для ионизации атомов при столкновении, относится к классу непосредственно ионизирующего излучения. Нейтроны и другие элементарные частицы непосредственно не производят ионизацию, но в процессе взаимодействия со средой высвобождают заряженные частицы (электроны, протоны), способные ионизировать атомы и молекулы среды, через которую проходят. Соответственно, корпускулярное излучение, состоящее из потока незаряженных частиц, называют косвенно ионизирующим излучением.

Альфа-частицы (α - частицы) - ядра атома гелия, испускаемые при α -распаде некоторыми радиоактивными атомами. α - частица состоит из двух протонов и двух нейтронов.

Естественное альфа-излучение как результат радиоактивного распада ядра, характерно для неустойчивых ядер тяжелых элементов, начиная с атомного номера более 83, т.е. Для естественных радионуклидов рядов урана, и тория, а также, для полученных искусственным путем трансурановых элементов. Возможность α -распада связана с тем, что масса (а, значит, и суммарная энергия ионов) α -радиоактивного ядра больше суммы масс α -частицы и образующегося после α -распада дочернего ядра. Избыток энергии исходного (материнского) ядра освобождается в форме кинетической энергии α -частицы и отдачи дочернего ядра. α -частицы представляют собой положительно заряженные ядра гелия - ${}^4_2\text{He}$ и вылетают из ядра со скоростью 15-20 тыс. км/сек. На своем пути они производят сильную ионизацию среды, вырывая электроны из орбит атомов. Пробег α -частиц в воздухе порядка 5-8 см, в воде – 30-50 микрон (одна миллионная доля метра), в металлах - 10-20 микрон. При ионизации α -лучами наблюдаются химические изменения вещества, и нарушается кристаллическая структура твердых тел. Так как между α -частицей и ядром существует электростатическое отталкивание, вероятность ядерных реакций под действием α -частиц природных радионуклидов (максимальная энергия 8,78 МэВ у ${}^{214}\text{Po}$) очень мала, и наблюдается лишь на легких ядрах (Li, Be, B, C, N, Na, Al) с образованием радиоактивных изотопов и свободных нейтронов.

Составитель: Крайденко Р.И.

Протонное излучение – излучение, образующееся в процессе самопроизвольного распада нейтронно-дефицитных атомных ядер или как выходной пучок ионного ускорителя (например, синхрофазотрона).

Нейтроны образуются в ядерных реакциях (в ядерных реакторах и в других промышленных и лабораторных установках, а также при ядерных взрывах). Различают тепловые и быстрые нейтроны. Иногда используются нейтроны с промежуточными энергиями.

Электронное излучение - пучок электронов на выходе электронного ускорителя или электронной пушки. Характеризуется средней энергией излучения и дисперсией (разбросом), а также шириной пучка. Специальными мерами можно получить моноэнергетический узкий пучок высокоэнергетических электронов.

Бета частицы (β - частицы): электроны и позитроны, испускаемые ядрами атомов при β – распаде.

Бета-излучение - это электроны или позитроны, которые образуются при β -распаде различных элементов от самых легких (нейтрон) до самых тяжелых.

Бета-излучение является самым распространенным типом радиоактивного распада ядер, особенно для искусственных радионуклидов. β - частицы (как электроны, так и позитроны), взаимодействуют с электронами атомных оболочек и, передавая им часть своей энергии, могут вырывать их с орбит; при этом образуется положительный ион и свободный электрон.

Так как скорость β - частиц значительно выше скорости α - частиц, они реже взаимодействуют с атомами среды и плотность ионизации на единицу пробега у них в сотни раз ниже, чем у α -частиц, а пробег в воздухе достигает 10 м (у естественных β - излучателей). В мягкой ткани пробег может достигать 10-12 мм.

Космические лучи – поток стабильных частиц высоких энергий (от 1 до 10^{12} ГэВ), приходящих на Землю из мирового пространства (первичное излучение), а также рожденное этими частицами при взаимодействиях с атомными ядрами атмосферы вторичное излучение, в состав которого входят все известные элементарные частицы. Первичные космические лучи состоят главным образом из протонов (90%), α -частиц (7%), других атомных ядер, вплоть до самых тяжелых, и небольшого количества электронов, позитронов и фотонов большей энергии. Важным компонентом космического излучения является нейтрино. Первичное космическое излучение изотропно в пространстве и неизменно во времени. Подавляющая часть первичных космических лучей приходит на Землю из Галактики и лишь небольшая их часть связана с активностью Солнца. Поток космических лучей у поверхности земли равен примерно 1 частица/см² в одну секунду.

Рентгеновское излучение космическое – это электромагнитное излучение космических тел в диапазоне энергий фотонов от 100 эВ до 10⁵ эВ. Существуют дискретные источники и диффузный фон космического рентгеновского излучения.

Составитель: Крайденко Р.И.

Электромагнитное излучение имеет широкий спектр энергий и различные источники: гамма-излучение атомных ядер и тормозное излучение ускоренных электронов, радиоволны.

Энергия, эВ	Длина волны, м	Частота, Гц	Источник излучения
10^9	10^{-16}	10^{24}	Тормозное излучение
10^5	10^{-12}	10^{20}	Гамма излучение ядер
10^3	10^{-10}	10^{18}	Рентгеновское излучение
10	10^{-8}	10^{16}	Ультрафиолетовое излучение
10^{-1}	10^{-6}	10^{14}	Видимый свет
10^{-3}	10^{-4}	10^{12}	Инфракрасное излучение
10^{-5}	10^{-2}	10^{10}	Микроволновое излучение
10^{-7}	1	10^8	СВЧ
10^{-9}	10^2	10^6	Радиоволны ВЧ
10^{-11}	10^4	10^4	Радиоволны НЧ

Составитель: Крайденко Р.И.

Фотон - элементарная частица энергии, обладающая как свойствами частицы, так и волны: фотон не имеет заряда и массы, но обладает импульсом. Энергия света, рентгеновских лучей, гамма - лучей и т.д. переносится фотонами.

Фотонное излучение - излучение, возникающее при изменении энергетического состояния атомных ядер или при аннигиляции частиц. К фотонному ионизирующему излучению относятся гамма-излучение, возникающее при изменении энергетического состояния атомных ядер или аннигиляции частиц; тормозное излучение, возникающее при уменьшении кинетической энергии заряженных частиц; характеристическое излучение с дискретным энергетическим спектром, возникающее при изменении энергетического состояния электронов атома; рентгеновское излучение, состоящее из тормозного и/или характеристического излучений.

Рентгеновские лучи - вид электромагнитного излучения, подобный свету (но невидимые глазом), но имеющий меньшую длину волны и способный проникать через твердые тела. Длина волны 10^{-3} - 100 нм. Энергетический диапазон от 100 эВ до 0,1 МэВ.

Характеристическое рентгеновское излучение - электромагнитное излучение, испускаемое при переходах электронов с внешних электронных оболочек атома на внутренние (характеристический спектр). Характеристический спектр - линейчатый рентгеновский спектр, возникающий при переходах электронов верхних оболочек атома на более близко расположенные к ядру К-, L-, M-, N - оболочки.

Составитель: Крайденко Р.И.

Частоты линий характеристического спектра химических элементов подчиняется закону Мозли.

Закон Мозли – линейная зависимость квадратного корня из частоты характеристического рентгеновского излучения от атомного номера химического элемента. Установлен экспериментально Г.Мозли в 1913 году. Закон Мозли – основа рентгеновского спектрального анализа.

Тормозное рентгеновское излучение (рентгеновские лучи) с непрерывным энергетическим спектром – коротковолновое электромагнитное (фотонное) излучение. Диапазон частот, $3 \cdot 10^{16}$ – $3 \cdot 10^{19}$ Гц, диапазон длин волн 10^{-8} – 10^{-12} м. Образуется при уменьшении кинетической энергии (торможении, рассеянии) быстрых заряженных частиц, например, при торможении в кулоновском поле ускоренных электронов. Существенно для легких частиц электронов и позитронов. Спектр тормозного излучения непрерывен, максимальная энергия равна начальной энергии частицы. При больших энергиях тормозящихся заряженных частиц, тормозное рентгеновское излучение переходит в энергетический диапазон γ – излучения.

Гамма-излучение (γ -излучение) – коротковолновое электромагнитное излучение, возникающее при распаде радиоактивных ядер и элементарных частиц, взаимодействии быстрых заряженных частиц с веществом, аннигиляции электронно-позитронных пар и др.

Составитель: Крайденко Р.И.

Гамма - излучение обладает чрезвычайно малой длиной волны ($\lambda < 10^{-8}$ см) и вследствие этого ярко выраженными корпускулярными свойствами, т.е. ведет себя подобно потоку частиц – гамма квантов, или фотонов, с энергией $h\nu$ (ν – частота излучения, h – Планка постоянная). Диапазон частот, $3 \cdot 10^{19} - 3 \cdot 10^{21}$ Гц, диапазон длин волн, $10^{-11} - 10^{-13}$ м, основной диапазон энергий для природных нуклидов 0,1 – 2 МэВ.

Гамма-излучение, сопровождающее распад радиоактивных ядер, испускается при переходах ядра из более возбужденного энергетического состояния в менее возбужденное или в основное. Энергия γ – кванта равна разности энергий $\Delta\varepsilon$ состояний, между которыми происходит переход.

Испускание ядром γ -кванта не влечет за собой изменения атомного номера или массового числа, в отличие от других видов радиоактивных превращений.

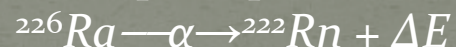
Изучение спектров γ -излучения позволяет установить энергии возбужденных состояний ядер. γ -кванты с большими энергиями испускаются при распадах некоторых элементарных частиц. Гамма-излучение, образующееся при прохождении быстрых заряженных частиц через вещество, вызывается их торможением в кулоновском поле атомных ядер вещества.

Проходя через среду, гамма-излучение ослабляется по экспоненциальному закону, т.е. никогда не поглощается полностью. В этом его отличие от корпускулярного (альфа, бета, нейтронного) излучения. Ионизация, проводимая γ - квантами в среде, примерно в 100 раз ниже ионизации β - частицами.

Составитель: Крайденко Р.И.

Запасенная ядерная энергия может быть выделена в ходе следующих процессов:

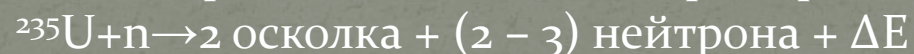
- при радиоактивном распаде, например



- при синтезе тяжелых ядер из легких, например



- при делении тяжелых ядер на более лёгкие, например



Реакции синтеза и деления ядер имеют цепной характер.

Энергия ΔE , выделяющаяся при протекании ядерной реакции, определяется разностью масс начальных и конечных продуктов (дефектом массы). Масса, равная 1 а.е.м., соответствует энергии 931,5 МэВ, т.е. почти 1 ГэВ. Выделение ядерной энергии возможно как при синтезе легких ядер, так и при делении тяжелых.

В практической энергетике удалось реализовать первый и третий процесс, ведется интенсивные поиски осуществления в контролируемых условиях второго процесса – термоядерного синтеза.

Изотопы для атомных батарей

Поглощение излучения, испускаемого радионуклидами в самом образце, приводит к тому, что образец нагревается. На этом основан принцип действия изотопных источников тепла и тока (изотопных батарей). В изотопных (атомных) батареях тепловая энергия превращается в электрическую энергию путем термоэлектрического преобразователя; при этом коэффициент полезного действия составляет 3 – 5%.

Радионуклидный источник энергии - источник энергии, основанный на превращении кинетической энергии, выделяющейся при распаде ядер радионуклидов, в тепловую; преобразование тепловой энергии в электрическую осуществляется с помощью термоэлектрических генераторов. Применяется в космических энергоустановках малой мощности.

Ядерная батарея (атомная батарея), блок источников электрического тока, работающих на энергии распада радиоактивных элементов (^{90}Sr , ^{137}Cs). Мощность от нескольких Вт до нескольких сотен Вт. Миниатюрный автономный источник электроэнергии на космических летательных аппаратах, маяках и бакенах, в мобильных телефонах, стимуляторах сердечной деятельности, слуховых аппаратах и

часах, а также в системах регенерации воды, установленных на космических аппаратах. Атомные батареи занимают небольшой объем, не нуждаются в уходе и надежны даже в экстремальных условиях.

Составитель: Крайденко Р.И.

Полониевая батарея.

Полоний-210 - практически чистый альфа-излучатель. Распад полония сопровождается гамма-излучением слабой интенсивности. В связи с относительно небольшим периодом полураспада при использовании полония-210 в изделиях практически не возникает проблемы долговременного хранения радиоактивных отходов. Так, источник на основе полония-210 с тепловой мощностью 10 Вт через 12 лет будет иметь активность $< 0,1$ микро Ки, что по санитарным правилам РФ уже не превышает уровень радиоактивности источников, для работы с которыми требуется разрешение Государственного санитарного надзора. При разбавлении этой активности в 10 кг инертного вещества полученный материал уже не является радиоактивными отходами. Радиоизотопные источники тепла на полонии-210 были успешно использованы в четырех космических аппаратах: в первых двух типа «Космос» - для электропитания бортовой аппаратуры, а на «Луноходах» - в качестве источников тепла для поддержания нормального температурного режима в приборном отсеке в период «лунной ночи».

В СССР первая экспериментальная модель термоэлектрического генератора «Л-106» с радиоизотопным источником тепла (РИТ), содержание полония-210 в котором составило 1850 кюри, была создана в марте 1962. Вторая экспериментальная модель термоэлектрического генератора на основе полония-210 «Лимон-1» построена в 1963.

Составитель: Крайденко Р.И.

Прометиевая батарея. В прометиевой атомной батарее происходит ионизация β -излучением прометия пограничного слоя полупроводника, в результате чего возникает электрический ток. Такое явление называют бетавольтэффектом. Оксид прометия-147 массой в 24 г, запрессованный под давлением в платиновую капсулу, дает энергию в 8 Вт. В современной модификации прометиевой батареи реализовано двукратное преобразование энергии. Сначала излучение прометия заставляет светиться специальный люминесцирующий состав (фосфор), а эта световая энергия преобразуется в электрическую в кремниевом фотоэлементе. На одну батарейку расходуется всего 5 мг окиси прометия-147. Особенность прометия-147 в том, что он практически не дает гамма-лучей, а дает лишь мягкое бета-излучение, задерживаемое даже тонким слоем фосфора и корпусом батарей. Длительность работы такой батареи ограничена лишь периодом полураспада изотопа (2,6 года).

Плутониевая батарея. Батарея с 4 кг $^{238}\text{PuO}_2$ при тепловой мощности 1480 Вт имеет электрическую мощность 60 Вт и рассчитана на работу в течение 10 лет.

При выборе типа термоионных изотопных батарей для конкретного аппарата следует руководствоваться их назначением. Если желательны долгоживущие источники энергии, например, для измерительных или запускаемых в космос приборов, для снабжения током светящихся буев и автоматических метеостанций, то предпочтителен плутоний-238. Если же, напротив, требуется на короткое время выработка больших количеств энергии, то выгоднее батарея из кюрия-242.

Составитель: Крайденко Р.И.

Классификация реакторов

Реакторы различаются :

1. По характеру использования (тепловой ,исследовательский и т.д.)
 2. По спектру нейтронов (на «тепловых», «быстрых», промежуточных)
 3. По типу активной зоны (гетерогенный, гомогенный)
- Все остальные свойства являются следствием этих трех параметров.

Классификация МАГАТЭ

BWR (boiling water reactor) — Кипящий ядерный реактор

FBR (fast breeder reactor) — Реактор на быстрых нейтронах (БН-600)

GCR (gas-cooled reactor) — (advanced gas-cooled reactor (AGR))

LWR (light water reactor) — Легководный реактор (ВВЭР)

LWGR (light water graphite reactor) — Графито-водный ядерный реактор (РБМК)

PHWR (pressurised heavy water reactor) — Тяжеловодный ядерный реактор (CANDU)

PWR (pressurized water reactors) — Реактор с водой под давлением (реактор со сжатой водой (иногда неправильно, Р. на сжатой воде))

Составитель: Крайденко Р.И.

ТИПЫ АТОМНЫХ РЕАКТОРОВ

В настоящее время основной промышленный способ утилизации ядерной энергии в мирных целях основан на цепной самоподдерживающейся реакции деления некоторых изотопов урана или плутония под действием нейтронов. На практике перевод ядерной энергии в тепловую проводят на устройствах, называемых ядерными реакторами.

Ядерный (атомный) реактор - устройство, в активной зоне которого осуществляется контролируемая самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер некоторых тяжелых элементов под действием нейтронов. Эта реакция представляет собой самоподдерживающийся процесс деления ядер изотопов урана (или делящихся изотопов других элементов) под действием элементарных частиц - нейтронов, которые благодаря отсутствию электрического заряда легко проникают в атомные ядра.

Основные типы энергетических ядерных реакторов:

-электрические ядерные реакторы АЭС (используются для выработки тепловой энергии, преобразующейся с помощью турбогенераторов в электрическую)

-электрэнергетические (термоэлектрические или термоэмиссионные) ядерные реакторы (с безмашинным преобразованием тепловой энергии в электрическую);

-высокотемпературные теплоэнергетические ядерные реакторы (производят высокопотенциальную тепловую энергию, непосредственно используемую в химической или металлургической промышленности для осуществления различных химических реакций, опреснения морской воды или получения энергоносителей, например, водорода);

-теплоэнергетические ядерные реакторы (производят тепловую энергию на атомных станциях теплоснабжения, предназначены для промышленной и бытовой теплофикации).

К энергетическим реакторам относятся также судовые, или транспортные ядерные реакторы; реакторы ядерных ракетных двигателей; двухцелевые электрэнергетические реакторы - размножители, вырабатывающие тепловую энергию и ядерные материалы, которые могут быть использованы для производства нового ядерного топлива; термоэмиссионные реакторы - преобразователи космических ядерно-энергетических установок (в том числе - генерирующих лазерное излучение).

Составитель: Крайденко Р.И.

Основные типы ядерных реакторов для получения различных видов излучения:

-исследовательские ядерные реакторы (служат источниками нейтронного и гамма-излучения для научных и технических целей, в частности облучения реакторных материалов - материаловедческие реакторы

-промышленные ядерные реакторы (используются для производства делящегося плутония и радиоактивных изотопов)

-облучательные ядерные реакторы (предназначены для обработки материалов нейтронным или гамма-излучением в целях улучшения их свойств)

-хемоядерные реакторы, использующие излучение для ускорения химических реакций -реакторы-источники нейтронов для активационного анализа нуклидного состава материалов -реакторы для биомедицинских целей и обработки пищевых продуктов

-импульсные реакторы-гамма-лазеры, в которых энергия излучения, включая энергию осколков деления, используется для накачки энергии в активное вещество лазеров.

По физическим признакам различают реакторы на тепловых и быстрых нейтронах; реакторы уранового, плутониевого или ториевого цикла; реакторы – размножители (бридеры).

Техническая классификация проводится по признакам:

-вид теплоносителя и замедлителя (водяные тепловые ядерные реакторы с легководным, тяжеловодным или графитовым замедлителем, реакторы на быстрых нейтронах с натриевым или гелиевым теплоносителем, реакторы с органическим теплоносителем и замедлителем)

-агрегатное состояние водного теплоносителя (водо-водяные энергетические реакторы с водой под давлением, газовые реакторы, пароохлаждаемые реакторы на быстрых нейтронах)

-элемент, в котором создается давление теплоносителя (корпусные, канальные, канально-корпусные ядерные реакторы)

-число контуров теплоносителя (реакторы однокорпусные, с прямым паром или газотурбинным циклом, двухкорпусные с парогенератором и трехкорпусные - с промежуточным контуром, отделяющим первый реакторный контур от паросилового контура)

-структура и форма активной зоны (гетерогенные и гомогенные ядерные реакторы с активными зонами в форме цилиндра, параллелепипеда или сферы)

-время действия (ядерные реакторы непрерывного действия, импульсные, прерывистого действия).

Составитель: Крайденко Р.И.

ABWR- advanced boiling water reactor (усовершенствованный ядерный реактор кипящего типа)

AGR- advanced gas-cooled reactor (усовершенствованный газоохлаждаемый ядерный реактор)

BWR- boiling water reactor (ядерный реактор кипящего типа)

FBR- fast breeder reactor (ядерный реактор-размножитель на быстрых нейтронах)

GCR- gas-cooled reactor (газоохлаждаемый ядерный реактор)

HWLWR - heavy-water moderated boiling light-water-cooled reactor (ядерный реактор с тяжеловодным замедлителем и водным теплоносителем кипящего типа)

LWCGR- light-water-cooled graphite-moderated reactor (водоохлаждаемый ядерный реактор с графитовым замедлителем)

PHWR- pressurized moderated and cooled reactor (ядерный реактор с тяжеловодным замедлителем и теплоносителем под давлением).

PWR- pressurized water reactor (корпусной водо-водяной энергетический реактор)

SGHWR-steam generating heavy water reactor (парогенерирующий тяжеловодный ядерный реактор).

В большинстве энергетических реакторов в качестве теплоносителя используется вода, либо под давлением, либо кипящая.

Реактор с водой под давлением. В таких реакторах замедлителем и теплоносителем служит вода. Нагретая вода перекачивается под давлением в теплообменник, где тепло передается воде второго контура, в котором вырабатывается пар, вращающий турбину.

Кипящий реактор. В таком реакторе кипение воды происходит непосредственно в активной зоне реактора и образующийся пар поступает в турбину. В большинстве кипящих реакторов вода используется и как замедлитель, но иногда применяется графитовый замедлитель.

Реактор с жидкометаллическим охлаждением. В таком реакторе для переноса теплоты, выделяющейся в процессе деления в реакторе, используется жидкий металл, циркулирующий по трубам. Почти во всех реакторах этого типа теплоносителем служит натрий. Пар, образующийся на другой стороне труб первого контура, подается на обычную турбину. В реакторе с жидкометаллическим охлаждением могут использоваться нейтроны со сравнительно высокой энергией (реактор на быстрых нейтронах) либо нейтроны, замедленные в графите или оксиде бериллия. В качестве реакторов-размножителей более предпочтительны реакторы на быстрых нейтронах с жидкометаллическим охлаждением, поскольку в этом случае отсутствуют потери нейтронов, связанные с замедлением.

Составитель: Крайденко Р.И.

Газоохлаждаемый реактор. В таком реакторе теплота, выделяющаяся в процессе деления, переносится в парогенератор газом – диоксидом углерода или гелием. Замедлителем нейтронов обычно служит графит. Газоохлаждаемый реактор может работать при гораздо более высоких температурах, нежели реактор с жидким теплоносителем, а потому пригоден для системы промышленного теплоснабжения и для электростанций с высоким кпд. Небольшие газоохлаждаемые реакторы отличаются повышенной безопасностью в работе, в частности отсутствием риска расплавления реактора.

Гомогенные реакторы. В активной зоне гомогенных реакторов используется однородная жидкость, содержащая делящийся изотоп урана. Жидкость обычно представляет собой расплавленное соединение урана. Она закачивается в большой сферический сосуд, работающий под давлением, где в критической массе происходит цепная реакция деления. Затем жидкость подается в парогенератор. Гомогенные реакторы не получили распространения из-за конструктивных и технологических трудностей.

Гомогенный реактор - реактор, активная зона которого представляет собой гомогенную размножающую среду (однородную смесь). В таком реакторе топливо и замедлитель (возможно, и другие компоненты активной зоны) находятся либо в растворе, либо в достаточно равномерной смеси, либо пространственно разделены, но так, что разница в потоках нейтронов любых энергий в них несущественна.

Гетерогенный реактор имеет активную зону в виде гетерогенной размножающей среды. В таком реакторе топливо в виде цилиндрических стержней (или пластин) выделено пространственно так, что создает основу решетки активной зоны - системы топливных и других материалов, расположенных в определенной периодической последовательности.

Тепловыделяющий элемент, ТВЭЛ - герметично заваренная заглушками трубка, с таблетками топлива.

Топливная кассета - конструкция из таблеток урана и собирающего вместе с ними корпуса толщиной 10-20 см и длиной в несколько метров, являющаяся выделителем энергии за счет распада урана. Материалом корпуса обычно является цирконий.

Составитель: Крайденко Р.И.

Реактор - размножитель, ядерный реактор, в котором «сжигание» ядерного топлива сопровождается расширенным воспроизводством вторичного топлива. В реакторе-размножителе, нейтроны, освобождающиеся в процессе деления ядерного топлива (например, ^{235}U), взаимодействуют с ядрами помещенного в реактор сырьевого материала (например, ^{238}U), в результате образуется вторичное ядерное топливо (^{239}Pu). В реакторе-размножителе типа бридер воспроизводимое и сжигаемое топливо представляют собой изотопы одного и того же химического элемента (например, сжигается ^{235}U , воспроизводится ^{233}U), в реакторе типа реактор – конвертер – изотопы разных химических элементов (например, сжигается ^{235}U , воспроизводится ^{239}Pu).

БН - ядерный реактор, на быстрых нейтронах. Корпусной реактор-размножитель. Теплоносителем первого и второго контуров обычно является натрий. Теплоноситель третьего контура - вода и пар. В быстрых реакторах замедлитель отсутствует.

Реакторы на тепловых и быстрых нейтронах

Реакторы на тепловых нейтронах .

Общая характеристика

1. Делящиеся изотопы $U_{233}, U_{235}, Pu_{239}$
2. Основная часть делений вызывается нейтронами с энергией до 1 эВ
3. Работоспособность на низкообогащенном и даже природном уране.
4. Объемное тепловыделение до 130 МВт/м^3

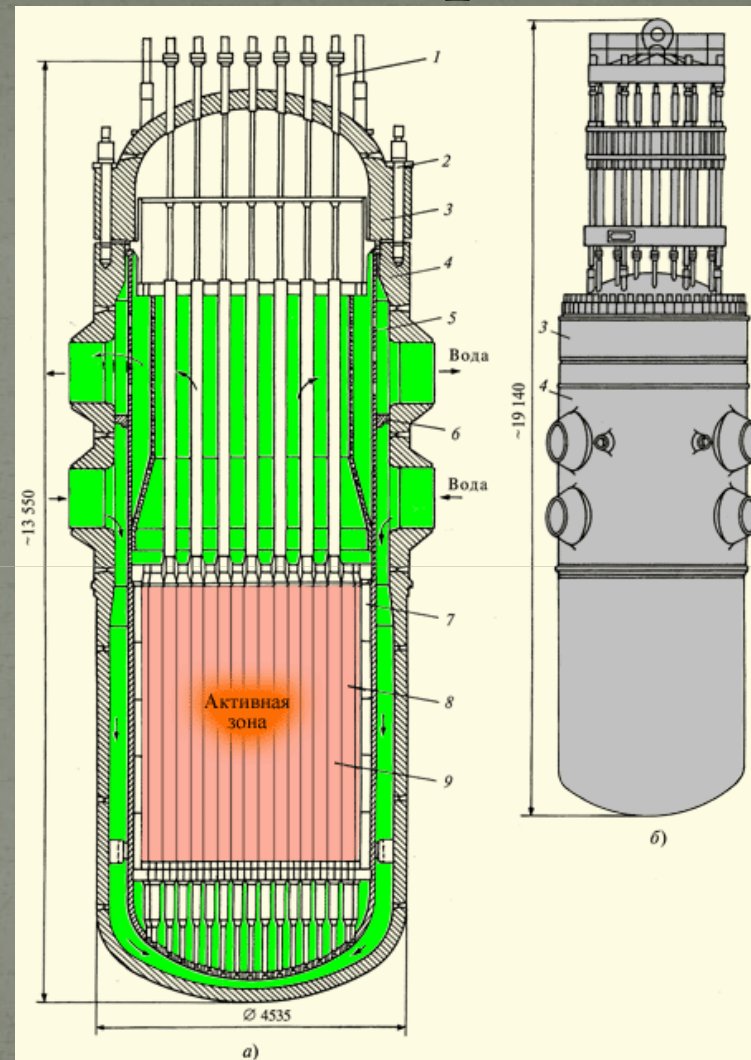


Рис 2. На рис. 2а показан продольный разрез реактора ВВЭР-1000, на рис. 2, б — его внешний вид;

Составитель: Крайденко Р.И.

Реакторы на тепловых и быстрых нейтронах

Реактор на быстрых нейтронах.
Общая характеристика

1. Делящиеся изотопы U_{238} , Th_{232}
2. Основная часть делений вызывается нейтронами с энергией более 0,1 МэВ
3. Высокая потребность в степени обогащения – от 30% по U_{235}
4. Объемное тепловыделение от 500 до 1000 МВт/м³
5. Отсутствие замедлителя

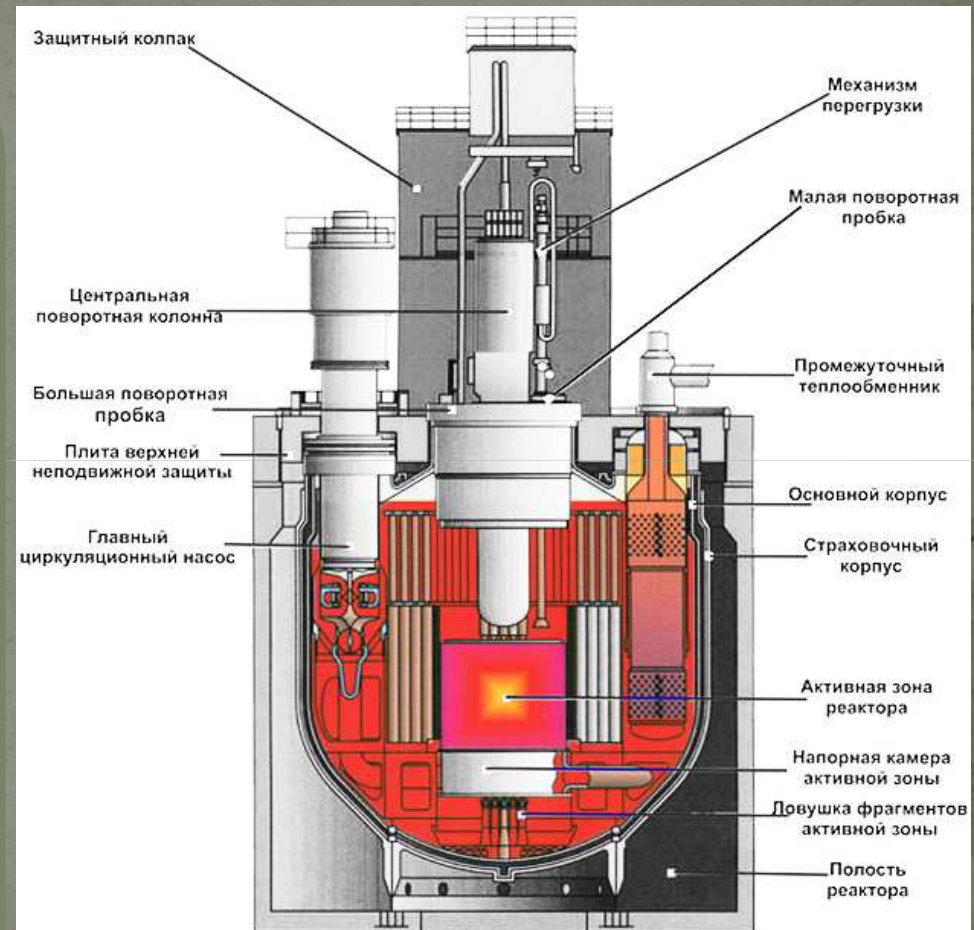


Рис 3. Принципиальная схема энергетического реактора на быстрых нейтронах БН-600/800

Составитель: Крайденко Р.И.

Виды Ядерного топлива

- **Ядерное топливо делится на два вида:**
- 1) Природное урановое, содержащее делящиеся ядра ^{235}U , а также сырьё ^{238}U , способное при захвате нейтрона образовывать плутоний ^{239}Pu ;
- 2) Вторичное топливо, которое не встречается в природе, в том числе ^{239}Pu , получаемый из топлива первого вида, а также изотопы ^{233}U , образующиеся при захвате нейтронов ядрами тория ^{232}Th .

- **По химическому составу, ядерное топливо может быть:**
- - Металлическим, включая сплавы;
- - Оксидным (например, UO_2);
- - Карбидным (например, PuC_x)
- - Нитридным
- - Смешанным ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$)

«Выгорание» ядерного топлива

- Глубина выгорания топлива $\rho_{\text{шл}}$ — один из важнейших показателей экономичности АЭС. Глубина выгорания топлива определяется по формуле:
- $\rho_{\text{шл}} = Q^*t/m_u$, где Q – общее тепловыделение, t – время кампании топлива,
- m_u – масса загруженного топлива (урана)

Минусы большой глубины выгорания

1. Разбухание и деформация ТВЭЛ
2. Накопление U_{236}
3. Необходимость перегрузки топлива для равномерности выгорания
4. Снижение реактивности реактора с периодом времени

Достоинства большой глубины выгорания

1. Увеличивается энергоэффективность реактора
2. Уменьшение затрат на переработку ОЯТ
3. Увеличение продолжительности кампании реактора

Радиохимическая характеристика облученного ядерного топлива

Облученное ядерное топливо (ОЯТ) — извлеченные из активной зоны тепловыделяющие элементы или их группы, тепловыделяющие сборки ядерных реакторов атомных электростанций и других установок (исследовательских, транспортных и прочих).

Таблица. 3. Состав ОЯТ на тонну топлива

Состав	Легководные реакторы	Быстрые реакторы
Уран, кг	960	856
Плутоний, кг	7	103
	Продукты деления	
Цезий, Ки	142000	152000
Стронций, Ки	70300	162000
Рутений, Ки	72000	1210000
Родий, Ки	72000	1210000
Криптон, Ки	9	9

Таблица.4. Радионуклиды, определяющие активность и токсичность отработанного топлива

Временной интервал, год	Определяющие радионуклиды
До 100	Fe-55, Co-58, Ni-59, Sr-90, Ru-106, Sb-125, Cs-134,137, Ce-144, Pm-147, Eu-154,155
100-1000	Sm-151, Co-60, Cs-137, Ni-59,63
1000-10000	Pu-239,240, Am-241
$10^4-10^5 > 10^5$	Np-237, Pu-239,240, Am-243, C-14, Ni-59, Zr-93, Nb-94 I-129, Tc-99, Pu-239

Источник: И.Н. Бекман «РАДИОХИМИЯ, Курс лекций». Московский государственный университет им. К.В. Давыдова. На Химический факультет Кафедра радиохимии Москва 2006г, лекция №26,27

Системы безопасности ядерных энергетических установок

Для обеспечения радиационной и ядерной безопасности используют различные меры по уровням использования:

1. *Делящийся материал находится в виде спрессованных и спеченных топливных таблеток.*
2. *Герметичные оболочки ТВЭЛов из цирконий-ниобиевого сплава.*
3. *Котёл атомного реактора, с толщиной стальной стенки 16 мм.*
4. *Бетонная шахта, в которой находится котёл атомного реактор*
5. *Стальная оболочка, которой изнутри покрыто помещение, в котором находится атомный реактор.*
6. *Бетонная оболочка помещения толщиной более **1М**, которая защищает атомный реактор от землетрясений, падения самолёта, авиабомбы и других внешних разрушающих факторов.*

Составитель: Крайденко Р.И.

В современных энергетических реакторах управление цепной реакцией осуществляется путем введением в активную зону веществ поглощающих нейтроны. Помещая в активную зону стержень, содержащий поглощающий элемент, например бор, мы уменьшаем коэффициент размножения (вводим отрицательную реактивность), за счет того, что часть нейтронов поглощаясь на ядрах бора, выбывает из цепной реакции. Если вернуться к формуле четырех сомножителей, уменьшаем вероятность нейтронов поглотится в ^{235}U . Вытаскивая стержень увеличиваем коэффициент размножения.

Последовательность действий при управлении мощностью работающего реактора такова:

1. Вывести поглощающий стержень (вносится положительная реактивность). Коэффициент размножения становится больше 1, количество нейтронов и реакций деления растет, увеличивается мощность.

2. Выдержать время необходимое для увеличения мощности до требуемого значения.

3. Вернуть поглощающий стержень в исходное состояние (вносится отрицательная реактивность).

Коэффициент размножения становится равным 1. Количество нейтронов во всех поколениях одинаково, мощность стабилизируется на новом уровне.

Поглощающий стержень, в данном случае, является органом регулирования реактивности.

Составитель: Крайденко Р.И.

Кроме регулирующего стержня на реактивность оказывают влияние другие факторы, например изменение плотности теплоносителя, изменение температуры и т.д. Знание и учет этих явлений являются важным аспектом безопасности при проектировании и эксплуатации атомных реакторов.

В начальный момент времени после первой загрузки топливом, цепная реакция деления в реакторе отсутствует, реактор находится в подкритическом состоянии $K_{эф} < 1$. Температура теплоносителя значительно меньше рабочей. Вывод реактора на мощность осуществляется в несколько этапов. С помощью органов регулирования реактивности реактор переводится в надкритическое состояние $K_{эф} > 1$ и происходит рост мощности реактора до уровня 1 - 2 % от номинальной. На этом этапе производится разогрев реактора до рабочих параметров теплоносителя причем скорость разогрева ограничена. В процессе разогрева органы регулирования поддерживают мощность на постоянном уровне. Затем производится пуск циркуляционных насосов и вводится в действие система отвода тепла. После этого мощность реактора можно повышать до любого уровня в интервале от 2 - 100 % номинальной мощности.

Составитель: Крайденко Р.И.

Регулирование реактивности - это подавление или высвобождение реактивности с помощью каких либо внешних по отношению к активной зоне устройств с целью компенсации (достижения равновесия) изменений реактивности, происходящих в активной зоне из-за внутренних ядерно - физических процессов.

Перечислим основные режимы, в которых возникает необходимость регулирования реактивности:

1. подавление реактивности и создание подкритичности в остановленном реакторе;
2. обеспечение выхода в критическое состояние и подъема мощности до греющего уровня;
3. высвобождение или подавление реактивности при разогреве до рабочей температуры теплоносителя и при выходе на номинальную мощность;
4. высвобождение или подавление реактивности при работе на мощности и выгорании топлива и выгорающих поглотителей;
5. ручное или автоматическое регулирование для поддержания заданной мощности или перехода реактора на другой уровень мощности;
6. быстрое глушение реактора с целью остановки при аварийной ситуации;
7. поддержание критичности при перегрузке на работающем реакторе;
8. высвобождение реактивности при отравлении реактора ^{135}Xe и ^{149}Sm .

Составитель: Крайденко Р.И.

Наиболее распространенный способ регулирования это изменение вероятности поглощения нейтрона в ^{235}U . Для этого в реактор вводят изотопы элементов с большим сечением поглощения нейтронов. Желательно чтобы все изотопы элемента имели большое сечение поглощения.

Для целей регулирования наиболее подходящими являются следующие химические элементы: бор, кадмий, самарий, европий, гадолиний, индий. У бора высокое сечение поглощения соответствует изотопу ^{10}B , изотоп ^{11}B практически не поглощает нейтроны, поэтому производят обогащение по поглощающему элементу.

Регулирование твердыми, движущимися поглощающими элементами. Для оперативного изменения реактивности в подавляющем большинстве случаев используется твердые подвижные поглотители, например стержни из карбида бора.

Выгорающие поглощающие элементы. Для компенсации избыточной реактивности после загрузки свежего топлива, часто используют выгорающие поглотители – изотопы с высоким сечением поглощения, которые после захвата нейтрона превращаются в слабопоглощающие изотопы. Наиболее распространен как выгорающий поглотитель изотоп ^{10}B , который добавляют в состав ТВЭЛов. Принцип работы которых состоит в том, что они, подобно топливу, после захвата нейтрона в дальнейшем перестают поглощать нейтроны (выгорают, освобождая реактивность используемую для поддержания цепной реакции). Скорость убыли ядер поглотителей из-за поглощения нейтронов, меньше или равна скорости убыли, в результате деления ядер топлива.

Если загружаем в реактор топливо рассчитанное на работу в течение года, то количество ядер делящегося топлива в начале работы будет больше чем в конце, необходимо скомпенсировать избыточную реактивность поместив в реактор поглотители. Если для этой цели использовать регулирующие стержни, то нужно постоянно перемещать их, по мере того как количество ядер топлива уменьшается.

Жидкостное регулирование реактивности. Такое регулирование применяется, в частности, при работе реактора типа ВВЭР в теплоноситель вводится борная кислота H_3BO_3 , содержащая ядра ^{10}B поглощающие нейтроны. Изменяя концентрацию борной кислоты в тракте теплоносителя мы тем самым изменяем реактивность в АЗ. В начальный период работы реактора, когда ядер топлива много, концентрация кислоты максимальна. По мере выгорания топлива концентрация кислоты снижается.

Составитель: Крайденко Р.И.

Эффективность работы конкретного реактора в режиме стандартной эксплуатации описывается так называемыми функциональными параметрами: коэффициентом использования мощности, коэффициентов готовности и т.п. При этом важнейшими характеристиками являются кампания топлива и кампания реактора.

Кампания топлива - время работы топлива в пересчете на полную мощность реактора. Время, в течение которого топливо находится в реакторе, определяется как календарный срок работы (обычно составляет несколько лет).

Кампания реактора - время работы реактора на номинальной мощности без перегрузки (перемещения) топлива. Эта величина также определяется режимом перегрузки. При одновременной перегрузке всего топлива кампания реактора совпадает с кампанией топлива, при режиме частичных перегрузок она в n раз меньше кампании топлива (n -число перегрузок через равные временные интервалы за кампанию топлива). При квазинепрерывной перегрузке понятие кампании реактора использовать нецелесообразно.

От продолжительности кампании зависит стоимость вырабатываемой электроэнергии (и окупаемость АЭС), а так же качественный и количественный состав нарабатываемых радионуклидов (как полезных, так и вредных).

Надежность реактора характеризуется величиной коэффициента технического использования, КТИ.

Составитель: Крайденко Р.И.

КТИ - коэффициент технического использования - равен отношению "чистого" времени работы t реакторной установки за некоторый период эксплуатации к этому периоду. КТИ характеризует в основном надежность реакторной установки в отношении полных отказов, приводящих к ее остановке, и плановых ремонтов. Чем больше таких отказов, чем больше времени тратится на их устранение и на проведение плановых ремонтов, тем ниже КТИ.

Коэффициент готовности - равен отношению чистого времени работы t реакторной установки за календарный период эксплуатации к сумме этого времени и продолжительности аварийных ремонтов за период t . Коэффициент готовности, характеризующий надежность реактора за период, когда не проводятся его плановые остановки, численно равен вероятности безотказной работы установки в произвольный момент времени между плановыми остановками.

Экономичность реактора определяется величиной КИУМ.

КИУМ - коэффициент использования установленной мощности - равен отношению фактической энерговыработки реакторной установки АЭС за период эксплуатации t к энерговыработке при работе без остановок на номинальной мощности. Таким образом, КИУМ характеризует надежность реакторной установки не только в отношении полных, но и частичных отказов, которые не приводят к ее остановке, а требуют снижения мощности. Чем ниже мощность работающей установки по сравнению с номинальной, тем ниже КИУМ при постоянном КТИ.

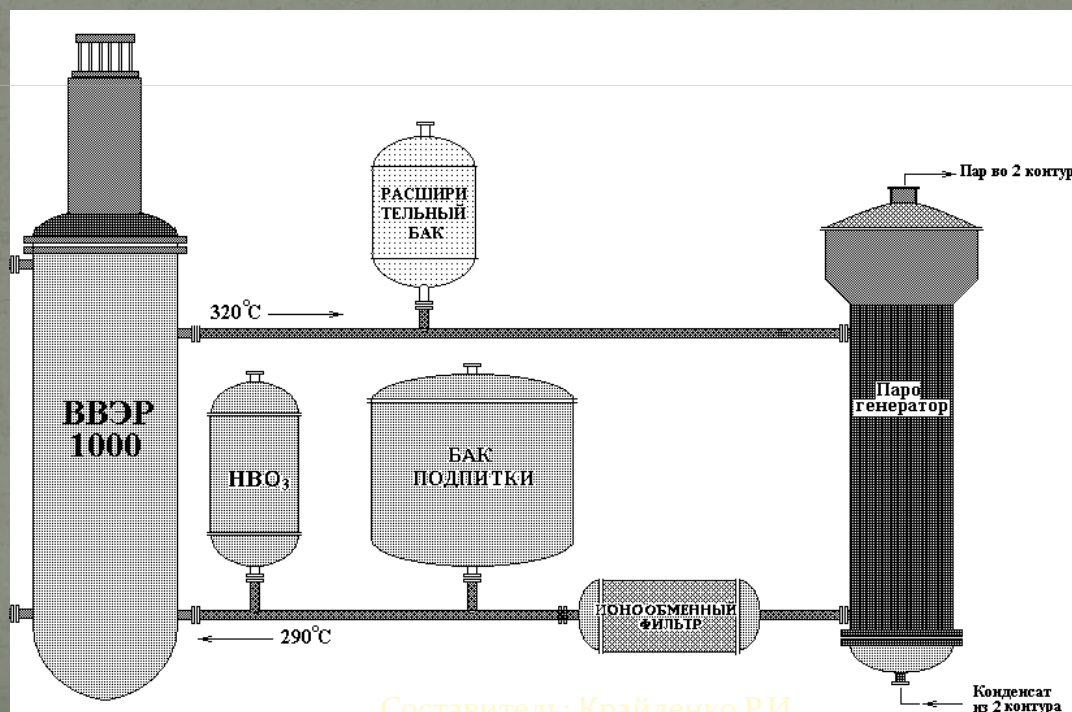
Составитель: Крайденко Р.И.

В ядерном реакторе в результате протекания ядерных реакций происходит выделение энергии и нагрев теплоносителя – воды. Вода, нагретая до 320°C , поступает из реактора на парогенератор.

Первым контуром ядерного реактора называется система теплоотвода энергии из активной зоны реактора к паробразователю.

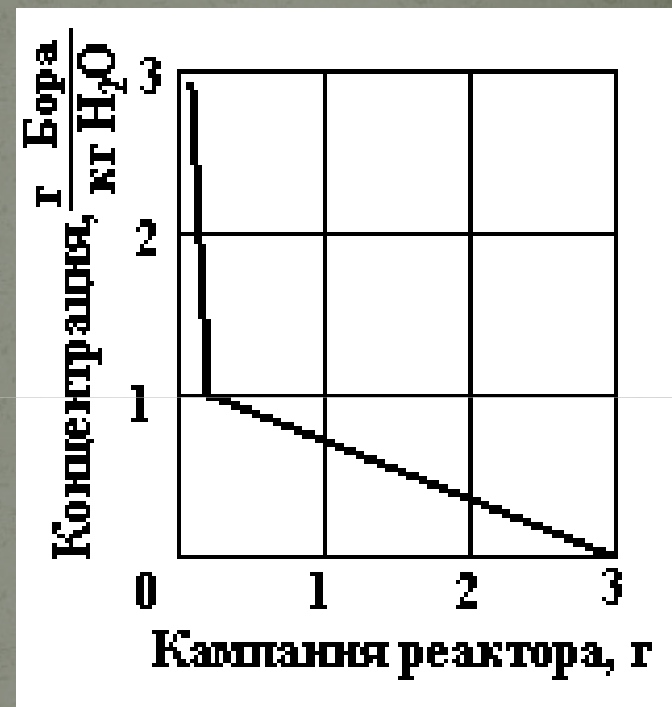
К воде первого контура предъявляются высокие требования по химическому составу. Первый контур выполняет две основные функции:

1. Теплоотвод энергии из реактора.
2. Поддержание необходимого уровня реактивности.



Необходимый уровень реактивности в ядерном реакторе поддерживается за счёт регулирования концентрации борной кислоты. Бор, как известно, является хорошим поглотителем нейтронов и если в воде первого контура сделать высокую концентрацию бора, то цепная ядерная реакция прекратится и реактор остановится. Таким образом, повышая концентрацию борной кислоты можно снижать реактивность реактора вплоть до полной его остановки. В пусковой период реактора концентрация бора максимальна. Через несколько суток работы, в активной зоне накапливается K_г и S_m, реактивность резко падает, концентрацию бора также снижают. Для регулирования концентрации бора используют бак подпитки с чистой водой и бак с раствором борной кислоты. Максимальная растворимость борной кислоты в воде при н.у. составляет 67 г/л. Концентрация борной кислоты в воде первого контура поддерживается в диапазоне 0-3 г/л.

Составитель: Крайденко Р.И.



Вода первого контура после прохождения активной зоны ядерного реактора подвергается очистке на ионообменном фильтре, где удаляются все примеси кроме борной кислоты. Приведём основные нормы воды 1-го контура:

$\text{pH} = 4,5-10,5$

Концентрация $\text{O}_2 = 0,1 \text{ мг/кг}$;

концентрация $\text{Cl}_2 = 0,15 \text{ мг/кг}$;

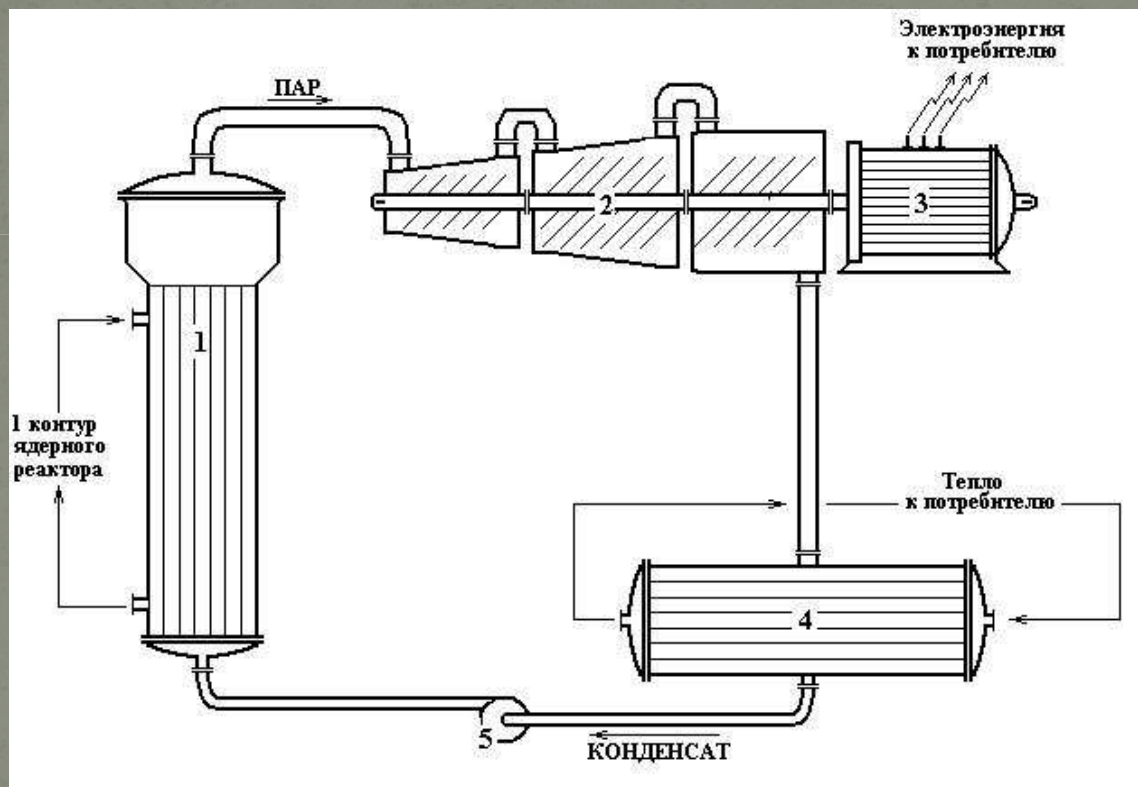
Концентрация твёрдых частиц = 1 мг/кг ;

Концентрация $\text{H}_2\text{BO}_3 = \text{ мг/кг}$.

Растворённые в воде первого контура газы, в частности кислород, являются причиной коррозии. Часть молекул воды в активной зоне ядерного реактора подвергаются радиолизу и распадаются на водород, кислород, перекись водорода и, таким образом, увеличивают вероятность коррозии. О степени коррозии оборудования можно судить по результатам измерения удельной электропроводности воды первого контура. Максимальная электропроводность воды не должна превышать 30 мкСм/см . Начальная удельная электропроводность воды в баке подпитки не более 2 мкСм/см .

Второй контур ядерного реактора предназначен для превращения тепловой энергии, поступающей от ректора через первый контур в кинетическую энергию движения пара. Т.е. во втором контуре происходит нагрев воды и превращение её в пар, который далее вращает вал генератора вырабатывающего электроэнергию.

Основными элементами второго контура являются парогенератор, турбина и конденсатор.



Составитель: Крайденко Р.И.

Из парогенератора пар идёт на турбину. Далее отработанный пар поступает в конденсатор, а оттуда снова в цикл. В теплообменнике теряется более 60% энергии выработанной в реакторе.

Парогенератор, несмотря на кажущуюся простоту, представляет собой достаточно сложный аппарат. Его высота 20 м, диаметр 3,5 м. Парогенератор является трубчатым теплообменником, внутри которого расположено 16 000 трубок. Наружный диаметр одной трубки 15,5 мм, толщина стенки 0,86 мм. При таких параметрах трубки должны выдерживать перепады давлений в сотни атмосфер. В парогенераторе происходит закипание и испарение воды, эти процессы сопровождаются отложением солей на стенки парогенератора и повышенными коррозионноопасными явлениями.

Высокоинтенсивные процессы и перепады давлений предъявляют высокие требования к водоподготовке 2 контура. Эти требования значительно выше чем при водоподготовке 1 контура.

Методы регулировки рН второго контура:

1. Метод добавления фосфатов.

Этот метод основан на буферном действии фосфата натрия при добавлении его в воду: $\text{Na}_3\text{PO}_4 + \text{H}_2\text{O} = \text{Na}_2\text{HPO}_3 + \text{NaOH}$

Выделяющийся гидроксид натрия поддерживает кислотность среды на необходимом уровне. Для поддержания рН=9-9,5 необходимо, чтобы соблюдалось отношение $\text{Na}^+/\text{PO}_4^{3-}=3/1$. Образование свободной щёлочи нейтрализуется свободным фосфатом. Свободная щёлочь может привести к коррозионному растрескиванию металла и, соответственно разгерметизации одного из контуров атомного реактора.

2. Метод обработки летучими реагентами (ОЛР)

В качестве летучих реагентов можно использовать аммиак (NH_3), морфолин ($\text{C}_4\text{H}_9\text{NO}$), циклогексамин ($\text{C}_6\text{H}_{11}\text{NH}_2$). Эти вещества при взаимодействии с водой также регулируют кислотность: $\text{NH}_3 + \text{H}_2\text{O} = \text{NH}_4\text{OH}$.

Суммарное содержание растворимых солей в воде второго контура не должно превышать – 380 мг/л, а суммарное содержание нерастворимых твёрдых частиц – 78 мг/л.

Радиоактивные отходы вещества, материалы, изделия, оборудование, объекты биологического происхождения, радиоизотопные источники, загрязненные объекты внешней среды, содержание радионуклидов в которых превышает уровни, установленные нормами радиационной безопасности.

Основное требование любой стратегии обращения с радиоактивными отходами всех категорий отходы должны обрабатываться, перерабатываться, храниться, транспортироваться и захораниваться таким образом, чтобы на протяжении всего срока их потенциальной опасности негативное воздействие на человека и окружающую среду как в настоящее время, так и в будущем не превышало пределов, установленных соответствующими нормативными документами, в независимости от того, где, когда и в какой форме радиоактивные отходы (РАО) образуются.

Для достижения этой цели обращение с радиоактивными отходами требует системного подхода, который в каждой стране определяется законодательством, отражающим нормы и правила по защите населения и охране окружающей среды, роль и ответственность всех, кто имеет отношение к этой проблеме, и т. д. Техническая политика любого государства должна предусматривать необходимость комплексного решения проблемы обращения с радиоактивными отходами на действующих, проектируемых и строящихся объектах, начиная с момента образования РАО и кончая их надежной изоляцией от биосферы на весь срок сохранения отходами потенциальной опасности.

Составитель: Крайденко Р.И.

Исходя из результатов многолетних исследований и практического опыта разработано большое количество национальных и международных руководств и правил по радиационной защите и обращению с радиоактивными отходами. Поскольку некоторые радиоактивные отходы могут представлять опасность в течение очень длительного времени (и для будущих поколений), должна учитываться необходимость дополнительных затрат в будущем на обеспечение радиационной защиты, контроля, наблюдения.

Фундаментальные принципы обеспечения безопасности при обращении с радиоактивными отходами разрабатываются и постоянно совершенствуются путем достижения консенсуса среди стран, участвующих в их разработке и обсуждении. Эти принципы и требования обращения с РАО, принятые на международном уровне, сформулированы в документах международных организаций МАГАТЭ, Международной комиссии по радиологической защите и др. Основные положения этих документов заключаются в следующем. При обращении с РАО вне зависимости от их происхождения должны быть обеспечены: защита здоровья персонала и населения, защита окружающей природной среды, защита будущих поколений, невозложение необоснованного бремени на будущие поколения, обеспечение безопасности за пределами национальных границ, обращение с РАО в рамках национальной правовой структуры, контроль генерации радиоактивных отходов, взаимосвязь между генерацией и последующими этапами обращения с РАО, безопасность установок для обращения с РАО на протяжении всего срока их службы и др.

Составитель: Крайденко Р.И.

Классификация радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации АЭС

Источником радиоактивных отходов АЭС являются процессы деления ядер топлива и активации нейтронами различных материалов, присутствующих в активной зоне реактора и околореакторном пространстве, продуктов коррозии конструкционных материалов, примесей теплоносителя и замедлителя, ядер самого топлива, воздуха приреакторных помещений и др. Подавляющая часть радиоактивных веществ, образующихся в процессе работы реактора, сконцентрирована в топливе.

Некоторая, незначительная, часть продуктов деления, выделяющаяся при нормальной работе реактора из топлива в теплоноситель, и часть продуктов нейтронной активации, образующихся вне топливных элементов, в результате выполнения тех или иных технологических операций непрерывно или периодически выводятся в системы обработки и хранения станции и образуют эксплуатационные радиоактивные отходы АЭС.

К радиоактивным отходам АЭС относятся также отходы от снятия АЭС с эксплуатации (демонтажное оборудование, разборка зданий и сооружений и т. д.). Классификация радиоактивных отходов осуществляется на всех стадиях обращения с РАО: в момент образования, в процессе обработки, при хранении, транспортировке, при определении способа окончательного удаления. В настоящее время нет универсальной системы классификации радиоактивных отходов, хотя попытки создания такой системы предпринимаются.

Существуют разные качественные и количественные системы классификации РАО, разработанные с учетом требований радиационной и экологической безопасности, технологических особенностей обработки, транспортирования, хранения, захоронения. Так, например, классификация на уровне государственного регулирования с целью регламентации требований обеспечения безопасности предполагает наличие информации о потенциальной опасности образующихся отходов. Радиоактивные отходы АЭС с точки зрения их потенциальной опасности классифицируются по нескольким параметрам:

по уровням активности и тепловыделения, с определением количественных

характеристик, – отходы высокого уровня активности, отходы среднего уровня активности,

отходы низкого уровня активности, отходы очень низкого уровня активности;

по периоду полураспада радионуклидов, который определяет время их потенциальной

опасности, – очень короткоживущие, короткоживущие, среднеживущие, долгоживущие;

по характеру преобладающего излучения – α -излучатели, β -излучатели, β -, γ -излучатели.

Составитель: Крайденко Р.И.

Исходя из этих параметров классификацию отходов от эксплуатации АЭС в общем случае можно представить следующим образом:

высокоактивные долгоживущие отходы, характеризующиеся значительным α -, β -, γ -излучением, высокой радиотоксичностью, сохраняющейся сотни тысяч лет, большим тепловыделением. К этой категории относят отработавшее топливо, если не предполагается его переработка, и высокоактивные отходы, образующиеся в случае его переработки, а также небольшое количество высокоактивных эксплуатационных отходов;

среднеактивные долгоживущие РАО. Для них характерны средние уровни β -, γ -излучения, средние радиотоксичность и тепловыделение, значительное α -излучение. Сюда относятся фильтры, смолы, осадки, части оборудования;

низкоактивные долгоживущие РАО. Характеризуются низкой β -, γ -активностью, незначительными тепловыделением и радиотоксичностью, значительным α -излучением. Это твердые отходы сжигаемый мусор, металл, стекло, а также жидкие отходы от дезактивации оборудования;

среднеактивные короткоживущие РАО. Средний уровень β -, γ -излучения, незначительная α -активность. Это концентраты, осадки, реактивы, отказавшее оборудование;

низкоактивные короткоживущие РАО. Низкие α -, β -, γ -активность, радиотоксичность и тепловыделение. К ним относятся общий мусор, отходы от дезактивации оборудования, отслуживший инструмент и т.д.

Составитель: Крайденко Р.И.

На эксплуатационном уровне, помимо обязательной классификации РАО по степени их потенциальной опасности, осуществляется дополнительное разделение отходов на потоки внутри каждого класса, которое позволяет не только эффективно использовать существующие технологии обработки и кондиционирования, но и обеспечивает безопасность и требования к качеству конечных форм и упаковок отходов (эти требования определяются требованиями к транспортировке, хранению и захоронению для каждого класса отходов).

Начальная ступень классификации на эксплуатационном уровне – дифференцирование радиоактивных отходов согласно их физическому состоянию на твердые (ТРО), жидкие (ЖРО) и газообразные (ГРО). Такая классификация основана на особенностях технологических процессов при обращении с отходами в разных агрегатных состояниях и часто связана с конкретными технологиями. Жидкие отходы могут быть далее классифицированы как водные и органические, твердые подразделены на сухие и влажные и др. Даже в такой простой системе классификации необходимо применение количественного подхода, например, для отличия твердых отходов от жидких, влажных твердых от сухих твердых отходов. Жидкими отходами могут быть жидкости, содержащие относительно низкие концентрации твердых веществ (обычно менее одного процента), влажными твердыми отходами могут быть шламы, содержащие, по крайней мере, 10 % твердых веществ.

Составитель: Крайденко Р.И.

Для целей обработки отходы должны также подразделяться на категории в зависимости от их приемлемости (или непригодности) к имеющимся методам обработки и кондиционирования. Отнесение отходов АЭС к радиоактивным отходам и их классификация осуществляются в соответствии с критериями, установленными в «Основных санитарных правилах обеспечения радиационной безопасности».



Основные стадии процесса обращения с РАО, начиная с момента их образования и до захоронения, схематически представлены в общем виде на рисунке с указанием целей или операций, составляющих эти стадии.

Прохождение РАО через эти стадии зависит от вида отходов, для чего проводится определение их физических, химических и радиационных свойств (характеризация). В результате часть отходов может быть освобождена от контроля или направлена на повторное использование; кроме того, отходы разделяются на группы для обеспечения соответствия принятым методам обработки, а также требованиям хранения и захоронения. Данные о характере и свойствах отходов передаются с одной стадии обработки на другую для их регистрации, учета и документирования.

Предварительная обработка является первоначальной стадией обращения с отходами, начинающейся сразу после их образования. Эта стадия чрезвычайно важна: в ходе ее представляется наилучшая возможность для разделения отходов на потоки, предназначенные для освобождения от контроля, для конкретных методов обработки, поверхностного или геологического захоронения. Радиоактивные отходы должны быть собраны, проанализированы и разделены по категориям на месте их образования в соответствии с их физическими, химическими, биологическими и радиологическими свойствами. Эти действия облегчают последующую обработку отходов, повышают ее эффективность, способствуют снижению конечных объемов отходов, требующих хранения и захоронения.

Составитель: Крайденко Р.И.

Обработка отходов направлена на повышение безопасности посредством изменения характеристик отходов. Примерами операций, составляющих эту стадию обращения, являются: прессование и сжигание (уменьшение объема), выпаривание, фильтрация или ионный обмен в жидких отходах (удаление радионуклидов), осаждение или флокуляция химических веществ (изменение состава). Часто некоторые из этих процессов используются в сочетании друг с другом для повышения общей эффективности обработки.

Кондиционирование РАО состоит из операций, в процессе которых они переводятся в форму, обладающую химической, термической и радиационной устойчивостью и сохраняющую стабильность в процессе перемещения, перевозки, хранения и захоронения. Операции перевода отходов в твердую форму посредством их отверждения, включения в какую-либо матрицу или заключение в герметичные оболочки определяются термином иммобилизация. Иммобилизованные отходы в свою очередь могут упаковываться в различные контейнеры, начиная от обычных 200-литровых стальных бочек до толстостенных контейнеров сложной конструкции.

В настоящее время наиболее распространенными методами иммобилизации являются отверждение ЖРО низкого и среднего уровней активности путем включения их в цемент (цементирование) или битум (битумирование), а также помещение высокоактивных ЖРО в стеклянную матрицу (остекловывание). Стадии обращения обработка и кондиционирование зачастую проводятся в тесной взаимосвязи. Между различными стадиями или в рамках нескольких стадий могут происходить хранение и перевозка РАО (эти стадии на схеме не указаны).

Хранение осуществляется с учетом классификационной сортировки отходов и возможности их изъятия и передачи на переработку или захоронение. Тип и конструкция инженерного сооружения для хранения РАО должна соответствовать характеристикам отходов и их упаковок. Временное хранение РАО в течение достаточно длительного времени для снижения уровня радиоактивности направлено на упрощение и повышение эффективности последующей обработки отходов.

Безопасное перемещение отходов от мест образования к установкам переработки, местам хранения и захоронения производится с использованием специальных транспортных и грузоподъемных средств.

Захоронение – заключительная стадия обращения с радиоактивными отходами, заключающаяся в локализации отходов без намерения их изъятия в специально оборудованном хранилище-могильнике при соответствующем обеспечении безопасности, долгосрочном наблюдении за хранилищем и техническом обслуживании. Захоронение предусматривает создание многобарьерной системы изоляции, т.е. сооружение вокруг РАО системы естественных и инженерных барьеров, препятствующих выходу радионуклидов в окружающую среду.

Эксплуатационные отходы АЭС и методы их переработки

Все эксплуатационные радиоактивные отходы АЭС с момента их образования претерпевают целый ряд процедур обращения с целью исключения негативного воздействия на человека и окружающую среду на весь срок сохранения отходами потенциальной опасности. При работе АЭС в штатных режимах образуются жидкие, твердые и газообразные радиоактивные отходы.

Газообразные радиоактивные отходы

Газообразные радиоактивные отходы образуются во всех эксплуатационных режимах работы АЭС, включая проектные аварии. К газообразным радиоактивным отходам АЭС относятся газы, аэрозоли, думы и туманы, содержащие в своем составе радионуклиды (инертные радиоактивные газы аргон, ксенон, криптон, йоды, ^3H , ^{14}C , аэрозольные выбросы изотопов стронция ^{89}Sr , ^{90}Sr , цезия ^{134}Cs , ^{137}Cs и др.) в количествах, превышающих уровни, установленные нормами радиационной безопасности.

Наиболее значительную роль в формировании радиационной обстановки в районе размещения АЭС играют инертные радиоактивные газы (ИРГ) и изотопы йода. Реактор типа ВВЭР образует в год при нормальной эксплуатации около 40 кКи газообразных радиоактивных отходов.

Для локализации, сбора и обработки газообразных отходов с целью максимального снижения выхода радиоактивных веществ, содержащихся в газообразных радиоактивных отходах АЭС, в окружающую среду используется очистное оборудование по обращению с газообразными радиоактивными отходами аппараты, устройства, фильтры, адсорберы, барботеры и др. Это оборудование устанавливается в вытяжных системах спецвентиляции помещений, в воздушную среду которых возможен выход газообразных радиоактивных отходов, а также в технологических линиях, по которым осуществляется контролируемый сброс газообразных радиоактивных отходов при работе оборудования. В результате очистки газообразных радиоактивных отходов в аппаратах, предусматриваемых на АЭС, образуются твердые РАО фильтроэлементы, сорбенты, элементы вентиляционных систем и др.

Перед выбросом в атмосферу газообразные отходы вначале подвергаются выдержке, в течение которой их активность уменьшается за счет распада короткоживущих нуклидов; охлаждаются в теплообменниках, где отделяется большая часть влаги, содержащей радиоактивные примеси; очищаются в аэрозольных фильтрах; осушаются в цеолитовых фильтрах и освобождаются от радиоактивных примесей в фильтрах-адсорберах, заполненных активированным углем. Эти операции снижают радиоактивность газоаэрозольных выбросов в сотни раз (эффективность очистки – более 99 %). В итоге, в выбрасываемом воздухе существенно уменьшаются количества ^{131}I , ^{137}Cs , инертных радиоактивных газов.

Составитель: Крайденко Р.И.

Для очистки отходящих газов АЭС с ректорами ВВЭР используется адсорбционный метод очистки, в частности, способ динамической адсорбции радионуклидов криптона и ксенона в колонне, работающей в режиме непрерывного потока. Она обеспечивает очистку более чем в 100 раз, что позволяет поддерживать активность газовых выбросов АЭС значительно ниже норм, установленных санитарными правилами. Для очистки газообразных радиоактивных отходов, содержащих короткоживущие радионуклиды, применяются хроматографические системы, основанные на задержке радионуклидов в угольном адсорбере в течение времени, достаточного для их распада. Для очистки отходящих газов от радиоактивного йода применяют адсорбцию на активированном угле, а также изотопный обмен и химические реакции на импрегнированных углях. Для улавливания твердых аэрозольных частиц применяют высокоэффективные тонковолокнистые фильтры из синтетических волокон или из стекловолокна.

Процесс выведения газов из помещений АЭС обязательно сопровождается дозиметрическим контролем содержания радионуклидов в удаляемом воздухе, контролем работы систем вентиляции и эффективности фильтров. Очищенный газ выбрасывается в атмосферу через вентиляционную высотную трубу. Выбросы из вентиляционных труб смешиваются с большими объемами воздуха, рассеиваются на очень большой площади, а радионуклиды в значительной степени успевают распасться до встречи с земной поверхностью, заметно не увеличивая при этом радиоактивный фон.

Составитель: Крайденко Р.И.

Твердые радиоактивные отходы

Современные технологии обращения с твердыми радиоактивными отходами на АЭС исключают их контакт с внешней средой и влияние на человека, обеспечивая радиационную безопасность окружающей среды и населения. Основную долю общего объема твердых радиоактивных отходов, образующихся при работе АЭС в эксплуатационных режимах (98 %), составляют низкоактивные отходы.

При нормальной работе АЭС выделяются три основных потока эксплуатационных твердых РАО:

изначально твердые РАО (оборудование, трубопроводы, оборудование КИП,

демонтированные при ремонтах, реконструкциях, профилактических работах, а также инструмент, технологические приспособления, спецодежда, расходные материалы, фильтры, зольные отходы);

твердые РАО, являющиеся результатом переработки жидких радиоактивных сред;

твердые РАО, являющиеся результатом очистки газообразных радиоактивных отходов.

Целью обработки ТРО является изменение размеров, объема и физико-химических характеристик отходов, что позволяет повысить эффективность иммобилизации и кондиционирования таких отходов для хранения или захоронения. ТРО собирают в специальные контейнеры в местах их образования. Одновременно с загрузкой в контейнеры производится сортировка ТРО по уровню активности.

Для уменьшения объема горючие ТРО сжигают в специальных печах, оборудованных фильтрами, не допускающими выбросов радионуклидов в окружающую среду вместе с дымовыми газами. Коэффициент сокращения объема при сжигании составляет от 50 до 100 для горючих ТРО. Негорючие ТРО подвергают дроблению и прессованию.

После такой переработки ТРО помещают в стальные емкости и заливают цементным раствором. В таком связанном виде твердые радиоактивные отходы поступают в ячейки хранилища ТРО, которое находится в спецкорпусе АЭС. Ячейки хранилища выполняются из железобетона, дно ячеек располагается выше уровня грунтовых вод и имеет гидроизоляцию снаружи строительных конструкций и поддон из нержавеющей стали. Над хранилищем отходов сооружаются кровля и перекрытие, исключающие попадание атмосферных осадков в ячейки для хранения ТРО. Хранилище находится под строгим дозиметрическим контролем.

Высокоактивные отходы капсулируются и хранятся отдельно от низко- и среднеактивных в специально оборудованных ячейках хранилища.

Кроме технологии сжигания ТРО, используется пиротехнический способ (пиролиз / газификация/сжигание пирогазов) при низкотемпературной переработке отходов с коэффициентом компактирования до 90 раз, низким выносом с пирогазами радионуклида ^{137}Cs и приемлемыми затратами при малых объемах отходов.

Составитель: Крайденко Р.И.

При кондиционировании горючих и негорючих ТРО с переводом радиоактивного материала в стекловидную форму может использоваться плазменная переработка ТРО. При этом существенно сокращается (в 1,5 – 2 раза) объем отходящих дымовых газов и снижается выброс опасных продуктов в окружающую среду. Для обработки теплоизоляционных материалов эффективен термохимический метод остекловывания в холодном тигле.

Термический метод плавления применяется для обработки металлических отходов, преимущества этого метода заключаются в том, что, значительно сокращая объем отходов, он позволяет очищать металл от многих радиоактивных загрязнителей.

На блоках типа ВВЭР-1000, по данным МАГАТЭ, осредненный поток ТРО составляет 285 м³/год, в том числе горючих до ~ 60%, то есть ~ 170 м³/ год.

Согласно проектным данным АЭС-2006, для энергоблоков с реакторными установками ВВЭР-1200 общее количество низко- и среднеактивных твердых РАО, образующихся за год на одном энергоблоке в условиях нормальной эксплуатации, оценивается значением 100 м³, высокоактивных – 0,5 м³.

Жидкие радиоактивные отходы

В связи с особенностями конструкции и управления водо-водяными реакторами (ВВЭР, РWR), на АЭС с такими реакторами образуется большое количество жидких радиоактивных отходов порядка 30-40 тыс. м³/год, часть которых относится к категории проблемных для обработки, так как имеет сложный химический и изотопный состав.

По удельной активности и радионуклидному составу жидкие радиоактивные отходы делятся на низко-, средне- и высокоактивные.

По физическим и химическим свойствам деление следующее: в зависимости от агрегатного состояния на гомогенные и гетерогенные; по составу на органические (масла, эмульсии масел в воде, растворы детергентов), неорганические, в том числе малосолевые водные растворы (с концентрацией солей менее 1 г/л), высокосолевые водные растворы (с концентрацией солей более 1 г/л). Радиоактивные водные растворы представляют более 99% всех образующихся ЖРО.

Переработка ЖРО направлена на решение двух главных задач: очистки основной массы отходов от радионуклидов и концентрирования последних в минимальном объеме.

Составитель: Крайденко Р.И.

Для очистки и переработки жидких отходов на АЭС используют термические, сорбционные, мембранные методы, включающие фильтрацию, соосаждение и коагуляцию осадков и взвесей, ионный обмен, осмос и обратный осмос, электродиализ, упаривание растворов и т.п. Однако не все эти способы еще нашли широкое применение в промышленных масштабах. Поскольку ни один из известных методов в отдельности не обеспечивает эффективной очистки, они обычно применяются комплексно. Поэтому система очистки ЖРО на станции представляет собой последовательную цепочку различных установок.

Термический метод (дистилляция или упаривание) наиболее распространенный и удобный способ переработки жидких радиоактивных отходов, отличающийся высокой степенью очистки отходов от радиоактивных веществ: $K_{оч} = 10^4-10^6$. Реализуют этот способ, используя специальные выпарные аппараты (перегонные кубы), с подводом тепла водяным паром через стенку аппарата.

Сорбционные методы предполагают удаление радионуклидов из жидких отходов в виде твердой фазы в результате адсорбции, ионного обмена, адгезии, кристаллизации и т. п.

Сорбцию проводят также в специальных аппаратах в динамических или в статических условиях на насыпных или намывных фильтрах. На практике в качестве фильтрующих материалов в основном применяют специальные ионообменные смолы.

Составитель: Крайденко Р.И.

Из мембранных методов для переработки ЖРО наибольший интерес представляют обратный осмос, электродиализ и ультрафильтрация. Эти методы заимствованы из практики опреснения засоленных вод, где основная задача сводится к разделению воды и соли. Такое разделение достигается избирательным прохождением через мембраны ионов (электродиализ) или воды (обратный осмос) под воздействием, соответственно, разности электрических потенциалов или перепада давления. Ультрафильтрация отличается от обратного осмоса использованием мембран с более крупными порами, требующих для фильтрования меньших перепадов давления (обычно до 1 МПа). При этом через мембрану проходят воды и соли, а коллоиды и крупные органические молекулы размерами от 2 до 10 000 нм задерживаются.

Таким образом, к настоящему времени сложился ряд основных, используемых на практике, технологических приемов, позволяющих оптимально проводить обработку радиоактивных отходов.

Виды отходов		Методы переработки
Твердые	Сжигаемые	Сжигание в печах. Плазменное сжигание. Термохимическая переработка. Сжигание при остекловывании. Кислотное разложение
	Прессуемые Металлические Несжигаемые, непрессуемые	Компактирование и суперкомпактирование Компактирование. Плавление Контейнеризация
Жидкие	Органические сжигаемые	Сжигание, совместное сжигание с твердыми отходами
	Органические несжигаемые Водные малосолевые	Сорбция на порошках и включение в цементоподобную матрицу, термохимическая переработка Очистка (концентрирование) выпаркой, химическим осаждением, сорбцией, селективной сорбцией, мембранным разделением. Цементирование
	Водные высокосолевые	Очистка селективной сорбцией. Цементирование. Битумирование. Остекловывание
Газообразные		Улавливание сорбцией и химическими реагентами

Составитель: Крайденко Р.И.

Проблема обращения с радиоактивными отходами АЭС оказывает существенное влияние на развитие ядерной отрасли. Эффективная стратегия обращения с радиоактивными отходами АЭС должна предусматривать все компоненты и этапы обработки с момента образования отходов до их окончательного захоронения, учитывать динамичность процессов обращения в соответствии с появлением новых технологий, изменениями требований регулирующего органа, длительностью временных интервалов, разделяющих начальные и конечные стадии процесса обращения, и др.

Составитель: Крайденко Р.И.

Ядерная чистота

Такое количество примесей, которое не мешает протеканию цепной реакции.

Ядерная чистота - определяется суммой элементов с высоким сечением поглощения нейтронов.

σ_a поглощения тепловых нейтронов (барн).

Ядерная чистота – произведение $x \cdot \rho$, где

x - % содержания примеси;

ρ – коэффициент захвата нейтронов деления примеси.

$$\rho = \sigma_a (238/A)$$

Суммарный коэффициент опасности – $\Sigma = x_1 \cdot \rho_1 + x_2 \cdot \rho_2 + x_i \cdot \rho_i \approx 0,25$

Элемент	σ_a	Группа	Допустимое содержание, % масс
C	0,0045	$\sigma < 0,1$	10^{-2}
Be	0,009		
F	0,01		
Mg	0,059		
Si	0,13		
Pb	0,17		
Zr	0,18		
P	0,19		

Составитель: Крайденко Р.И.

Элемент	δ_a	Группа	Допустимое содержание, % масс
Al	0,215	0,1< δ <1	10 ⁻³
Na	0,49		
Ce	0,7		
Mo	2,4	1< δ <10	10 ⁻⁴
Fe	2,3		
Cr	2,9		
Cu	3,6		
Ni	4,5		
V	4,7		
Li	67	100< δ	10 ⁻⁶
Lu	108		
Hf	118		
B	750		
Dy	1100		
Cd	2400		
Eu	4500		
Sm	6500		
Gd	44000		

Составитель: Крайденко Р.Н.

В основе презентации лежат труды авторов:

- Андреев Г.Г.;
- Бекман И.Н.;
- Галкин Н.П.;
- Дьяченко А.Н.;
- Калинин Б.А.
- Кошелев Ф.П.;
- Ран Ф.;
- Синев Н.М.;
- Тураев Н.С.;
- internet

Составитель: Крайденко Р.И.