

ЯДЕРНАЯ ИНДУСТРИЯ

Курс лекций

Лекция 11. ФИЗИКА АТОМНОГО РЕАКТОРА

Содержание

1. ЭНЕРГЕТИКА АТОМНОГО РЕАКТОРА	1
2. ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В АТОМНОМ РЕАКТОРЕ	2
2.1 Цепная реакция деления	3
2.2 Жизненный цикл нейтронов	5
2.3 Критическая масса	6
2.4 Управление цепной реакцией деления	10
2.5 Эффекты реактивности	13
2.6 «Иодная яма»	16
2.7 Управление реактором	17
2.8 Эффективность реактора	19
3. ОСНОВНЫЕ МОМЕНТЫ ФИЗИКИ РЕАКТОРОВ	20

Ядерные реакторы представляют собой устройства, обеспечивающие возможность протекания цепной реакции деления атомных ядер в контролируемых условиях. Физика данного процесса достаточно сложна. В данной лекции мы ограничимся рассмотрением лишь основных процессов, протекающих в атомном реакторе, при его стабильной эксплуатации.

1. ЭНЕРГЕТИКА АТОМНОГО РЕАКТОРА

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 ^{232}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 в среднем образуется 2-3 нейтрона. Именно поэтому возможна цепная реакция деления (Как мы увидим ниже, цепная реакция деления в чистом уране-238 невозможно из-за наличия побочного процесса захвата нейтрона, однако при наличии в уране примеси урана-235 – изотопа, дающего большее число нейтронов при одном акте распада, - цепная реакция деления становится возможной)..

Из значений энергии связи нуклонов в ядре можно рассчитать энергию, выделяющуюся при делении ядра:

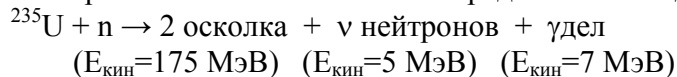
Средняя энергия связи на нуклон для тяжелых ядер	7,6 МэВ
Средняя энергия связи на нуклон для ядер с числом нуклонов около 80-150	8,5 МэВ
Разность, т.е. энергия на один нуклон, выделяющаяся при делении ядер	0,9 МэВ
Энергия, выделяющаяся при делении ядра с числом нуклонов более 100 ($235 \cdot 0,9$ МэВ)	210 МэВ
Эта энергия распределяется следующим образом:	
Кинетическая энергия осколков	175 МэВ
Кинетическая энергия нейтронов деления	5 МэВ
Энергия γ - квантов, испускаемых возбужденными осколками в момент деления	7 МэВ
Энергия β -частиц, испускаемых продуктами деления	7 МэВ
Энергия γ - квантов, испускаемых продуктами деления	6 МэВ

Энергия, уносимая нейтрино

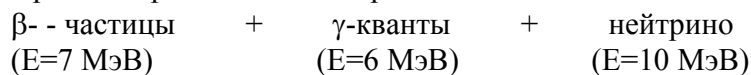
10 МэВ

Напомним, что в физике ядерного реактора принята единица измерения энергии - мега электрон-вольт [МэВ] $1 \text{ МэВ} = 1.602 \cdot 10^{-13} \text{ Дж}$ ($1 \text{ МэВ} = 1\,000\,000 \text{ эВ}$). Энергию в 1 эВ приобретает электрон при прохождении разности потенциалов 1в; 1 мегаэлектронвольт (Мэв) = $1,6 \cdot 10^{-6} \text{ эрг} = 3,827 \cdot 10^{-17} \text{ ккал.}$

Энергетический баланс можно представить в виде уравнения:



Процессы радиоактивного распада осколков деления



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 легкой осколок, согласно закону сохранения импульса, имеет большую кинетическую энергию. Так, при делении ${}^{235}\text{U}$ под действием тепловых нейтронов наиболее вероятное значение кинетической энергии легких осколков составляет 105 МэВ, а тяжелых осколков – 70 МэВ.

Тот факт, что энергия реакции передается в основном осколкам деления (эти осколки имеют сравнительно небольшой пробег и их довольно легко остановить) и определило эффективность использования реакции деления в энергетике (ситуация здесь коренным образом отличается от реакции термоядерного синтеза, где чуть ли не вся энергия уносится длиннопробежными нейтронами).

Из энергии $\Delta E=210 \text{ МэВ}$, выделяющейся при делении ядер, может быть использовано 190 МэВ. Энергию нейтрино, вследствие незначительного взаимодействия его с веществом, нельзя использовать вообще, а из энергии γ -излучения, образующегося в момент деления ядра, в тепло может быть превращена только та часть ее, которая поглощается в реакторе. Часть энергии, выделяющейся при распаде продуктов деления, которая поглощается в активной зоне, также может быть использована; из-за оставшейся части этой энергии возникают большие проблемы при хранении продуктов деления после переработки облученного ядерного топлива.

Так как энергия в 1 эВ/атом соответствует 96,3 кДж/моль (или 23 ккал/атом), то энергия, которая может быть использована при делении 1 г ${}^{235}\text{U}$, равна: $E_{\text{полезн}} = (190 \cdot 10^6 \cdot 96,5) / 235 \text{ кДж} = 7,79 \cdot 10^7 \text{ кДж} = 1,85 \cdot 10^7 \text{ ккал} = 2,15 \cdot 10^4 \text{ кВт} \cdot \text{ч} = 1 \text{ МВт} \cdot \text{сут}$, т.е. для получения в реакторе мощности 1 МВт ежедневно следует расщеплять 1 г ${}^{235}\text{U}$ (для современного реактора с электрической мощностью около 3000 МВт количество делящегося урана за год составляет около 1 т). Для получения в реакторе мощности в 1 Вт необходимо $3,1 \cdot 10^{10}$ деление/с.

Для сравнения напомним, что при сгорании 1 г угля выделяется только 33,9 кДж (8,1 ккал) или соответственно $9,4 \cdot 10^{-3} \text{ кВт} \cdot \text{ч}$. Таким образом, при делении урана выделяется почти в два миллиона раз больше энергии, чем при сгорании такого же количества угля. При делении 1 кг ${}^{235}\text{U}$ (например, в атомной бомбе, сброшенной на Хиросиму) выделяется такая же энергия, как при взрыве 20000 т тротила.

2. ФИЗИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ В АТОМНОМ РЕАКТОРЕ

В зависимости от энергии принято делить нейтроны на группы:

тепловые, энергия движения которых соизмерима с энергией теплового движения среды $E < 0.5 \text{ эВ}$.

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

быстрые $E > 2000 \text{ эВ}$.

Тепловые нейтроны (Thermal neutrons) - нейтроны, кинетическая энергия которых ниже определенной величины. Эта величина может меняться в широком диапазоне и зависит от области применения (физика реакторов, защита или дозиметрия). В физике реакторов эта величина выбирается чаще всего равной 1 эВ.

Быстрые нейтроны (Fast neutrons) - нейтроны, кинетическая энергия которых выше некоторой определенной величины. Эта величина может меняться в широком диапазоне и зависит от применения

(физика реакторов, защита или дозиметрия). В физике реакторов эта величина чаще всего выбирается равной 0,1 МэВ.

Основным топливом в ядерных реакторах является уран, поэтому рассмотрим вероятность реакции деления изотопов урана под действием нейтронов с различной энергией. Как известно, природный уран состоит из двух изотопов ^{238}U (основной изотоп) и ^{235}U (примесь, 0,7%) Деление изотопа урана ^{238}U возможно только нейтронами с энергией большей 1 МэВ, но вероятность деления (сечение реакции деления), при таких энергиях в 4 раза меньше чем вероятности захвата или рассеяния. Другими словами из 5 нейтронов столкнувшихся с ядром ^{238}U , только 1 вызовет деление. При меньших энергиях происходит только радиационный захват или рассеяние нейтронов. Причем при энергиях 7 эВ - 200 эВ сечение захвата очень сильно возрастает (резонансный захват). Нейтроны поглощаются без деления и выбывают из цепной реакции. Поэтому цепная реакция на чистом ^{238}U невозможна. Для изотопа урана ^{235}U деление возможно нейтронами любых энергий, причем вероятность деления (сечение реакции деления) для тепловых нейтронов в 100 раз больше чем для быстрых нейтронов с энергией 5 - 6 МэВ.

2.1 Цепная реакция деления

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.

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

Анализ начнем с реакции деления в чистом ^{238}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.

Почему невозможна цепная реакция на чистом ^{238}U ?

Ядра некоторых природных изотопов: $_{92}\text{U}^{298}$, $_{92}\text{Pa}$, $_{90}\text{Th}$ делятся только достаточно быстрыми нейтронами (с энергией свыше 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 из игры, 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.

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.

***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 .*

Вернемся теперь к естественному урану.

Нейтроны, рожденные при делении с энергией 2 МэВ, в результате рассеяния потеряют свою энергию (замедлятся). 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.

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 .

Коротко остановимся на математическом аппарате процесса рассеяния и замедления нейтронов.

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.

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.

В «медленных» атомных реакторах происходит деление под действием тепловых нейтронов, которые при 293К подчиняются распределению Максвелла с наиболее вероятной энергией $E_{\text{вер}}=0,0253$ эВ (наиболее вероятная скорость 2200 м/с). Вторичные нейтроны со средней энергией 1 – 2 МэВ вследствие упругих столкновений с атомами замедлителя превращаются в тепловые нейтроны. При упругом столкновении нейтрона, обладающего первоначальной энергией E_0 , с покоящимся ядром (с числом нуклонов A) отношение энергий нейтрона после и до столкновения (E_1) равно:

$$\frac{E_1}{E_0} = \frac{\left[\left(A^2 - 1 + \cos^2 \varphi \right)^{1/2} + \cos \varphi \right]^2}{(A + 1)},$$

где φ - угол рассеяния. Нейтрон имеет минимальную энергию после столкновения с ядром при угле рассеяния $\varphi = 180^\circ$. Уменьшение энергии нейтрона тем больше, чем меньше нуклонов содержится в рассеивающем ядре. Среднее число столкновений n , в результате которых первоначальная энергия E_0 уменьшается до E_n равно

$$n = \frac{\ln(E_0/E_1)}{\xi},$$

где ξ - средняя логарифмическая потеря энергии за одно столкновение. Для протия $\xi = 1$ (сечение поглощения $\sigma=0,33$), для дейтерия $\xi = 0,725$ ($\sigma = 0,0006$), для углерода $\xi = 0,158$ ($\sigma=0,0037$), для кислорода $\xi = 0,12$ ($\sigma = 0,0002$).

В «быстрых» реакторах и в атомной бомбе осуществляется ядерная цепная реакция на **быстрых** нейтронах. При взаимодействии быстрых нейтронов деления с ядрами ^{235}U , ^{233}U и ^{239}Pu преобладающим видом взаимодействия является деление: упругое и неупругое рассеяние не препятствует делению этих ядер, т.к. они могут делиться и нейтронами, испытывающими рассеяние и потерявшими часть энергии. Единственный процесс обрыва цепей – уход нейтронов за пределы блока из делящегося вещества.

2.2 Жизненный цикл нейтронов

Рассмотрим "пакет" из $N_0 = 100$ нейтронов рожденных со средней энергией 2 МэВ. Часть нейтронов, сталкиваясь с изотопом ^{238}U , вызовет его деление. Число нейтронов возрастет до $N_0 \cdot \mu$, где μ - коэффициент размножения на быстрых нейтронах. Замедлившись до резонансных значений энергии часть нейтронов поглотится ядрами ^{238}U , и их общее число составит: $N_0 \cdot \mu \cdot \varphi_8$, где φ_8 - вероятность избежать резонансного захвата ядрами ^{238}U . Замедлившись до тепловых энергий часть нейтронов поглотится в изотопе урана ^{235}U , эта часть составляет: $N_0 \cdot \mu \cdot \varphi_8 \cdot \theta_5$, где θ_5 - вероятность поглощения нейтронов в ^{235}U .

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.

На каждый поглощенный нейтрон приходится в среднем ν_{f5} рожденных нейтронов. В результате количество нейтронов второго поколения составит: $N_2 = N_0 * \mu * \varphi_8 * \theta_5 * \nu_{f5}$, где ν_{f5} - количество нейтронов деления на один акт захвата нейтрона ядром ^{235}U . В данном случае мы не рассматривали потери нейтронов связанные с вылетом за пределы среды размножения (утечку нейтронов), поэтому данная формула справедлива только для бесконечной среды.

Коэффициент размножения:

$$K_{бес} = \frac{N_0 * \mu * \varphi_8 * \theta_5 * \nu_{f5}}{N_0} = \mu * \varphi_8 * \theta_5 * \nu_{f5}$$

$K_{бес}$ - формула четырех сомножителей - характеризует среду в которой происходит размножение если $K_{бес} < 1$ то цепная реакция невозможна, ни при каких условиях. Если $K_{бес} > 1$ то можно подобрать размеры и массу среды таким образом, чтобы реакция была осуществима, поскольку от размеров и массы зависит количество нейтронов вылетающих за пределы среды и не участвующих в цепной реакции. Если обозначить за $P_{ут}$ - вероятность нейтрона избежать утечки из реактора то условием протекания реакции является: $K_{эфф} = P_{ут} * K_{бес} = 1$ или $P_{ут} = 1 / K_{бес}$.

Приведем возможные значения коэффициентов: для среды с параметрами $\mu = 1.05$; $\varphi_8 = 0.823$; $\theta_5 = 0.823$; $\nu_{f5} = 2.071$; коэффициент размножения $K_{бес} = 1.54$, чтобы в такой среде протекала цепная реакция, вероятность избежать утечки должна быть не менее $P_{ут} = 0.65$. В этом случае количество нейтронов во втором поколении составит: $N_2 = N_0 * K_{бес} * P_{ут} = 100 * 1.54 * 0.65 = 100$ следовательно $K_{эфф} = 1$.

Величина утечки определяет критическую массу и критические размеры. Эти параметры зависят также от формы активной зоны реактора (или заряда в атомной бомбе). Для шара они меньше чем для цилиндра или параллелепипеда.

2.3 Критическая масса

Критическая масса - минимальная масса делящегося вещества, обеспечивающая протекание самоподдерживающейся ядерной цепной реакции деления. Критическая масса тем меньше, чем меньше период полураспада деления и чем выше обогащение рабочего элемента делящимся изотопом.

Критическая масса в энергетическом реакторе - наименьшая масса топлива, в которой может протекать самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер при определенной конструкции и составе активной зоны (зависит от многих факторов, например: состава топлива, замедлителя, формы активной зоны и др.).

Критическая сборка - исследовательская ядерная установка с такой конфигурацией ядерного материала, в которой при соответствующих мерах может поддерживаться цепная ядерная реакция.

Критическое состояние реактора - стационарное состояние реактора, при котором количество нейтронов не изменяется во времени.

Критичность - условия, при которых в ядерной установке может поддерживаться цепная ядерная реакция.

Критическую массу могут образовывать только нечетные изотопы. Лишь ^{235}U встречается в природе, а ^{239}Pu и ^{233}U - искусственные, они образуются в ядерном реакторе (в результате захвата нейтронов ядрами ^{238}U и ^{232}Th с двумя последующими β - распадами).

Пример: Расчет критической массы урана. Необходимым условием для осуществления цепной реакции является наличие достаточно большого количества делящегося вещества (например,

урана), так как в образцах малых размеров большинство нейтронов пролетает сквозь образец, не попав ни в одно ядро. Цепная реакция ядерного взрыва возникает при достижении делящимся веществом некоторой критической массы. Попытаемся оценить ее величину. Пусть имеется кусок вещества, способного к делению, например, уран-235, в который попадает нейтрон. Какова его судьба? Он либо вызовет деление, либо бесполезно поглотится веществом, либо, продифундировав, выйдет через наружную поверхность. Важно установить, что будет на следующем этапе – уменьшится или увеличится число нейтронов в среднем, т.е. ослабнет или разовьется цепная реакция, т.е. будет ли система в подкритическом или в надкритическом (взрывном) состоянии. Так как вылет нейтронов регулируется размером (для шара – радиусом), то возникает понятие критического размера (и массы). Для развития взрыва размер должен быть больше критического.

Критический размер делящейся системы можно оценить, если известна длина пробега нейтронов в делющемся материале.

Нейтрон, летая по веществу, изредка сталкивается с ядром, он как бы видит его поперечное сечение. Размер поперечного сечения ядра $\sigma=10^{-24}$ см² (барн). Если N - число ядер в кубическом сантиметре, то комбинация $L=1/N\sigma$ дает среднюю длину пробега (путь) нейтрона по отношению к ядерной реакции. Длина пробега нейтрона – единственная размерная величина, которая может послужить отправной точкой оценки критразмера. В любой физической теории используются методы подобия, которые, в свою очередь, строятся из безразмерных комбинаций размерных величин, характеристик системы и вещества. Таким безразмерным числом является отношение радиуса куска делящегося материала к длине пробега в нем нейтронов. Если принять, что безразмерное число порядка единицы, а длина пробега при типичном значении $N=10^{23}$, $L=10$ см (для $\sigma=1$) (обычно σ обычно намного выше 1, так что критическая масса меньше нашей оценки). Критическая масса зависит от сечения реакции деления конкретного нуклида. Так, для создания атомной бомбы необходимо примерно 3 кг плутония или 8 кг ²³⁵U (при имплозивной схеме и в случае чистого ²³⁵U, при использовании же 90% ²³⁵U) При ствольной схеме атомной бомбы требуется примерно 50 кг оружейного урана (При плотности урана $1,895 \cdot 10^4$ кг/м³ радиус шара такой массы равен примерно 8,5 см, что на удивление хорошо совпадает с нашей оценкой $R=L=10$ см).

Выведем теперь более строгую формулу для расчета критического размера куска делящегося материала.

Как известно, при распаде ядра урана образуется несколько свободных нейтронов. Часть из них покидает образец, а часть поглощается другими ядрами, вызывая их деление. Цепная реакция возникает, если число нейтронов в образце начинает лавинообразно расти. Для определения критической массы можно использовать уравнение диффузии нейтронов:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D\Delta C + \beta C$$

где C - концентрация нейтронов, $\beta > 0$ – константа скорости реакции размножения нейтронов (аналогично постоянной радиоактивного распада имеет размерность 1/сек, D - коэффициент

диффузии нейтронов, оператор Δ зависит от геометрии системы, например, для пластины $\Delta = \frac{\partial^2 C}{\partial x^2}$

Пусть образец имеет форму шара радиусом R . Тогда нам надо найти решение уравнения (1), удовлетворяющее краевому условию:

$$C(R,t)=0.$$

Сделаем замену $C = ve^{\beta t}$, тогда

$$\frac{\partial C}{\partial t} = \frac{\partial v}{\partial t} e^{\beta t} + \beta e^{\beta t} v = D\Delta v e^{\beta t} + \beta v e^{\beta t}$$

Получили классическое уравнение теплопроводности:

$$\frac{\partial v}{\partial t} = D\Delta v$$

Решение этого уравнения хорошо известно

$$v(r,t) = \frac{1}{r} \sum_{n=1}^{\infty} B_n \sin \frac{\pi n}{R} r e^{-\frac{\pi^2 n^2}{R^2} D t}$$

значит $C(r,t) = \frac{1}{r} \sum_{n=1}^{\infty} B_n \sin \frac{\pi n}{R} r e^{\left(\beta - \frac{\pi^2 n^2}{R^2} D \right) t}$.

Цепная реакция пойдёт при условии (то есть $C(r,t)|_{t \rightarrow \infty} \rightarrow \infty$), что хотя бы при одном n коэффициент в показателе степени положителен.

Если $\beta - \frac{\pi^2 n^2}{R^2} D > 0$, то $\beta > \frac{\pi^2 n^2}{R^2} D$ и критический радиус сферы: $R = \pi n \sqrt{\frac{D}{\beta}}$.

Если $\pi \sqrt{\frac{D}{\beta}} \geq R$, то ни при каком n не будет растущей экспоненты

Если $\pi \sqrt{\frac{D}{\beta}} < R$, то хотя бы при одном n мы получим растущую экспоненту.

Ограничимся первым членом ряда, $n=1$:

$$R = \pi \sqrt{\frac{D}{\beta}}$$

Критическая масса: $M = \rho V = \rho \frac{4}{3} R^3$.

Минимальное значение радиуса шара при котором возникает цепная реакция называется **критическим радиусом**, а масса соответствующего шара - **критической массой**.

Подставив значение для β , получим формулу для расчета критической массы:

$$M_{кр} = \rho \pi^4 \frac{4}{3} \left(\frac{D}{\beta} \right)^{\frac{3}{2}}$$

Величина критической массы зависит от формы образца (в нашем случае это шар), коэффициента размножения нейтронов и коэффициента диффузии нейтронов. Их определение является сложной экспериментальной задачей, поэтому полученная формула используется для определения указанных коэффициентов, а проведенные выкладки являются доказательством существования критической массы.

Роль размеров образца очевидна: с уменьшением размеров процент нейтронов, вылетающих через ее поверхность, увеличивается, так что при малых (ниже критических!) размерах образца цепная реакция становится невозможной даже при благоприятном соотношении между процессами поглощения и образования нейтронов.

Для высокообогащенного урана значение критической массы составляет около 52 кг, для оружейного плутония - 11 кг. В нормативных документах по охране ядерных материалов от хищения указываются критические массы: 5 кг ^{235}U или 2 кг плутония (для имплозивной схемы атомной бомбы). Для пушечной схемы, естественно, критические массы намного больше. На базе этих значений строится интенсивность защиты делящихся веществ от нападения террористов.

В зависимости от конкретного вида делящегося вещества количество материала, которое составляет критическую массу, может изменяться в широком диапазоне и зависит от плотности,

характеристик (вид материала и толщина) отражателя, а также от природы и процентного содержания любых присутствующих инертных разбавителей (таких как кислород в оксиде урана, ^{238}U в частично обогащенном ^{235}U или химические примеси). В целях сравнения, приведем критические массы шаров без отражателя для нескольких видов материалов с некоторой стандартной плотностью.

Для сравнения приведем следующие примеры критических масс:

- 10 кг Pu-239, металл в альфа-фазе (плотность $19,86 \text{ г/см}^3$);
- 52 кг 94%-го U-235 (6% U-238), металл (плотность $18,72 \text{ г/см}^3$);
- 110 кг UO_2 (94% U-235) при плотности в кристаллическом виде 11 г/см^3 ;
- 35 кг PuO_2 (94% Pu-239) при плотности в кристаллическом виде $11,4 \text{ г/см}^3$.

Критическую массу можно существенно уменьшить, окружив образец делящегося вещества слоем материала, отражающего нейтроны, например, бериллия или природного урана. Отражатель возвращает значительную часть нейтронов, вылетающих через поверхность образца. Например, если использовать отражатель толщиной в 5 см, изготовленный из таких материалов, как уран, железо, графит, критическая масса составит половину от критической массы «голого шара». Более толстые отражатели будут далее уменьшать требуемую критическую массу. Особенно эффективен бериллий, обеспечивающий критическую массу в 1/3 от стандартной критической массы.

При прочих равных условиях минимальные критические размеры должны быть у установок сферической формы. Система на тепловых нейтронах имеет самый большой критический объем и минимальную критическую массу.

Важную роль играет степень обогащения по делящемуся нуклиду. Так, реакторный (энергетический) плутоний неоднозначно определен, поскольку процентное содержание в нем ^{240}Pu зависит от степени облучения топлива в реакторе до его выгрузки. При выгорании несколько выше того уровня, который применяется в настоящее время, критическая масса "голого шара" плутония будет всего лишь на 25-35% больше, чем критическая масса чистого ^{239}Pu . Благодаря самопроизвольному делению, влияние ^{240}Pu на нейтронный источник в материале должно быть более значительным, чем его влияние на критическую массу. Тем не менее, ядерное оружие может быть изготовлено из реакторного плутония.

Другой очевидный случай разбавления - разбавление урана до уровня обогащения ниже 94%. Здесь влияние на критическую массу достаточно сильное. Например, критическая масса урана с обогащением ^{235}U 50% составляет 160 кг (в 3 раза больше массы 94%-го урана), а критическая масса 20%-го урана составляет 800 кг (то есть в ~15 раз больше, чем критическая масса 94%-го урана). Аналогичные коэффициенты зависимости от уровня обогащения применимы и к оксиду урана.

Критическая масса обратно пропорциональна квадрату плотности материала. Так, критическая масса металлического плутония в дельта-фазе (плотность $15,6 \text{ г/см}^3$) составляет 16 кг. Это обстоятельство учитывается при конструировании компактной атомной бомбы. Поскольку вероятность захвата нейтронов пропорциональна концентрации ядер, увеличение плотности образца, например в результате его сжатия, способно привести к возникновению в образце критического состояния. Именно этот способ и применяется в ядерных взрывных устройствах, в которых масса делящегося вещества, находящаяся в подкритическом состоянии переводится в сверхкритическое с помощью направленного взрыва, подвергающего заряд сильной степени сжатия. Минимальное количество делящегося вещества, необходимого для осуществления цепной реакции, зависит в основном от достижимой на практике степени сжатия. Степень и скорость сжатия массы делящегося вещества определяют не только количество расщепляющегося материала, необходимого для создания взрывного устройства, но и мощность взрыва.

Дело в том, что энергия, выделяющаяся в ходе цепной реакции, приводит к быстрому разогреву массы делящегося вещества и, как результат, к разлету этой массы. Через некоторое время заряд теряет критичность и цепная реакция останавливается. Поскольку полная энергия взрыва зависит от количества ядер, успевших претерпеть деление за время, в течение которого

заряд находился в критическом состоянии, для получения достаточно большой мощности взрыва необходимо удерживать массу делящегося вещества в критическом состоянии как можно дольше. На практике это достигается путем быстрого сжатия заряда с помощью направленного взрыва, так что в момент начала цепной реакции, масса делящегося вещества обладает очень большим запасом критичности. Поскольку в процессе сжатия заряд находится в критическом состоянии, необходимо устранить посторонние источники нейтронов, которые могут дать начало цепной реакции еще до достижения зарядом необходимой степени критичности.

Преждевременное начало цепной реакции приведет, во-первых, к уменьшению скорости выделения энергии, а во-вторых, к более раннему разлету заряда и потере им критичности. После того как масса делящегося вещества оказалась в критическом состоянии, начало цепной реакции могут дать акты спонтанного деления ядер урана или плутония. Однако, интенсивность спонтанного деления оказывается недостаточной для того, чтобы обеспечить необходимую степень синхронизации момента начала цепной реакции с процессом сжатия вещества и для обеспечения достаточно большого количества нейтронов в первом поколении.

Для решения этой проблемы в ядерных взрывных устройствах применяют специальный источник нейтронов, который обеспечивает "впрыск" нейтронов в массу делящегося вещества. Момент "впрыска" нейтронов должен быть тщательно синхронизован с процессом сжатия, так как слишком раннее начало цепной реакции приведет к быстрому началу разлета делящегося вещества и, следовательно, к значительному уменьшению энергии взрыва.

2.4 Управление цепной реакцией деления

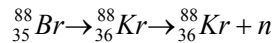
Необходимым условием для осуществления практической реализации цепной реакции деления, является наличие критической массы делящейся среды. Однако это не единственное условие. Получив критическую массу делящегося вещества, мы можем получить атомную бомбу, вместо атомной станции, если не сможем управлять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

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

Коэффициент размножения нейтронов $K_{эф}$ 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 $K_{эф}$ 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. $K_{эф}$ 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.

Рассмотрим некий абстрактный реактор. Время жизни нейтронов t (время от образования в результате деления до поглощения) составляет от 10^{-3} с до 10^{-5} с. Пусть для увеличения мощности реактора мы увеличили $K_{эф}$ на 0.1 %. В какой то момент времени $K_{эф}$ станет равным 1.001. Тогда количество нейтронов будет увеличиваться на 0.01% в каждом новом поколении. За 1 секунду сменится 1000 поколений нейтронов, и их количество увеличится, в $(1.001)^{1000} = 2.47$ раз. Количество нейтронов прямо пропорционально мощности. Следовательно, за секунду мощность реактора увеличится в два с половиной раза, а еще через несколько секунд реактор расплавится. Ясно, что управлять таким реактором очень сложно, практически невозможно.

Возможность создания управляемого реактора (а не только бомбы) связана с тем фактом, что не все нейтроны образуются сразу, в результате деления. Часть нейтронов (около 0.7%) образуется в результате распадов ядер осколков. Например, в результате деления один из образовавшихся осколков оказался бором, который через 16 секунд путем β^- - распада превращается в неустойчивый криптон, который в свою очередь испускает нейтрон:



Нейтроны, образовавшиеся в результате деления называются мгновенными нейтронами. Нейтроны образовавшиеся в результате цепочки распадов осколков называются запаздывающими нейтронами. Ядра, испускающие нейтроны, называются ядра предшественники. Среднее время жизни запаздывающих нейтронов составляет для ${}^{235}\text{U}$ около 12 сек (зависит от периода полураспада ядер предшественников). Именно наличие запаздывающих нейтронов позволило осуществить контролируемую цепную реакцию деления в реакторе и эффективно управлять ею в ходе работы реактора.

Рассмотрим процесс увеличения мощности реактора. Пусть мы увеличили коэффициент размножения на 0.01 %, $K_{эф} = 1.001$. Рассмотрим отдельно мгновенные и запаздывающие нейтроны. Доля мгновенных нейтронов составляет в среднем 0.993. Коэффициент размножения только на мгновенных нейтронах равен $1.001 * 0.993 = 0.994$ - разгон реактора при наличии только мгновенных нейтронов невозможен. А поскольку время жизни запаздывающих нейтронов около 12 с, то и увеличение мощности реактора происходит достаточно медленно. В практике удобнее пользоваться не коэффициентом размножения, а производной от него величиной – реактивностью (реактивность – мера отклонения от критичности).

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.

$$r = \frac{K_{эф} - 1}{K_{эф}}$$

При увеличении коэффициента размножения $K_{эф}$ говорят о внесенной положительной реактивности, при уменьшении - говорят о внесенной отрицательной реактивности. Эта величина определяет темп разгона реактора при $r > 0$. Для обеспечения безопасной работы реактора увеличение реактивности в реакторе не должно превышать долю запаздывающих нейтронов. $r < \beta$, где β - доля запаздывающих нейтронов.

Реактор называется **критическим**, если число новых нейтронов, избежавших резонансный захват ядрами урана-238 и утечку из реактора при замедлении и диффузии, точно равно числу поглощенных. Это состояние соответствует равенству $K_{эф} = 1$. В подкритическом реакторе реактивность отрицательна, в надкритическом – положительна, а в критическом равна нулю.

Зависимость количества актов деления от времени может быть представлена следующим образом:

$$N = N_0 e^{\frac{(K_{эф} - 1)t}{\tau}}$$

где N - полное число актов деления, произошедших за время t с начала реакции, N_0 - число ядер, претерпевших деление в первом поколении, k - коэффициент размножения нейтронов, τ - время "смены поколений," т.е. среднее время между последовательными актами деления, характерное значение которого составляет 10^{-8} сек.

Большие значения $K_{эф}$ ведут к атомному взрыву. Если предположить, что цепная реакция начинается с одного акта деления и значение коэффициента размножения составляет 2, то несложно оценить количество поколений, необходимое для выделения энергии, эквивалентной взрыву 1 килотонны тринитротолуола (10^{12} калорий или $4.19 * 10^{12}$ Дж). Поскольку в каждом акте деления выделяется энергия равная примерно 180 МэВ (2.910^{11} Дж), должно произойти $1.45 * 10^{23}$ актов распада (что соответствует делению примерно 57 г делящегося вещества). Подобное количество распадов произойдет в течение примерно 53 поколений делящихся ядер. Весь процесс займет около 0.5 микросекунд, причем основная доля энергии выделится в течение последних

нескольких поколений. Продление процесса всего на несколько поколений приведет к значительному росту выделенной энергии. Так, для увеличения энергии взрыва в 10 раз (до 100 кт) необходимо всего пять дополнительных поколений.

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.

Если в некоторый момент времени реактивность скачком изменилась от нуля до $\rho \ll 1$, тогда мощность реактора возрастет по закону:

$$P(t) = P_0 e^{\frac{\rho}{\tau} t},$$

где τ - среднее время жизни поколения нейтронов в реакторе, P_0 - мощность реактора при времени $t=0$. Величину $T = \tau/\rho$ называют периодом реактора.

Период реактора это время, в течение которого мощность изменяется в e раз ($e = 2.718$)

По правилам безопасности, при нормальной работе реактора, его период не должен быть менее 15-20 секунд.

Время жизни мгновенных нейтронов в тепловом реакторе складывается из времени замедления быстрых нейтронов и времени диффузии тепловых нейтронов. Оценка дает $\tau = 5 \cdot 10^{-4}$ сек.

Пример. Пусть реактивность реактора $\rho = 0,0025$. Период реактора $T = 5 \cdot 10^{-4} / 0,0025 = 0,2$ сек. За 1 сек мощность реактора увеличивается в $P(1)/P_0 = e^5 = 150$ раз. Автоматическое регулирование при таких скоростях невозможно. Реактор разрушится раньше, чем сработают автоматы управления.

Однако (как уже упоминалось выше) после деления не все нейтроны испускаются мгновенно. Небольшая часть нейтронов испускается с запаздыванием в 12,5 сек. Запаздывающие нейтроны замедляются и диффундируют. Они появляются в реакторе спустя 0,08 сек. Период реактора при $\rho = 0,0025$ становится равным не 0,2, а 32 сек и мощность возрастает за 1 сек только на 3,1%. При таких скоростях нарастания мощности реактор легко поддается автоматическому регулированию.

Пример: Мы внесли реактивность $\rho = 0.014$ в реактор, где доля запаздывающих нейтронов $b = 0.007$. Доля мгновенных нейтронов составляет $1-b = 0.993$. Коэффициент размножения в этом случае составит $K_{эфф} = 1/(1-b) = 1.0142$. Коэффициент размножения на мгновенных нейтронах $= 1.0142 \cdot 0.993 = 1.0071$ через 1 сек при времени жизни мгновенных нейтронов 10^{-3} сек мы получим увеличение количества мгновенных нейтронов, а значит и мощности, в $1.0071^{1000} = 1181$ раз.

Если мы внесем в реактор положительную реактивность, большую доли запаздывающих нейтронов, то мы получим разгон на мгновенных нейтронах. Период реактора будет определяться временем жизни мгновенных нейтронов, который, как было сказано, составляет тысячные доли секунды.

Правила ядерной безопасности жестко ограничивают величину единовременно вносимой реактивности.

Замечание. Выше мы ограничились приближенной теорией размножения нейтронов в реакторе. Более строго для реактора с замедлителем она выглядит следующим образом. Размножение нейтронов является основой самоподдерживающейся цепной реакции деления ядер. Цикл размножения нейтронов начинается с акта захвата нейтрона ядром тяжелых ($U-235$, $Pu-239$ и других "делящихся") элементов. Интенсивность захватов, т.е. число актов захватов нейтронов в единице объема в единицу времени есть

$n\nu\sigma_c$ где n - плотность нейтронов, ν - их скорость, ρ - плотность ядер поглотителя, σ_c - вероятность поглощения нейтрона, т.н. **сечение поглощения**. Индекс c означает "capture", т.е. захват. Величина $n\nu\sigma_c = \Psi$ - называется потоком нейтронов, $\rho\sigma_c = \Sigma_c$ - макроскопическим сечением поглощения. При каждом акте деления ядер тяжелых "делящихся" элементов испускается 2-3 новых, "быстрых" нейтронов. Это число обозначают ν_f . Пересчитывая на один акт захвата нейтрона, это число следует умножить на вероятность деления относительно деления и радиационного захвата, т.е. отношение σ_f и $\sigma_f + \sigma_r = \sigma_c$.

Произведение $\nu_f \frac{\sigma_f}{\sigma_c} = \nu_c$ обозначают ν_c . Это число вторичных быстрых нейтронов на один акт захвата

нейтрона ураном-235, равно примерно 2. Учитывая что топливо реакторов содержит большую долю неделящегося тепловыми нейтронами изотопа урана-238, число новых нейтронов на один акт захвата в

уране топлива составляет $\nu_c = \frac{\Sigma_{c5}}{\Sigma_{c8}} = \eta$. Число новых нейтронов, родившихся в единице объема топлива в

единицу времени есть $\eta\Psi\Sigma_{c8}$. Эти нейтроны, сталкиваясь с ядрами окружающего топлива, могут произвести дополнительные акты деления ядер топлива, произвести как говорят "размножение на быстрых нейтронах". Это умножение поколения нейтронов обозначают буквой μ . Далее нейтроны, сталкиваясь с ядрами замедлителя, теплоносителя и конструктивных элементов теряют свою энергию, "замедляются". При этом некоторая их доля поглощается (без деления) на резонансах сечения поглощения тяжелых элементов и выбывает из игры, а некоторая диффундирует во внешнее пространство и тем самым также теряется. Долю нейтронов "избежавших резонансный захват" обозначают через ϕ , а долю избежавших "утечку" при замедлении - через $W(\kappa\tau)$. Тогда число "замедлившись" нейтронов в единицу времени в единице объема, ставших "тепловыми", т.е. потерявших свою энергию рождения (~ 2 Mev) есть $\eta\mu\phi\Sigma_{c8}W(\kappa\tau)$, где κ - геометрический параметр, τ - "возраст" нейтронов. Эти нейтроны, "диффундируя" в среде, могут потеряться за счет утечки и поглощения в материалах активной зоны. Долю нейтронов, избежавших утечку при диффузии в тепловой области энергии ($\sim kT$ эв), обозначают через $W(\kappa L^2)$, а долю нейтронов поглощенных в тяжелых элементах относительно полного поглощения во всех материалах активной зоны через θ_c . Число нейтронов прошедших весь нейтронный цикл на один нейтрон, поглощенный в тяжелых элементах, т.е. прошедших цикл размножения, замедления, диффузии в тепловой области есть $\eta\mu\phi\Sigma_{c8}W(\kappa\tau)W(\kappa L^2) = K_{эф}$. Произведение $\eta\mu\phi\theta_c = K_{бес}$ называют коэффициентом размножения нейтронов в бесконечной среде - K "бесконечное", а $K_{бес}W(\kappa\tau)W(\kappa L^2) = K_{эф}$ - эффективным коэффициентом размножения нейтронов в конечной среде, K - "эффективное".

2.5 Эффекты реактивности

Если в делящейся среде происходят изменения температуры, ядерного состава, плотности, то они неизбежно приводят к изменению коэффициента размножения. Например, при поднятии температуры среды замедление на горячем замедлителе может ухудшиться, причем изменится вероятность избежать резонансного захвата ϕ_8 . В процессе работы реактора количество ядер делящегося изотопа урана уменьшается, следовательно, уменьшится вероятность поглощения в ^{235}U , θ_5 . Поэтому в начале работы мы должны иметь запас по количеству ядер ^{235}U на выгорание.

Реактивность (Reactivity) - параметр, используемый для определения состояния реактора, равный: $\rho = (K_{эф} - 1) / K_{эф}$ где $K_{эф}$ - 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°C . зависимость реактивности от температуры представляется в виде линейной функции:

$$r = \alpha(\theta - \theta_0),$$

где θ_0 и θ - начальная и текущая температуры реактора.

Отрицательный температурный коэффициент обеспечивает устойчивую и безопасную работу реактора в стационарном режиме. Если мощность реактора по каким-либо причинам увеличится, за этим последует повышение температуры реактора. Тогда реактивность реактора становится отрицательной, и мощность понижается, возвращаясь к исходному уровню. При снижении уровня мощности реактор охлаждается до температуры ниже начальной, вследствие чего появляется положительная реактивность, и заданная мощность восстанавливается. Таким образом, реактор с отрицательным температурным коэффициентом саморегулируется.

Совершенно по-другому ведет себя реактор с положительным температурным коэффициентом. Случайное повышение мощности ведет к появлению положительной реактивности и дальнейшему росту мощности реактора, а понижение мощности – к выключению реактора. Реакторы с положительным температурным коэффициентом неустойчивы в работе и плохо регулируются. Поэтому во время проектирования стремятся найти вариант реактора с отрицательным коэффициентом в области рабочих температур. Особо высок ($-4 \cdot 10^{-4}$) отрицательный температурный коэффициент в водо-водяных реакторах, для водо-графитовых реакторов он значительно ниже. (Низкое отрицательное значение α в реакторе типа РБМК, переход его к положительным значениям в результате неумелых действий операторов, сыграло роковую роль в Чернобыльской катастрофе).

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**.

Коэффициент реактивности мощностной - определяется как изменение реактивности, вызванное изменением мощности на единицу. Строго говоря, определенный таким образом коэффициент не учитывает динамику переходного процесса, которая важна для безопасности реактора. Дело в том, что 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. Естественно, что в каждом конкретном случае роль отдельных компонентов и их вклад в изменение реактивности различны.

Коэффициент реактивности паровой - коэффициент реактивности, зависящий непосредственно от мощности реактора, а не от температуры. По определению он равен изменению реактивности вследствие единичного изменения паросодержания. Понятно, что 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. Нетрудно выявить составляющие парового коэффициента реактивности, если учесть, что изменение паросодержания эквивалентно изменению плотности теплоносителя. Отсюда следует, что знак парового коэффициента реактивности может быть любым; однако для устойчивой работы реактора нужен минус. Это объясняется тем, что паросодержание меняется при изменении мощности с относительно малым запаздыванием, т. е. значением парового коэффициента реактивности определяются в какой-то степени особенности переходных процессов. Понятно, что аналогична роль и температурного коэффициента реактивности по теплоносителю, т.е. он также должен быть отрицательным для обеспечения устойчивой работы реактора.

Физические свойства активной зоны зависят не только от температуры. Во время работы реактора состав активной зоны изменяется, появляются продукты деления, и образуется плутоний. Под выгоранием ядерного топлива понимают относительную убыль делящегося изотопа в ядерных реакциях деления и радиационного захвата. Выгорание влияет на продолжительность кампании реактора, т.е. на время непрерывной работы твэла в активной зоне. Экономически выгодно высокое выгорание ядерного топлива. Это снижает годовой расход твэлов и их химическую переработку. Так, повышение выгорания с 0,25 до 1% увеличивает кампанию реактора в четыре раза. В такое же число раз уменьшается годовой расход твэлов. Выгорание топлива ограничивается изменением свойств ядерного топлива. В действующих энергетических реакторах оно не превышает 1 – 3%.

Пример. В реакторе на тепловых нейтронах энерговыделению 1 Мвт*сутки соответствует сжиганию 1,31 г урана-235, а в быстром реакторе – 1 г.

Мощность ядерного реактора пропорциональна плотности делений ядер в активной зоне. Реактор работает в стационарном режиме, если в активной зоне каждую секунду делится одно и то же число ядер. Если плотность делений ядер изменяется во времени, то реактор работает в нестационарном режиме.

Во время работы реактора часть урана-238 перерабатывается в плутоний.

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 ${}^{239}\text{Pu}$ и ${}^{233}\text{U}$, материалом воспроизводства - ${}^{238}\text{U}$ и ${}^{232}\text{Th}$.

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.

Чем меньше обогащение ураном-235, тем больше урана-238 в активной зоне и тем больше его атомов превращается в плутоний. Для увеличения коэффициента воспроизводства в тепловых реакторах ядерное топливо приготавливают из природного урана, а ТВЭЛЫ размещают в активной зоне с небольшим шагом. Появление плутония повышает реактивность реактора и тем сильнее, чем больше коэффициент воспроизводства, КВ. Начиная с $KB > 0,8$ плутоний не только компенсирует выгорание ^{235}U , но и пополняет запас реактивности. Последним эффектом можно значительно удлинить кампанию реактора. (В некоторых типах реакторов $KB=1,8$, т.е. в конце кампании на каждый килограмм выгоревшего топлива накапливается 1,8 кг плутония). Отметим, что в реакторе получают не чистый ^{239}Pu , а изотопную смесь ^{239}Pu и ^{240}Pu . Второй изотоп относится к резонансным поглотителям, как и ^{238}U . Если плутоний длительное время находится в реакторе, то его свойства как делящегося материала изменяются в связи с тем, что часть ^{239}Pu перерабатывается в ^{240}Pu .

2.6 «Иодная яма»

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 в процессе работы реактора 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.

В реакторах на тепловых нейтронах некоторые продукты деления приводят к эффектам, которые необходимо учитывать при их эксплуатации; в основном это касается ксенона-135. Этот изотоп чрезвычайно активно захватывает тепловые нейтроны. ^{135}Xe образуется главным образом 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. Например, реактор с запасом реактивности 0,1 и потоком 10^{14} н/см² с не может быть запущен ранее, чем через 30 час после остановки. Это явление получило название «иодной ямы». Эффект «иодной ямы» явился одной из основных причин катастрофического развития событий на Чернобыльской АЭС.

- **Отравление реактора (Reactor poisoning)** - поглощение нейтронов частью ядер, у которых сечения поглощения в области энергии тепловых нейтронов велики (образующихся при делении урана и плутония) концентрация которых относительно быстро достигает равновесного значения. Отравление реактора практически полностью определяется ядрами Xe-135 и Sm-149. Рассмотрим отравление Xe-135. Вероятность поглощения тепловых нейтронов этим нуклидом очень велика. Поэтому отравление наиболее существенно в реакторах на тепловых нейтронах и практически отсутствует в реакторах на быстрых нейтронах. Можно предположить, что Xe-135 возникает лишь при делении U-235, потому что выход Xe-135 слабо меняется из-за присутствия других делящихся ядер. После пуска реактора количество Xe-135 вначале довольно резко возрастает, а затем, через

некоторое время из-за ряда процессов достигает стационарного уровня (при работе реактора на стационарном уровне мощности). После остановки реактора количество ядер Хе-135 увеличивается и проходит через максимум. При уменьшении потока нейтронов до нуля прекращается убыль ядер Хе-135 вследствие поглощения нейтронов, которая является преобладающей при достаточно больших мощностях. В то же время скорость образования ядер Хе-135 уменьшается гораздо медленнее, так как время жизни I-135 достаточно велико. Таким образом, после остановки реактора происходит уменьшение реактивности (обусловленное увеличением отравления ксеноном), которое принято называть йодной ямой. Поэтому при пуске реактора после кратковременной остановки требуется запас реактивности для компенсации йодной ямы. С помощью специальных режимов остановки реактора удастся заметно уменьшить глубину йодной ямы, а значит, и запас реактивности, необходимый для пуска реактора после кратковременной остановки. Нестационарное отравление реактора происходит не только при остановке реактора, но и при любом изменении его мощности. Если мощность реактора снижается, то имеет место травление аналогичное йодной яме, но меньшем в масштабе. Увеличение мощности сопровождается обратным эффектом - количество ксенона сначала уменьшается, а спустя некоторый промежуток времени увеличивается. Теперь рассмотрим отравление реактора Sm-149. Потеря нейтронов за счет отравления самарием значительно меньше, чем за счет отравления ксеноном. Аналогично Хе-135, после пуска реактора для Sm-149 наблюдается сначала рост концентрации самария, а потом насыщение. Время насыщения определяется мощностью реактора. При остановке реактора происходит возрастание количества ядер Sm-149 вследствие радиоактивного распада Pm-149 и наблюдается явление, аналогичное йодной яме, с тем, однако, отличием, что число ядер Sm-149 монотонно возрастает во времени (практически приближается к насыщению). Последнее связано со стабильностью Sm-149. Количество самария при насыщении тем больше, чем на большей мощности работал реактор до остановки. Уменьшение реактивности при остановке реактора, обусловленное отравлением Sm-149, значительно меньше глубины йодной ямы, зато в отличие от последней оно сохраняется во времени. Т.е. снижение реактивности вследствие поглощения нейтронов в активной зоне реактора образующимися продуктами деления (главным образом, Хе-135 и Sm-149).

2.7 Управление реактором

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, мы уменьшаем величину θ_5 - вероятность нейтронов поглотится в ^{235}U . Вытаскивая стержень, мы увеличиваем θ_5 , следовательно, 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*.

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.

При разогреве реактора реактивность меняется, в виду изменения температуры и плотности материалов активной зоны. Иногда при разогреве меняется взаимное положение активной зоны и органов регулирования, которые входят в активную зону или выходят из нее, вызывая эффект реактивности при отсутствии активного перемещения органов регулирования.

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 .

Наиболее распространенный способ регулирования это изменение вероятности поглощения нейтрона в ^{235}U (θ_5 в формуле четырех сомножителей). 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 мы загружаем в реактор топливо рассчитанное на работу в течение года, то очевидно, что количество ядер делящегося топлива в начале работы будет больше чем в конце, и мы должны

скомпенсировать избыточную реактивность поместив в реактор поглотители. Если для этой цели использовать регулирующие стержни, то мы должны постоянно перемещать их, по мере того как количество ядер топлива уменьшается. Использование выгорающих поглотителей позволяет уменьшить использование движущихся стержней, а так же упрощает конструкцию системы управления и защиты реактора.

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.

2.8 Эффективность реактора

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.

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.

Надежность реактора в промежутках между плановыми остановками определяется величиной коэффициента готовности.

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 коэффициента использования установленной мощности, 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.

КИУМ на АЭС некоторых стран в настоящее время достаточно высок (более 90%, см. Табл.1). КИУ российских станций существенно ниже, но имеет тенденцию к увеличению.

Табл.1. Энергоблоки АЭС мира с наибольшим средним КИУМ за годы эксплуатации по состоянию на декабрь 1999 г.

№	Блок	Страна	Мощ. МВт	КИУМ %	Тип	Пуск
01	Эмсланд	Германия	1363	92,6	PWR	04/88
02	Неккар 2	Германия	1365	91,0	PWR	03/89
03	Гронде	Германия	1430	90,0	PWR	09/84
04	Олкилуото 1	Финляндия	870	88,1	BWR	09/78
05	Филлипсбург 2	Германия	1424	87,7	PWR	12/84
06	Олкилуото 2	Финляндия	870	87,5	BWR	02/80
07	Ловииза 2	Финляндия	510	87,4	PWR	11/80
08	Тианж 3	Бельгия	1070	87,3	PWR	07/71
09	Пакш 4	Венгрия	460	87,0	PWR	08/87
10	Йонгван 4	Юж. Корея	1000	86,9	PWR	07/95
11	Бецнау 2	Швейцария	372	86,0	PWR	10/71
12	Пакш 3	Венгрия	463	86,0	PWR	08/74
13	Гесген	Швейцария	1020	86,0	PWR	02/79
14	Дозль 3	Бельгия	1056	85,7	PWR	06/82
15	Пакш 2	Венгрия	460	85,5	PWR	09/84
16	Кофрентес	Испания	1025	85,4	BWR	10/84
17	Вогль 2	США	1223	85,2	PWR	04/89
18	Охи 3	Япония	1180	85,1	PWR	06/91
19	Изар 2	Германия	1440	85,1	PWR	01/88
20	Тианж 2	Бельгия	1000	84,9	PWR	04/74
21	Аско 2	Испания	976	84,8	PWR	10/85
22	Вольсонг 2	Юж. Корея	700	84,5	H	04/97
23	Брокдорф	Германия	1440	84,3	PWR	10/86
24	Ловииза 1	Финляндия	510	84,3	PWR	02/77
25	Пакш 1	Венгрия	460	84,0	PWR	12/82
26	К.-Карива 3	Япония	1100	84,0	BWR	12/92
27	Вольсонг 1	Юж. Корея	685	83,9	H	12/82
28	Графенрайнвальд	Германия	1345	83,9	PWR	04/84
29	Дозль 1	Бельгия	413	83,9	PWR	08/74
30	Альмарас 2	Испания	983	83,4	PWR	10/83

Лучший КИУМ российской АЭС

111	Нововоронеж 4	Россия	417	77,4	ВВЭР	12/72
-----	---------------	--------	-----	------	------	-------

КИУМ энергоблоков ЛАЭС

115	Ленинград 4	Россия	1000	77,2	РБМК	02/81
211	Ленинград 3	Россия	1000	70,6	РБМК	12/79
271	Ленинград 2	Россия	1000	65,7	РБМК	07/75
289	Ленинград 1	Россия	1000	64,3	РБМК	12/73

В настоящее время продолжается борьба за повышение эффективности атомного реактора, т.е. за повышение величины КИУМ. В результате растёт энергонапряжённость реактора, увеличиваются нагрузки на функциональные и конструкционные материалы. В результате вероятность аварий на реакторах, связанных с разрывами ТВЭЛов и выходом радионуклидов из реактора увеличивается. С целью уменьшения риска и продления сроков работы реактора приходится менять состав топлива, замедлителей, теплоносителя и т.п. Возможные подходы к улучшению эксплуатационных характеристик тепловых реакторов мы рассмотрим в следующей лекции.

3. ОСНОВНЫЕ МОМЕНТЫ ФИЗИКИ РЕАКТОРОВ

Подведем итоги.

- Ядерный реактор - аппарат, в котором происходят ядерные реакции - превращения одних химических элементов в другие. Для этих реакций необходимо наличие в реакторе делящегося вещества, которое при своем распаде выделяет элементарные частицы, способные вызвать распад других ядер.
- Деление атомного ядра может произойти самопроизвольно или при попадании в него элементарной частицы. Самопроизвольный распад в ядерной энергетике не используется из-за очень низкой его интенсивности.
- В качестве делящегося вещества в настоящее время могут использоваться изотопы урана - уран-235 и уран-238, а также плутоний-239.
- В ядерном реакторе происходит цепная реакция. Ядра урана или плутония распадаются, при этом образуются два-три ядра элементов середины таблицы элементов, выделяется энергия, излучаются гамма-кванты и образуются несколько нейтронов, которые, в свою очередь, могут прореагировать с другими ядрами и, вызвав их деление, продолжить цепную реакцию. Для распада какого-либо атомного ядра необходимо попадание в него элементарной частицы с определенной энергией (величина этой энергии должна лежать в определенном диапазоне: более медленная или более быстрая частица просто оттолкнется от ядра, не проникнув в него). Наибольшее значение в ядерной энергетике имеют нейтроны.
- В зависимости от скорости элементарной частицы выделяют два вида нейтронов: быстрые и медленные. Нейтроны разных видов по-разному влияют на ядра делящихся элементов.
- Уран-238 делится только быстрыми нейтронами. При его делении выделяется энергия и образуется 2-3 быстрых нейтрона. Вследствие того, что эти быстрые нейтроны замедляются в веществе урана-238 до скоростей, неспособных вызвать деление ядра урана-238, цепная реакция в уране-238 протекать не может.
- Поскольку в естественном уране основной изотоп - уран-238, то цепная реакция в естественном уране протекать не может.
- В уране-235 цепная реакция протекать может, так как наиболее эффективно его деление происходит, когда нейтроны замедлены в 3-4 раза по сравнению с быстрыми. Это происходит при достаточно длинном их пробеге в толще урана без риска быть поглощенными посторонними веществами или при прохождении через вещество, обладающее свойством замедлять нейтроны, не поглощая их.
- Поскольку в естественном уране имеется достаточно большое количество веществ, поглощающих нейтроны (тот же уран-238, который при этом превращается в другой делящийся изотоп - плутоний-239), то в современных ядерных реакторах необходимо для замедления нейтронов применять не сам уран, а другие вещества, мало поглощающие нейтроны (например, графит или тяжелая вода).
- Обыкновенная вода нейтроны замедляет очень хорошо, но сильно их поглощает. Поэтому для нормального протекания цепной реакции при использовании в качестве замедлителя обыкновенной легкой воды необходимо использовать уран с высокой долей делящегося изотопа - урана-235 (обогащенный уран).
- Графит хорошо замедляет нейтроны и плохо их поглощает. Поэтому при использовании графита в качестве замедлителя можно использовать менее обогащенный уран, чем при использовании легкой воды.
- Тяжелая вода очень хорошо замедляет нейтроны и плохо их поглощает. Поэтому при использовании тяжелой воды в качестве замедлителя можно использовать менее обогащенный уран, чем при использовании легкой воды. Но производство тяжелой воды очень трудоемко и экологически опасно.
- При попадании медленного нейтрона в ядро урана-235 он может быть захвачен этим ядром. При этом произойдет ряд ядерных реакций, итогом которых станет образование ядра плутония-239. (Плутоний-239 в принципе может тоже использоваться для нужд ядерной энергетике, но в настоящее время он является одним из основных компонентов начинки атомных бомб.) Поэтому

ядерное топливо в реакторе не только расходуется, но и нарабатывается. У некоторых ядерных реакторов основной задачей является как раз такая наработка.

- Другим способом решить проблему необходимости замедления нейтронов является создание реакторов без необходимости их замедлять - реакторов на быстрых нейтронах. В таком реакторе основным делящимся веществом является не уран, а плутоний. Уран же (используется уран-238) выступает как дополнительный компонент реакции - от быстрого нейтрона, выпущенного при распаде ядра плутония, произойдет распад ядра урана с выделением энергии и испусканием других нейтронов, а при попадании в ядро урана замедлившегося нейтрона он превратится в плутоний-239, возобновляя тем самым запасы ядерного топлива в реакторе. В связи с малой величиной поглощения нейтронов плутонием цепная реакция в сплаве плутония и урана-238 идти будет, причем в ней будет образовываться большое количество нейтронов.

- В ядерном реакторе используется либо обогащенный уран с замедлителем, поглощающим нейтроны, либо необогащенный уран с замедлителем, мало поглощающим нейтроны, либо сплав плутония с ураном без замедлителя.

- Для предотвращения утечки нейтронов за пределы реактора, а также для возвращения нейтронов в активную зону реактора используются отражатели нейтронов.

***Активная зона (Core)** - центральная часть реактора, в которой протекает самоподдерживающаяся цепная реакция деления и выделяется энергия.*

***Отражатель (Reflector)** - материал, предназначенный для уменьшения утечки нейтронов из реактора. В реакторах на тепловых нейтронах он выполняется из тех же материалов, что и замедлитель. В быстрых реакторах в качестве отражателя - экрана используются материалы, которые при взаимодействии с нейтронами образуют делящиеся нуклиды. Такими делящимися нуклидами служат Th-232 или U-238.*

* * *

Таким образом, три благоприятных обстоятельства: 1. Наличие в природе радионуклидов, способных к самопроизвольному делению ядер; 2. Превышение числа нейтронов, образовавшихся в ходе деления, над числом затраченных; 3. Наличие запаздывающих нейтронов позволили осуществить управляемую самоподдерживающуюся реакцию деления, и создать устройства, способные трансформировать ядерную энергию в тепловую – ядерные реакторы, и электрическую – атомные электростанции. Ядерные процессы в атомном реакторе достаточно сложны. Они чреваты возможностью развития неконтролируемой цепной реакции деления, и, следовательно, перехода режима работы реактора из стабильного во взрывной. Не менее сложны и энергетические процессы в реакторе, связанные с генерацией, передачей и поглощением тепла. Поэтому, разработка безопасной конструкции реактора, и способов управления им при эксплуатации – достаточно сложная задача. Тем не менее, она была успешно решена.