

Междисциплинарный проект

(Нейтронно-физические расчеты ядерных реакторов)

Атомная энергетика

- Возникновение атомной энергетики явилось следствием открытия огромных запасов энергии, скрытой в атомных ядрах урана и других тяжелых элементов, которая может быть освобождена путем расщепления таких ядер.
- Термин «атомная энергетика» сложился традиционно. Правильнее было бы говорить «ядерная энергетика», потому что по существу атомная энергия - это энергия химических реакций, т.е. продукт взаимодействия друг с другом атомов различных веществ, а не превращений их атомных ядер.
- Сжигание урана в устройствах, называемых ядерными реакторами, - это в действительности разрушение (**расщепление**) атомных ядер урана путем облучения их нейтронами.
- В результате уран перестает быть ураном, превращаясь в элементы с меньшим атомным весом (**шлаки**). Если бы не было атомной энергетики, уран так и остался бы невостребованным, а его в пересчете на топливный эквивалент очень много.

- Уран в земле, в природе, содержится в виде двух основных изотопов – «легкого» ^{235}U и «тяжелого» ^{238}U .
- Легкого изотопа ^{235}U мало, меньше одного процента от всего количества урана (0.714 %), а все остальное составляет ^{238}U - тяжелый изотоп.
- Но именно изотоп ^{235}U , собственно, и является ядерным горючим, т.е. это тот уран, который сжигается сегодня в реакторах атомных станций всего мира.
- И если бы вся энергетика была ядерной, то ресурсы доступного по стоимости урана были бы исчерпаны, по разным оценкам, может быть, за 100, а может, за 150 лет.
- Но пока атомная энергетика развивается в условиях конкуренции с традиционной энергетикой, об угрозе истощения запасов ^{235}U говорить преждевременно.

- Разновидности атомов (и ядер) химического элемента урана, имеющие разное содержание нейтронов в ядре. На данный момент известны 26 изотопов урана и еще 6 возбуждённых изомерных состояний некоторых его нуклидов.
- В природе встречаются три изотопа урана:
 - — ^{234}U , — ^{235}U , — ^{238}U .
- Наиболее долгоживущие из изотопов урана:
 - — ^{238}U (период полураспада 4,47 млрд лет),
 - — ^{235}U (период полураспада 704 млн лет),
 - — ^{234}U (период полураспада 245 тыс. лет),
 - — ^{233}U (период полураспада 159 тыс. лет).
 - — ^{236}U (период полураспада 23,4 млн лет),

- Итак, естественные ресурсы ^{235}U позволяют использовать его в течение 100 - 150 лет, но ради такого срока создавать принципиально новую отрасль техники, связанную с серьезной потенциальной опасностью (радиоактивность, радиоактивные отходы и т.д.) не имело бы смысла.
- В развитии человеческой цивилизации 100 лет-это очень короткий промежуток времени.
- Но, оказалось, что изотоп ^{238}U при облучении в реакторе нейтронами превращается в искусственный делящийся изотоп плутоний (^{239}Pu).
- Первоначально этот процесс был использован для создания ядерного оружия, а затем нашел свое место и в мирной атомной энергетике.
- Еще оказалось, что при облучении тория (а он в природе содержится в виде одного изотопа ^{232}Th) появляется еще один делящийся тепловыми нейтронами нуклид ^{233}U .

- Сегодня еще сжигается, в основном, ^{235}U , но можно построить другие реакторы, сжигающие ^{238}U , которого в 140 раз больше чем ^{235}U .
- Это реакторы на быстрых нейтронах (несколько реакторов такого типа уже существуют).
- В этих реакторах можно постепенно превращать ^{238}U в ^{239}Pu и одновременно сжигать как ядерное горючее. И тогда топливная база ядерной энергетики расширяется примерно в 100 раз, т.е. можно говорить уже не о 100 годах, а о 10000 годах использования запасов урана.
- Если создать реакторы, в которых при облучении из ^{232}Th будет образовываться ^{233}U , то топливная база ядерной энергетики расширится примерно еще в 100 раз.
- Возникает уже совсем другая ситуация - можно надеяться, что за такое время будут сделаны какие-то новые фундаментальные открытия, позволяющие получать достаточно дешевую и безопасную энергию другим способом.

- Не исключено использование термоядерных установок, основанных не на разрушении, а на синтезе атомных ядер. Сегодня эта возможность находится в стадии научных исследований, создается международный проект, но экономика этого направления пока совершенно неясна.
- Кроме того, нельзя исключать еще одно обстоятельство. Ведь уран сегодня добывается, в основном, из рудных месторождений, т.е. в недрах земли, и от сложности добычи зависит его цена. Но уран содержится, в принципе, и в морской воде. Если сегодня цена природного урана на мировом рынке составляет примерно 30-40 \$ за 1 кг (очень дешевый уран в Канаде, в Австралии), то при извлечении его из морской воды, где ресурсы совершенно безграничны, стоимость урана может составить 400-500 \$ за 1 кг.
- Технологии, однако, совершенствуются, и, возможно, стоимость добычи урана из морской воды подешевеет, тогда ресурсная база ядерного топлива продлевается на очень большой срок, практически необозримый.

- Коснемся теперь других проблем долгосрочного развития мировой энергетики. В будущем, чтобы перевести ядерную энергетику на **плутоний**, нужно обязательно перейти к так называемому **замкнутому топливному циклу**.
- Но сегодня перерабатывается только очень небольшая часть отработавшего топлива, так как это оказалось невыгодным делом. Сегодня переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) привела бы только к удорожанию энергии и потере конкурентоспособности атомных электростанций в сравнении с обычными, на органическом топливе.
- Поэтому остается самый простой путь - строить хранилища ОЯТ.
- Конечно, сухие (чтобы не было жидких отходов), с естественным воздушным охлаждением, не требующим никакого обслуживания. Поскольку уран очень энергоемкое топливо, эти склады, даже наземные или полуподземные, занимают немного места, и их доля в стоимости электроэнергии невелика.

- **Но вопрос** - как все-таки относиться к отработавшему ядерному топливу.
- Существуют две диаметрально противоположные позиции:
- Одни рассматривают ОЯТ как опасный для человечества мусор. Сначала именно так относились к ОЯТ до последнего времени (сейчас намечаются какие-то сдвиги). Это объяснялось тем, что в отработавшем ядерном топливе содержится плутоний, и нужно его глубоко закопать, забетонировать, чтобы сделать недоступным для террористов.
- Другой взгляд на проблему заключается в том, что пусть не сейчас, но через несколько десятков лет ОЯТ после переработки может быть снова загружено в реактор, потому что в нем собственно отходов (шлаков) всего несколько процентов. Там остаются невыгоревшие изотопы урана (главным образом, ^{238}U) и накапливается плутоний, по сравнению с изотопом ^{235}U более ценный. В этом состоит еще одна принципиальная особенность ядерного топлива.

- Но если существуют «быстрые реакторы», т.е. реакторы на быстрых нейтронах, способные превращать негорючий уран в плутоний, то почему сегодня строятся и работают атомные станции, реакторы которых этого сделать не могут? Ответ заключается в том, что реакторы на быстрых нейтронах дорогие, главным образом, по двум причинам.
- Во-первых, в таких реакторах в качестве теплоносителя, отводящего тепло от активной зоны, используется **жидкий натрий-легкий металл**. В нашей стране на жидком натрии работают на Белоярской станции реактор БН-600, БН-800, в Обнинске в ГНЦ РФ ФЭИ работал небольшой реактор БР-10, в Димитровграде - БОР-60. До недавнего времени в г. Шевченко в Казахстане работал реактор БН-350.

- Несколько реакторов такого типа работало и в других странах.
- Натрий - хороший теплоноситель. У него очень высокая теплопроводность, он легче воды, его легко прокачивать и поэтому затрата энергии на циркуляцию теплоносителя в первом контуре небольшая.
- Но очень редко бывает так, что есть только достоинства, и нет недостатков. Все перечисленные достоинства сопровождаются важным недостатком натрия - его очень высокой химической активностью. Натрий - это химически активный металл, который на воздухе при высоких температурах самовоспламеняется, натрий бурно реагирует с водой с выделением тепла и образованием водорода, следовательно, существует угроза взрыва гремучей смеси и т.д.
- Поэтому на АЭС создается громоздкая система безопасности для того, чтобы нейтрализовать все эти недостатки. Обоснованно считается безусловно недопустимым контакт воды в контуре турбины или питательной воды с радиоактивным натрием в контуре реактора. Поэтому во всех быстрых реакторах с натриевым охлаждением делается еще один натриевый контур, промежуточный, нерадиоактивный.

- Вторая причина того, что быстрые реакторы оказались пока не востребованными: Идея использования быстрых реакторов всегда сопровождалась идеей создания замкнутого топливного цикла.
- Считалось, что нет смысла строить дорогой реактор, если работать так же, как работают сегодня ВВЭР, т.е. на хранилище. Особенность быстрого реактора заключается в том, что он может работать в режиме расширенного воспроизводства ядерного топлива, т.е. накапливать плутоний в количествах, больших, чем сжигаемых в течение одной кампании.
- Таким образом, если в отработавшем топливе будет содержаться много плутония, то не извлекать его просто непростительно, а замкнутый топливный цикл - это опять деньги, затраты.
- Кроме того, при переработке топлива облегчается возможность хищения плутония небольшими порциями и использования его для нелегального создания ядерного оружия.

- Вот по этим причинам разработки быстрых реакторов в США прекратились. Во Франции (где ~ 80 % электроэнергии производится на атомных станциях) был взят курс на ускоренное развитие атомной энергетики, и такие реакторы сначала интенсивно разрабатывались, но там имели место технические неудачи - реактор большой мощности «Суперфеникс» оказался неработоспособным. В итоге работы по быстрым реакторам во Франции были остановлены так же, как и в Германии, где они тоже велись.
- Япония продолжала развивать направление быстрых реакторов, там был построен демонстрационный реактор MONJU, но в 1994 г. при наладочных работах случилась протечка *натрия* из нерадиоактивного, к счастью, контура. Был натриевый пожар, и после этого происшествия была полностью реорганизована структура управления проектом. Вся программа была остановлена на несколько лет.

- В настоящее время эта тенденция под влиянием роста цен на углеводородное топливо и осознанием опасности выбросов в атмосферу огромного количества парниковых газов (CO₂) начинает меняться. В России замедление темпов развития атомной энергетики, в том числе, и на быстрых нейтронах, было связано лишь с ограниченностью собственных финансовых ресурсов отрасли.
- Конечно, удар ядерной энергетике нанесла трагедия в Чернобыле. На Западе почувствовали угрозу такого рода ударов еще раньше В 1979 г., когда на станции Три-Майл-Айленд (с реактором типа ВВЭР) произошла очень серьезная авария с оплавлением активной зоны. После этих случаев и особенно, конечно, после Чернобыля стала интенсивно развиваться научная мысль - а можно ли избежать в будущем подобных катастроф? Ведь еще одна такая катастрофа, и атомная энергетика будет закрыта навсегда.

- Что делать, в принципе, было понятно. Надо наращивать количество систем безопасности и увеличивать количество защитных барьеров. Если были, например, три независимых источника надежного электроснабжения и бесперебойной подачи охлаждающей воды, значит нужно ставить четвертый. Если системы безопасности были в холодном резерве, то ставится требование, чтобы они были в горячем резерве.
- Если была одна защитная оболочка, то в современной защите стали строить две, а между ними еще располагать воду, чтобы в случае крупного разрыва первого контура активная зона не оставалась без охлаждения. Раньше не думали, что может быть авария с расплавлением активной зоны и днища корпуса. Такая авария могла привести к отравлению подземных вод.
- Теперь считается, что надо делать тугоплавкий «унитаз» под реактором. Все это привело к тому, что стоимость современных проектов, которые рассматриваются как третье поколение атомных реакторов, существенно выросла.

- Выросли как капитальные затраты, так и эксплуатационные расходы. Проблема повышения безопасности была решена, но какой ценой! Такой ценой, что экономические показатели АЭС подошли очень близко к показателям станций, работающих на природном газе. Газовые станции строятся гораздо быстрее АЭС и термодинамический к.п.д. газовых станций уже близок к 60 % вследствие применения комбинированного парогазового цикла.
- Таким образом, главные проблемы атомной энергетики заключаются, с одной стороны, в обеспечении надежности и безопасности ядерно-энергетических установок, а с другой стороны, в экономике АЭС. Эти проблемы, как мы видим, взаимно связаны.
- Вопрос о несанкционированном распространении делящихся материалов является больше политической проблемой. Существует, конечно, проблема обращения с ядерными отходами, не с отработавшим топливом, а именно с отходами ядерных реакций. Эта проблема, над которой работают не только в нашей стране, но и во всем мире, тоже будет решена.

Общий принцип работы ядерного реактора

- Рассмотрим теперь, как на основе цепной реакции деления работает реактор.
- В ядерном реакторе в общем важны всего три типа процессов, определяющих баланс нейтронов: возникновение (**рождение**), **убыль** вследствие захвата и **убыль** вследствие утечки нейтронов, нужных для осуществления реакции деления тяжелых ядер. Обозначим русской буквой **Р** скорость рождения нейтронов, т.е. количество новых нейтронов, рождающихся в каждую секунду. Нейтроны рождаются в реакторе при делении тяжелых ядер. Будем считать, что другого (внешнего) источника нейтронов нет.
- Второй тип процессов - **поглощение** нейтронов. Обозначим буквой **П** скорость поглощения, т.е. количество нейтронов, которые поглощаются в каждую секунду ядрами всех нуклидов, присутствующих в реакторе, в том числе и ядрами делящихся нуклидов. Будем считать, что взамен одного нейтрона, поглощенного делящимся ядром, рождаются вместе с «осколками» ядра ν (греческая буква «ню») новых нейтронов, которые появляются в реакторной среде как свободные нейтроны.

- И наконец, последний тип процессов - это утечка нейтронов. Скорость утечки, которую мы обозначим буквой Y , определяется как количество тех нейтронов, которые безвозвратно вылетают в каждую секунду за пределы реактора.
- Понятно, что те нейтроны, которые находятся ближе к центру активной зоны, имеют меньшую вероятность вылететь из реактора - они, скорее всего, будут поглощены. А вот те, которые находятся вблизи внешней границы реактора, имеют большую вероятность вылететь. Но сейчас идет речь о количестве всех вылетающих из реактора в 1 с нейтронах.
- Соотношением скоростей трех процессов определяется зависимость от времени количества одновременно существующих в реакторе нейтронов и, соответственно, скорости выделения энергии (мощности) в реакции деления.

- Вводится фундаментальный параметр, который получил обозначение $K_{эф}$. Он называется эффективным коэффициентом размножения нейтронов. Почему именно «эффективным коэффициентом» будет ясно из дальнейшего. Численно $K_{эф}$ связан с тремя типами процессов очень просто:

- $$K_{ef} = \frac{P}{\Pi + Y}$$

- Если неформально, то $K_{эф}$ представляет собой отношение количества рождающихся в реакторе в 1 с нейтронов к количеству нейтронов, исчезающих в 1 с любым способом, т.е. вследствие поглощения или утечки.
- Нейтроны как элементарные частицы практически стабильны и исчезать сами по себе (радиоактивно распадаться) не могут (период полураспада нейтрона составляет около 20 минут при среднем времени жизни нейтронов в реакторе не более 0.001 с).

- В зависимости от значения $K_{эфф}$ различают три состояния реактора.
- Если $K_{эфф} > 1$, то реактор называется *надкритическим*. В таком реакторе происходит нарастание количества нейтронов (и мощности энерговыделения). Говорят, что надкритический реактор разгоняется.
- Если $K_{эфф} < 1$, то реактор называется *подкритическим*. Это состояние реактора, когда введенных каким-либо способом в реактор первичных нейтронов становится с течением времени все меньше и меньше. Соответственно уменьшаются скорость делений и мощность, выделяющаяся при делении ядер. Говорят, что в подкритическом реакторе цепная реакция затухает.
- Стабильное (стационарное) состояние реактора наступает, когда строго $K_{эфф} = 1$. Тогда в цепной реакции скорость рождения нейтронов в точности равна скорости их исчезновения и мощность постоянна. В таком состоянии реактор называется *критическим*.

- Есть еще другая величина, которая называется **реактивностью** и обозначается греческой буквой ρ («ро»).
$$\rho = (K_{\text{эф}} - 1) / K_{\text{эф}}$$
- Слово «реактивность» более удачно, нежели термин «эффективный коэффициент размножения». Оно как бы непосредственно отражает отзывчивость реактора на изменение баланса нейтронов.
- Если $\rho > 0$, то реактор надкритический; если $\rho = 0$ - реактор критический, и если $\rho < 0$, т.е. реактивность отрицательна, он будет подкритическим.
- Во многих случаях удобнее характеризовать состояние реактора с помощью понятия реактивности. Ниже это тоже будет показано. Мы будем пользоваться и тем, и другим понятиями, которые определяют состояние реактора в качественном смысле однозначно. **Реактивность является и фундаментальным количественным критерием отклонения реактора от состояния критичности - чем больше реактивность по модулю, положительная или отрицательная, тем больше скорость, соответственно, роста или снижения мощности.**

- **От чего зависит утечка нейтронов?** Прежде всего, от размеров реактора. Если реактор очень маленьких размеров, то вероятность вылета из него нейтронов велика. А если представить, что размеры реактора неограниченно возрастают, то в пределе, когда он гипотетически заполнит все пространство, нейтронам улетать будет некуда - утечка нейтронов будет равна нулю. Значение $K_{эф}$ тогда становится равным просто Р/П. Эту величину обозначают как k_{∞} («ка бесконечное»).
- Теоретически ею определяется принципиальная возможность создания реактора из материала, предназначенного для устройства активной зоны. Если $k_{\infty} < 1$, то реактор сделать нельзя. Естественно, при $k_{\infty} \neq 0$ в составе такой реакторной среды будут делящиеся нуклиды, но это будет всего лишь подкритическая сборка. При $k_{\infty} = 1$ реактор может быть критическим только при отсутствии утечки нейтронов, т.е. при бесконечных размерах.
- Поэтому можно утверждать, что в настоящем действующем реакторе обязательно $k_{\infty} > 1$, а $K_{эф} < k_{\infty}$.

- Для определенности возьмем элементарный сферический (голый) реактор радиусом R_0 - самое простое однородное по составу геометрическое тело. Пусть в этом реакторе

- $P(R_0) = P_0; \quad \Pi(R_0) = \Pi_0; \quad Y(R_0) = Y_0$

- Будем изменять радиус реактора и наблюдать, как меняется каждая из скоростей - рождения, поглощения и утечки. Рассмотрим **сначала зависимость от радиуса скорости рождения $P(R)$** . Известно, что если шар радиусом R увеличивается, то объем шара ($V = 4\pi R^3/3$) увеличивается как радиус в кубе. Значит при прочих равных условиях (если в единице объема реакторной среды рождается в среднем одно и то же количество нейтронов) увеличение радиуса реактора в 2 раза влечет увеличение скорости рождения нейтронов во всем объеме в 8 раз.

- $P(R) = P_0 (R/R_0)^3$

- То же самое верно и по отношению к скорости поглощения нейтронов:

- $\Pi(R) = \Pi_0 (R/R_0)^3$

- **Скорость утечки нейтронов** . Утечка нейтронов происходит через поверхность реактора. Поверхность шара меняется как квадрат радиуса (площадь поверхности равна $4\pi R^2$), значит будем иметь

- $$Y(R) = Y_0 (R/R_0)^2$$

- Теперь подставим написанные нами выражения в формулу для Кэф при $R \neq R_0$.

- Получим выражение такого вида:

- $$K_{eff}\left(\frac{R}{R_0}\right) = \frac{P_0}{\Pi_0 + Y_0 \frac{R}{R_0}}$$
-
-

- где P_0 - скорость рождения в исходном реакторе, Π_0 - скорость поглощения в исходном реакторе, Y_0 - скорость утечки в исходном реакторе.

- Формула дает наглядную качественную зависимость эффективного коэффициента размножения нейтронов от размера реактора.

$$K_{eff}\left(\frac{R}{R_0}\right) = \frac{P_0}{\Pi_0 + Y_0 \frac{R}{R_0}}$$

- Допустим, что $R \rightarrow 0$, т.е. реактор стягивается в точку. Понятно, что чем меньше радиус реактора, тем **относительная утечка** будет больше. Если реактор в пределе будет ничтожно мал, то ни один рожденный нейтрон внутри не останется. Формально будем иметь $R \rightarrow 0$, $R_0/R \rightarrow \infty$ и $K_{эф} \rightarrow 0$.
- В другом случае, когда $R \rightarrow \infty$, отношение поверхности к объему становится все меньше и меньше. И наконец, когда реакторная среда в пределе заполнит все пространство, утечки просто не будет. Формально в этом случае $R_0/R = 0$ и коэффициент $K_{эф}$ становится равным **коэффициенту размножения в бесконечной среде**, т.е. при $R \rightarrow \infty$, $K_{эф} = K_{\infty}$.
- Этот параметр (K_{∞}) можно еще назвать **размножающими свойствами материальной среды**, из которой мы собираемся построить ЯР.

- Заметим, что в бесконечной среде скорости процессов рождения и поглощения нейтронов во всем объеме среды формально не имеют смысла, но можно говорить об их отношении в единичном объеме или в любой ограниченной области конечных размеров.
- В дальнейшем, не меняя введенных обозначений, мы будем понимать под **скоростью нейтронных процессов в ЯР** именно скорость взаимодействия нейтронов с ядрами среды в единице объема, т.е. количество элементарных актов между нейтронами и ядрами среды (поглощения, рассеяния, деления) в одну секунду в 1 см^3 .

- Введем теперь понятие критического радиуса реактора и выведем для него формулу из соотношения. **Критический радиус** - это такой радиус реактора, при котором эффективный коэффициент размножения нейтронов становится равным единице. Подставив в выражение $K_{эф}=1$, получим уравнение

$$R_{кр} = \frac{Y_0}{P_0 - \Pi_0} R_0$$

- Формула позволяет непосредственно видеть, как критический радиус связан со скоростью рождения, скоростью утечки и скоростью поглощения нейтронов.
- Из формулы видно, что если отношение скорости утечки нейтронов Y_0 к скорости их воспроизводства $P_0 - \Pi_0$ в нашем исходном реакторе больше единицы, то $R_{кр} > R_0$, т.е. для достижения критичности радиус реактора нужно увеличить.
- Наоборот, радиус R_0 нужно (или можно) уменьшить, если это отношение меньше единицы.

- Возвращаясь к понятию коэффициента размножения нейтронов (эффективного коэффициента размножения нейтронов) в рассматриваемой реакторной среде посмотрим в каких пределах меняется (K_{inf}) в реальных реакторах. Избыточные значения этого параметра $\delta K_{эф} = K_{эф} - 1$ изменяются в пределах от 0 до 0.01.
- По многим причинам работать с такими величинами неудобно. На практике вместо этого используется понятие реактивности:

$$\rho = \frac{k_{эф} - 1}{k_{эф}}$$

- **Реактивность** – это величина, характеризующая поведение цепной реакции, это степень отклонения **реактора** от его критического состояния.
- При **реактивности** равной нулю реакция идёт с постоянной скоростью (критическое состояние), при **реактивности** большей нуля реакция ускоряется (надкритическое состояние), а при **реактивности** меньшей нуля – замедляется (подкритическое состояние).
- Если умножить это значение на 100, то можно получить значение реактивности в процентах.

- **Запас реактивности** реактора — это расчётная (экспериментальная) реактивность реактора при полностью выведенных регулирующих стержнях.
- Начальный запас реактивности компенсируется вставленными стержнями, которые по мере отравления активной зоны осколками деления постепенно выводятся из активной зоны.
- Для обеспечения длительной непрерывной работы реактора без смены горючего необходимо, чтобы он имел начальный запас реактивности.
- При выводе из активной зоны реактора стержней управления и защиты реакция начинает развиваться, высвобождается некая положительная реактивность, мощность реактора начинает увеличиваться по экспоненциальному закону.
- Если из реактора вывести сразу все стержни, то высвободившаяся при этом величина положительной реактивности называется общим (начальным) запасом реактивности.

