

Реакторы на быстрых нейтронах

А. А. Новохатский

Ядерная энергетика занимает значительное место в энергообеспечении потребностей человечества. По данным за 2012 год, около 11% всей энергии было выработано именно ядерными реакторами. Развитие же ядерных технологий поможет решить проблему энергообеспечения на многие миллионы лет, в частности, путём развития реакторов на быстрых нейтронах. Реакторы на быстрых нейтронах представляют значительный научный интерес, так как обладают неоспоримыми преимуществами по сравнению с наиболее распространёнными сегодня реакторами на медленных нейтронах. А именно, реакторы на быстрых нейтронах способны более эффективно использовать ядерное топливо, сжигать долгоживущие радиоактивные отходы, а также снабжать топливом реакторы на медленных нейтронах.

Но прежде чем начать более обстоятельный разговор о реакторах на быстрых нейтронах, обсудим вопрос об устройстве и принципе работы ядерного реактора в целом.

Получение энергии основано на эффекте деления ядер урана под действием нейтронов. При воздействии нейтрона на ядро $^{235}_{92}\text{U}$ оно распадается на два ядра-осколка с выделением энергии порядка 200 МэВ. Более того, в каждом таком акте деления выделяется в среднем 2.4 нейтрона, которые могут быть использованы для деления следующих ядер и так далее. Такая реакция называется цепной. Для работы реактора необходимо, чтобы она была самоподдерживающейся. Важно отметить, что при распаде ядра урана возникают нейтроны с энергией до 10 МэВ, причём наибольшее количество имеет энергию от 1 до 3 МэВ (рис. 1). А сечение

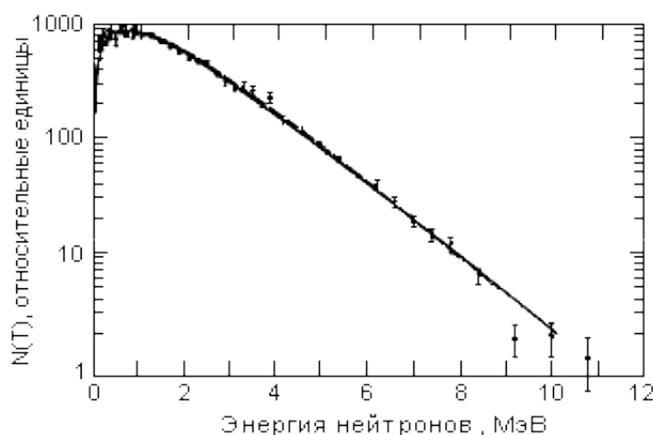


Рис. 1. Энергетический спектр нейтронов, испущенных при делении тепловыми нейтронами ядра U-235

захвата нейтрона ядром с ${}^{235}_{92}\text{U}$ с последующим распадом σ_{nf}^{235} существенно зависит от энергии налетающего нейтрона. Так при $E_n = 0.025$ эВ сечение $\sigma_{nf}^{235} \approx 580$ барн, а при $E_n = 1$ МэВ сечение значительно ниже – $\sigma_{nf}^{235} \approx 2$ барн. Нейтроны, энергия которых находится около значения 0.025 эВ, называются тепловыми, а те, у которых $E_n > 0.1$ МэВ – быстрыми. Из выше сказанного следует, что наиболее эффективно процесс деления ядер ${}^{235}_{92}\text{U}$ идёт именно тепловыми нейтронами. По этой причине в конструкции реакторов на тепловых нейтронах предусмотрены замедлители нейтронов. Для нас важно то, что в естественной смеси урана доля ${}^{235}_{92}\text{U}$ составляет всего около 0.7% . Остальное – ${}^{238}_{92}\text{U}$, который в реакции с тепловыми нейтронами не участвует, так как для этого ядра существует барьер деления – минимальная энергия нейтрона необходимая для протекания реакции. Для ${}^{235}_{92}\text{U}$ этот барьер отсутствует, в то же время для ${}^{238}_{92}\text{U}$ он составляет значительную величину около 1.4 МэВ.

Рассмотрим более подробно вопрос деления ядер ${}^{238}_{92}\text{U}$ и ${}^{235}_{92}\text{U}$. Пусть на покоящееся ядро с массовым числом A налетает нейтрон с энергией E_n . По закону сохранения энергии и закону сохранения импульса имеем:

$$E_n + m_n c^2 + m_A c^2 = E^* + m_{A+1} c^2 + E_{A+1},$$

$$p_n = p_{A+1},$$

где E^* - энергия возбуждения ядра $A+1$, E_{A+1} – энергия отдачи ядра $A+1$. Учитывая, что

$$E = \frac{p^2}{2m'}$$

то из закона сохранения импульса получим

$$E_{A+1} = \frac{m_n}{m_{A+1}} E_n = \frac{E_n}{A+1}.$$

Отсюда для энергии возбуждения имеем:

$$E_n = B(n) + \frac{A}{A+1} E_n \approx B(n) + E_n,$$

где $B(n) = m_n c^2 + m_A c^2 - m_{A+1} c^2$ – энергия отделения нейтрона в ядре $A+1$. Имеются две возможности:

1. Энергия отделения нейтрона больше барьера деления. Деление происходит при захвате нейтронов любых энергий.

2. Энергия отделения нейтрона меньше барьера деления. Для деления нейтроны должны иметь энергию $E_n > H - B(n)$, то есть из-за высокого потенциального барьера H , существует порог деления.

Величина барьера H для ядер ${}^{239}_{92}\text{U}$ и ${}^{236}_{92}\text{U}$ различна. Согласно модели Вайцеккера она определяется параметром деления Z^2/A . Зависимость формы и высоты потенциального барьера в зависимости от параметра деления имеет вид:

Высота потенциального барьера в ядре ${}^{239}_{92}\text{U}$ выше, так как параметр деления ниже. Кроме того, так как ядро ${}^{236}_{92}\text{U}$ - чётно-чётное, а ${}^{239}_{92}\text{U}$ - чётно-нечётное, то энергия отделения нейтрона ядра ${}^{239}_{92}\text{U}$ ниже (6.5 МэВ против 4.8 МэВ). Этими двумя обстоятельствами и определяются особенности распада этих изотопов, в частности, становятся ясными причины возникновения порога деления ядра ${}^{238}_{92}\text{U}$.

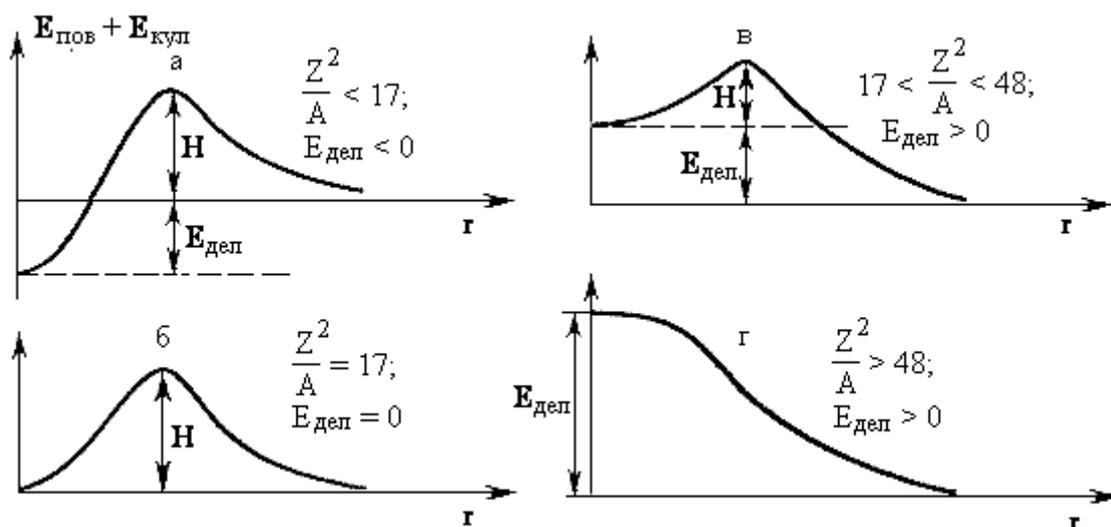


Рис. 2. Зависимость формы и высоты потенциального барьера, а также энергии деления от величины параметра деления.

Для описания цепной реакции вводится понятие коэффициента размножения k равного отношению нейтронов в одном поколении к их количеству в предыдущем. Итак, если $k = 1$, то реакция идёт стационарно, а соответствующий ей режим протекания называется критическим, при $k > 1$ интенсивность реакции нарастает, режим – надкритический, при $k < 1$ - реакция гаснет, режим – подкритический. Покажем теперь, что цепная реакция на быстрых нейтронах не может протекать в естественной смеси урана. Для этого нужно показать, что в результате реакции количество нейтронов в следующем поколении будет меньше, чем в предыдущем. Обозначим η - количество нейтронов в следующем поколении.

$$\eta = \nu \cdot P,$$

где ν - среднее число нейтронов, образующееся при делении ядра, а P - вероятность деления при взаимодействии с нейтроном. Для вероятности P имеем:

$$P = \frac{\sigma_{nf}}{\bar{\sigma}},$$

где $\bar{\sigma}$ - среднее сечение взаимодействия нейтрона с ядром, а σ_{nf} - сечение деления под действием нейтрона. Сечение $\bar{\sigma}$ есть сумма сечений по двум каналам: деления σ_{nf} и радиационного захвата $\sigma_{n\gamma}$. Для естественной смеси имеем:

$$\bar{\sigma} = \sigma_{nf}^{235} + \sigma_{n\gamma}^{235} + 140(\sigma_{n\gamma}^{238} + \sigma_{nf}^{238}),$$

где численный коэффициент учитывает, что смесь естественная. Для быстрых нейтронов с энергией около 1 МэВ $\nu^{235} = 2.65$, $\sigma_{n\gamma}^{238} \approx \sigma_{n\gamma}^{235} \approx 0.1$ барн, $\sigma_{nf}^{235} \approx 1.2$ барн, $\sigma_{nf}^{238} \approx 0.6$ барн. Тогда получаем:

$$\eta^{235} \approx 0.03.$$

Учтём теперь, что быстрые нейтроны могут делить и ядра ${}_{92}^{238}\text{U}$. Отметим следующее, в спектре нейтронов только около 60% имеют энергию большую, чем порог деления и только 1/5 их часть не замедляется до тепловых скоростей путём упругих и неупругих соударений, то в качестве оценки η^{238} можно записать:

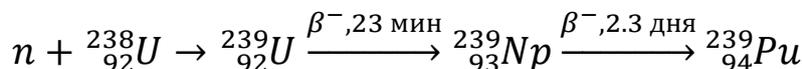
$$\eta^{238} = \frac{0.6}{5} \nu^{238} \frac{\sigma_{nf}^{238}}{\bar{\sigma}} \approx 0.3,$$

где $\nu^{238} = 2.5$. Общее число η есть:

$$\eta = \eta^{235} + \eta^{238} \approx 0.33 < 1.$$

Следовательно, цепная реакция на быстрых нейтронах в естественной смеси урана идти не может. В то же время, экспериментально установлено, что при доле ${}_{92}^{235}\text{U}$ не меньше 15% цепная реакция становится возможной. Увеличение доли ${}_{92}^{235}\text{U}$ относительно значения в естественной смеси называется обогащением.

Рассмотрим одну особенность работы реактора. В реакции деления под действием тепловых нейтронов ${}_{92}^{238}\text{U}$ не участвует, но их может и образовывать новые элементы. Цепочка реакции может быть такой:



Изотоп ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ является ядерным горючим, который делится по типу ${}_{92}^{235}\text{U}$, причём в использованном топливе около 1% приходится именно на

плутоний, что открывает возможность воспроизводства ядерного горючего в течение цепной реакции. Заметим так же, что в результате реакций, аналогичных написанной выше, получаются актиниды, которые составляют долгоживущую и высокоактивную часть радиоактивных отходов реакторов.

Важно отметить, что при делении $^{239}_{94}\text{Pu}$ выделяется на 25% больше нейтронов, чем при делении $^{235}_{92}\text{U}$. Таким образом, нейтронов хватает как для поддержания цепной реакции, так и для конвертации $^{238}_{92}\text{U}$ в $^{239}_{94}\text{Pu}$. Это означает, что реактор может производить не только энергию, но и ядерное топливо. Реакторы, которые производят больше делящихся изотопов, чем используют, называются реакторами-размножителями или бридерами. Использование бридеров позволяет снабжать топливом реакторы на медленных нейтронах. Цикл использования реактора может быть представлен следующим рисунком:

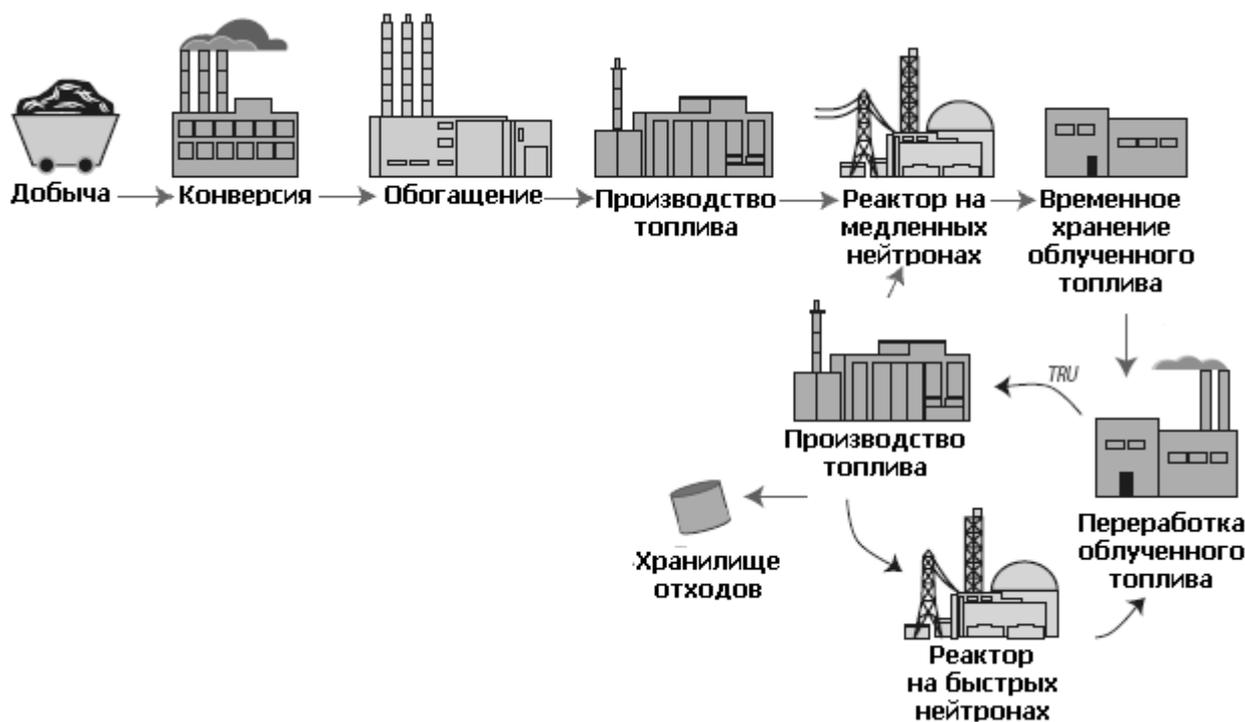


Рис. 3. Цикл работы реактора на быстрых нейтронах

Важной отличительной особенностью данного реактора от реактора на медленных нейтронах является возможность сжигания отходов от обычных реакторов, в частности наиболее опасных актинидов, а также оружейного плутония. Тем не менее, строительство и эксплуатация реакторов на быстрых нейтронах связана с рядом трудностей, по сравнению с обычными реакторами. Во-первых, для осуществления цепной реакции необходимо поддержание высокой удельной плотности вещества в актив-

ной зоне, что предъявляет более жёсткие требования к конструкции реактора. Во-вторых, радиационные нагрузки в таких реакторах более значительны.

Рассмотрим теперь принцип работы и устройство реактора БН-600. Данный реактор пущен в эксплуатацию в третьем энергоблоке на Белоярской АЭС в 1980 году, его электрическая мощность составляет 600 МВт. Реактор состоит из двух частей – активной зоны, куда помещают диоксид урана UO_2 обогащённого по урану-235 до 17-26%. Столь высокая степень обогащения необходима только для запуска реактора. В активной зоне происходит деление урана-235 и плутония-239.

Активная зона реактора построена следующим образом. Из высокообогащённого диоксида урана делают небольшие цилиндрические таблетки, которые размещают внутри полых стальных стержней. Заполненные таблетками стержни, их ещё называют тепловыделяющими элементами или твэлами, собирают в шестигранные тепловыделяющие сборки (ТВС). В каждой ТВС 127 твэлов. Всего в этой зоне реактора 369 ТВС.

Вокруг активной зоны расположена зона воспроизводства (бланкет), в которой находятся ещё 378 ТВС из обеднённого диоксида урана, то есть с содержанием урана-235 меньшим, чем в естественной смеси. В бланкете цепная реакция не поддерживается, эта зона нужна для получения плутония-239 из урана-238. После того, как плутония нарабатывается достаточное количество, из него изготавливают так называемое МОХ-топливо (от англ. mixed-oxide fuel) состоящее из $UO_2 + PuO_2$. Полученное топливо вводится в активную зону реактора, причём подобная переработка топлива может осуществляться до трёх раз.

Если заменить урановые бланкеты на стальные рефлекторы, реактор перестанет быть бридером, однако появится возможность сжигать оружейный плутоний и другие трансураны.

Важно отметить, что вопрос о преобразовании тепловой энергии в электрическую реализуется в реакторах на быстрых нейтронах несколько иным образом, чем в обычных реакторах. А именно, в реакторах на быстрых нейтронах нет замедлителей в принципе, поэтому использование в конструкции реактора веществ из лёгких элементов недопустимо, так как, сталкиваясь с ядрами веществ, нейтроны замедляются путём упругих взаимодействий, причём наиболее эффективно при столкновении с лёгкими элементами. Поэтому теплоносителем не может более выступать вода. В реакторе БН-600 используется натрий. Использование его в реакторе



Рис. 4. Принципиальная схема активной зоны реактора БН-600.

имеет как преимущества, так и недостатки. Натрий обладает отличными теплофизическими свойствами, не вызывает коррозию конструкционных материалов, практически не снижает энергию нейтронов, кроме того давление в реакторе лишь незначительно превышает атмосферное при температуре натрия около 600 °С (стандартные температуры работы около 350-550 °С). Однако, требуется высокая степень чистоты используемого натрия, особенно важно очистить примеси кислорода, так как они участвуют в коррозии конструкционных компонентов, кроме того натрий является очень химически активным элементом, поэтому важно его контролировать и в особенной степени не допускать утечек в области работы парогенератора, вследствие бурной реакции натрия с водой. В реакторе БН-600 данные проблемы решаются следующим образом: через активную зону циркулирует натрий первого контура. В теплообменнике он передает тепло натрию второго контура. Второй контур служит для того, чтобы радиоактивный натрий из первого контура не смог проникнуть во второй и третий контуры. Теплоносителем третьего контура служит вода, которая при нагреве испаряется, а пар идет на турбину.

Схема работы реактора БН-600 изображена на следующем рисунке:

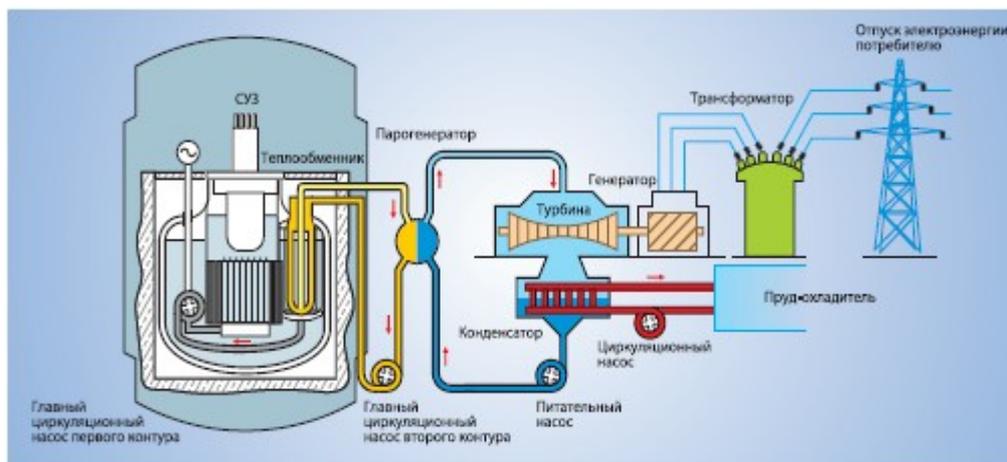


Рис. 5. Схема работы реактора БН-600

Остановимся теперь на вопросе об экономической привлекательности работы реакторов на быстрых нейтронах. На сегодняшний день реакторы на быстрых нейтронах не получают широкого распространения, так как постройка и эксплуатация подобных реакторов сложнее, а их стоимость может двукратно превышать затраты на реакторы на медленных нейтронах. Это в некоторой степени объясняется относительной дешевизной добычи урана-235 из руды. Тем не менее, запасы руды не вечны и перед человечеством рано или поздно встанет задача о построении реакторов на быстрых нейтронах, так как именно они открывают широкие



Рис. 6. Макет реактора БН-600 с вырезанными секторами для удобства обзора

возможности получения ядерного топлива для обычных реакторов. Поэтому разработки новых, более совершенных реакторов продолжаются. Рассмотрим некоторые перспективные проекты.

1) Быстрые реакторы, охлаждаемые газом. В данном типе реакторов охлаждение производится гелием. Такие реакторы позволяют не только получать энергию, но и производить водород термохимическим путём. Гелиевый теплоноситель выгодно отличается от натриевого своей инертностью по отношению к воде и воздуху. Кроме того, в таких реакторах спектр нейтронов более жёсткий, что приводит к более высокому коэффициенту воспроизводства. Предполагается, что использованное топливо будет перерабатываться на месте, что позволит минимизировать количество долгоживущих радиоактивных изотопов

2) Быстрые реакторы, охлаждаемые свинцом. Охлаждение жидкого металла Pb осуществляется естественной конвекцией. В качестве топлива служит металлический уран или его нитрид, а также торий. Установки могут быть различных размеров от произведённой на заводе “батареи” до модулей с электрической мощностью 300-400 МВт и больших производств мощностью до 1400 МВт.

В заключение можно отметить, что реакторы на быстрых нейтронах представляют собой перспективный источник энергии для всего человечества. Их развитие, разработка и улучшение является важной научно-технической задачей, решение которой сможет обеспечить человечество энергией на миллионы лет. Кроме того, их использование позволяет сжигать долгоживущие радиоактивные отходы и оружейный плутоний, что поможет в контроле над распространением ядерного оружия в мире.

1. Э. Кэбин. Атомная энергетика <http://nuclphys.sinp.msu.ru/ne/index.html>
2. Б. С. Ишханов. Радиоактивность <http://nuclphys.sinp.msu.ru/radioactivity/index.html>