

**БУДУЩЕЕ ЯДЕРНОЙ
ЭНЕРГЕТИКИ.**
Реакторы на быстрых
нейтронах



Акатов А. А., Коряковский Ю. С.

БУДУЩЕЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ.

Реакторы на быстрых
нейтронах

Информационные центры по атомной энергии
Москва, 2012

УДК 621.039.5

ББК 31.4

Акатов А. А., Коряковский Ю. С.
Будущее ядерной энергетики. Реакторы на быстрых нейтронах. —
2012. — 36 с.

© АНО «ИЦАО», 2012 / Акатов А. А., Коряковский Ю. С., 2012

Многие специалисты утверждают, что дальнейшее развитие ядерной энергетики немыслимо без перехода к строительству и эксплуатации реакторов на быстрых нейтронах. Они позволяют более эффективно использовать запасы урана, решать задачи охраны окружающей среды. Наконец, они еще более безопасны, чем строящиеся сейчас ядерные энергоблоки.

В этом буклете приведена краткая информация о принципе действия, устройстве, истории создания и перспективах развития реакторов на быстрых нейтронах.

Нейтроны – медленные и быстрые

В активных зонах современных реакторов протекает самоподдерживающаяся цепная реакция деления ядер урана. Схематично этот процесс изображен на рисунке 1, где приведен графический образ деления одного ядра урана, и на рисунке 2, на котором изображена цепная реакция. Обратите внимание, что ядро с рисунка 1 делится на два осколка под действием лишь одного нейтрона, но с испусканием уже двух-трех нейтронов. Они, в свою очередь, попадают в соседние ядра урана, вызывая их деление – и реакция набирает ход. Атомщики научились управлять этим процессом и используют его для производства электроэнергии. Осколки деления ядер урана обладают высокой кинетической энергией, которая при их торможении передается топливу. В результате оно разогревается, нагревает и испаряет контактирующую с топливом воду, а получившийся пар вращает турбогенератор. Произведенное на нем электричество передается потребителю.

Рисунок 1

Процесс деления ядра урана-235

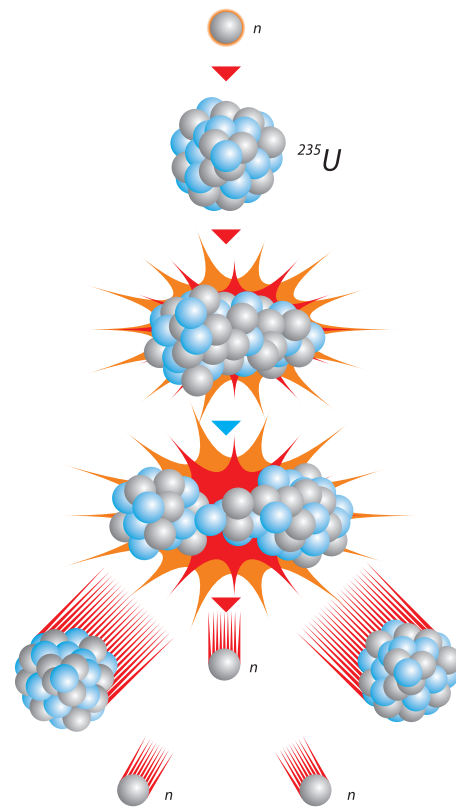
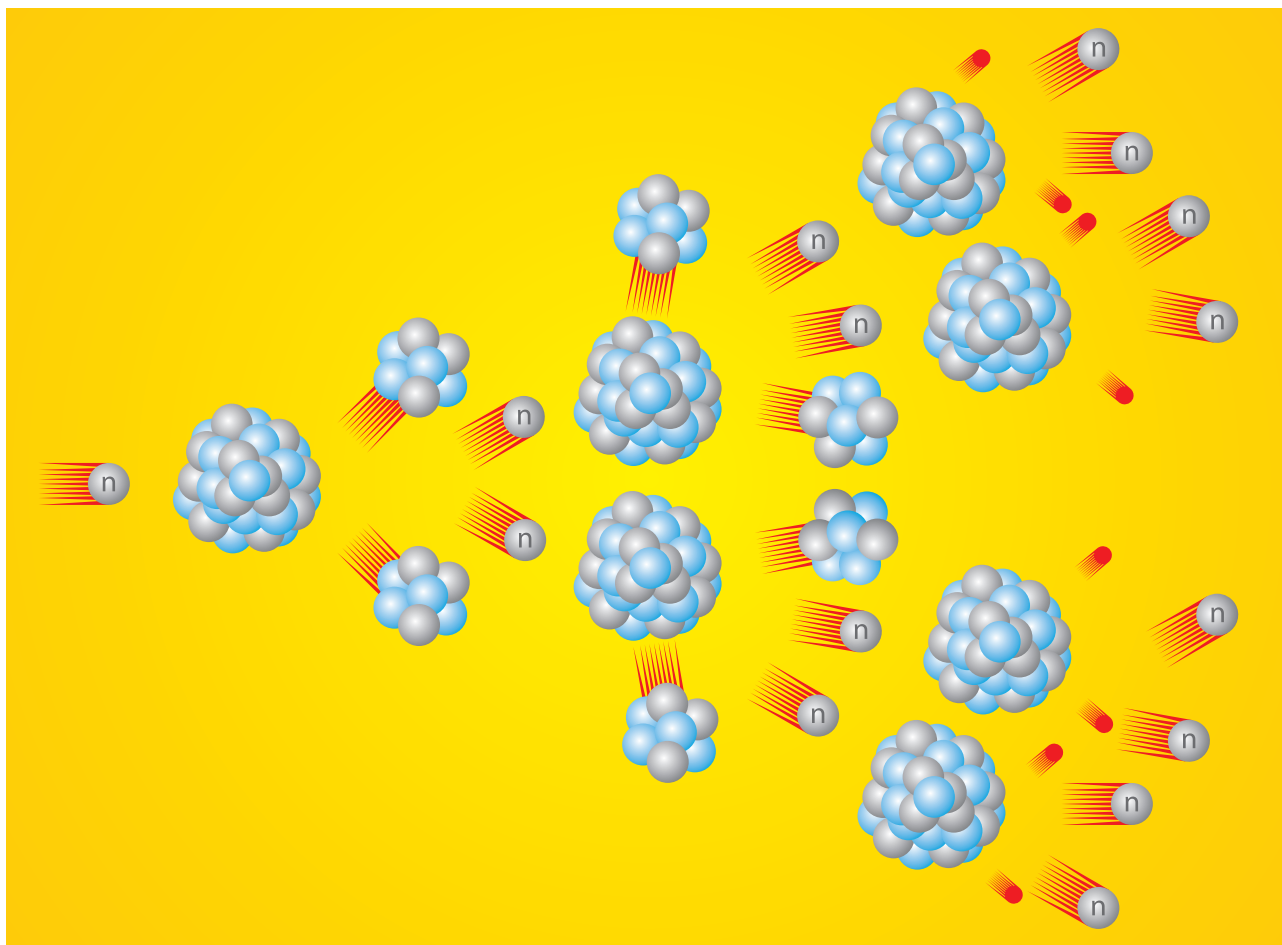


Рисунок 2

Цепная реакция деления ядер урана



Тем не менее, нужно сделать одно уточнение: под действием нейтронов делятся только ядра урана-235. В природной смеси изотопов урана его около 0,7 процентов (рисунок 3), а в ядерном топливе – 4-5 процентов (рисунок 4). Остальное – уран-238, который не делится и, соответственно, не принимает участия в производстве электроэнергии. Конечно, естественным желанием специалистов было научиться использовать этот «балласт», ведь тогда эффективность топлива возрастет многократно!

Сначала обратили внимание на свойства испускаемых при делении нейтронов. Изначально они движутся очень быстро, поэтому их и называют **быстрыми** нейтронами. Затем, проходя через воду, которая является теплоносителем, они замедляются. Энергия нейтронов падает в сотни миллионов раз. Так они становятся **медленными**, или тепловыми.

Рисунок 3

Природный уран
(доля урана-235 \approx 0,7%)

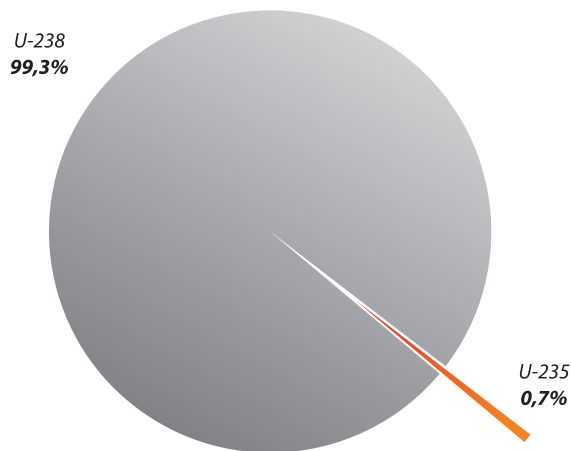
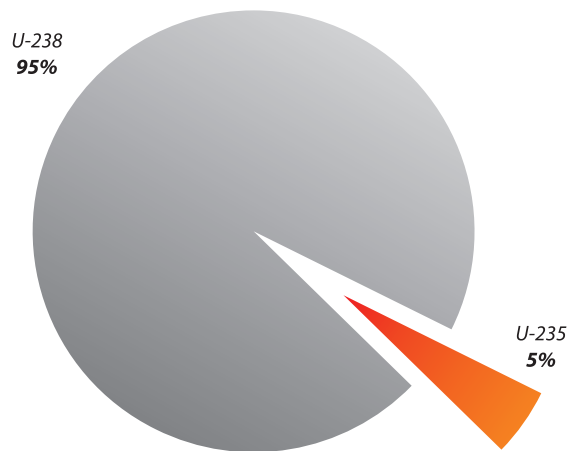


Рисунок 4

Обогащенный уран – ядерное топливо
(доля урана-235 – 5%)



Как упоминалось выше, медленные нейтроны вызывают деление только ядер урана-235. Что касается ядер урана-238 – очень редко, встречаясь с нейтроном, они превращаются в ядра плутония-239. Последний также может быть использован в качестве ядерного топлива. Но как его получить в достаточных количествах?

Решить эти две задачи (использование урана-238 и получение плутония-239) можно, используя быстрые нейтроны. Оказывается, под действием быстрых нейтронов уран-238 тоже делится и выделяет энергию, а также поглощает быстрые нейтроны с образованием плутония-239.

Но теперь вода, которая используется в качестве теплоносителя, становится помехой: ведь она замедляет нейтроны, а нужны быстро движущиеся частицы. Чем заменить воду? Веществом, которое было бы жидким или газообразным при температурах, существующих в реакторе, не поглощало и не замедляло нейтроны.

Проблемы с водой решает натрий

Этим требованиям отвечают некоторые металлы (натрий, калий, свинец, висмут) и газы (например, гелий). Пока наибольшее применение получил **натрий** (рисунок 5). Это химически активный металл, который энергично взаимодействует с водой (даже с ее парами в воздухе), а при небольшом нагреве воспламеняется. По остальным свойствам он оказался удобен, поэтому разработчики пошли на обдуманый риск, предложив использовать натрий в качестве теплоносителя.

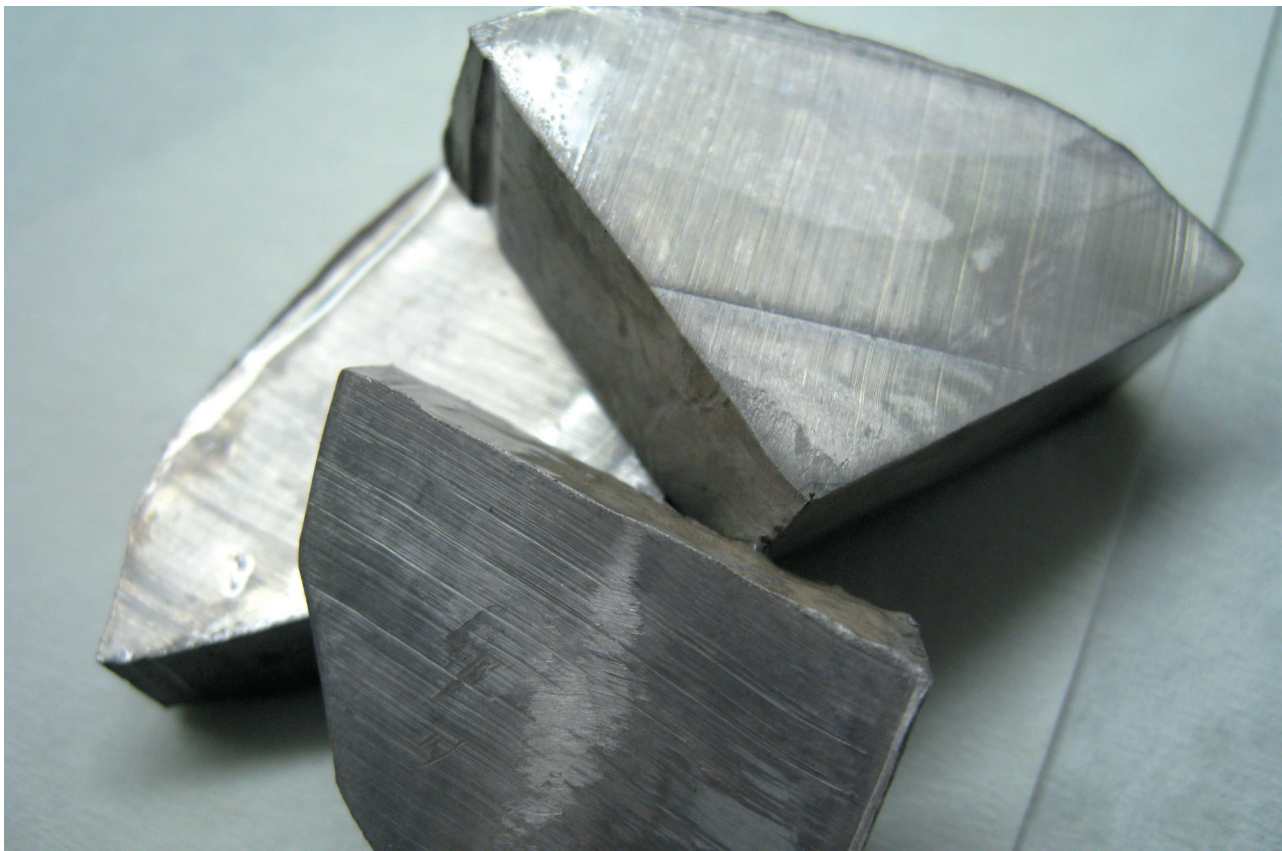
Во-первых, натрий не замедляет нейтроны.

Во-вторых, вода в роли теплоносителя требует создания высокого давления в корпусе реактора и трубопроводах, иначе ее не удастся разогреть до нужной температуры. Например, на выходе из реактора ВВЭР-1200 температура воды составляет 330 °С, а ее давление – около 160 атмосфер. Натрий можно смело разогревать до температур около 600 °С, и давление в реакторе поднимется чуть выше атмосферного. Таким образом, имеется прямая выгода от использования натрия в качестве теплоносителя: реактор работает под небольшим давлением, и это гораздо безопаснее. Можно устанавливать менее толстый корпус по сравнению с реакторами, в которых теплоносителем является вода (например, ВВЭР-1200), а значит, снижается расход довольно дорогих сталей.

В-третьих, натрий практически не вызывает коррозию конструкционных материалов, из которых изготовлено реакторное оборудование и трубопроводы. Конечно, натрий в этом отношении снова выигрывает у воды. Кроме того, натрий обладает прекрасными теплофизическими свойствами: он хорошо принимает, проводит и отдает тепло.

Рисунок 5

Свежесрезанный металлический натрий



Итак, натриевый теплоноситель позволяет реализовать **реактор на быстрых нейтронах**.

Многоразовое топливо

Положительные эффекты от применения натрия в качестве теплоносителя ясны. А какие еще плюсы характерны для реактора на быстрых нейтронах?

Главное преимущество – он может производить топливо для реакторов на тепловых нейтронах. Ведь уран-238 в активной зоне ядерного реактора превращается в плутоний-239, который является эффективным ядерным топливом. Значит, можно облучить уран-238 в реакторе на быстрых нейтронах и химическим способом выделить чистый плутоний, из которого, в свою очередь, можно изготовить топливо для реакторов на тепловых нейтронах.

Рисунок 6

Обогащенный уран – ядерное топливо (доля урана-235 – 5%)



Рисунок 7

Облученный уран – отработавшее ядерное топливо (Pu – плутоний, ПД – продукты деления)

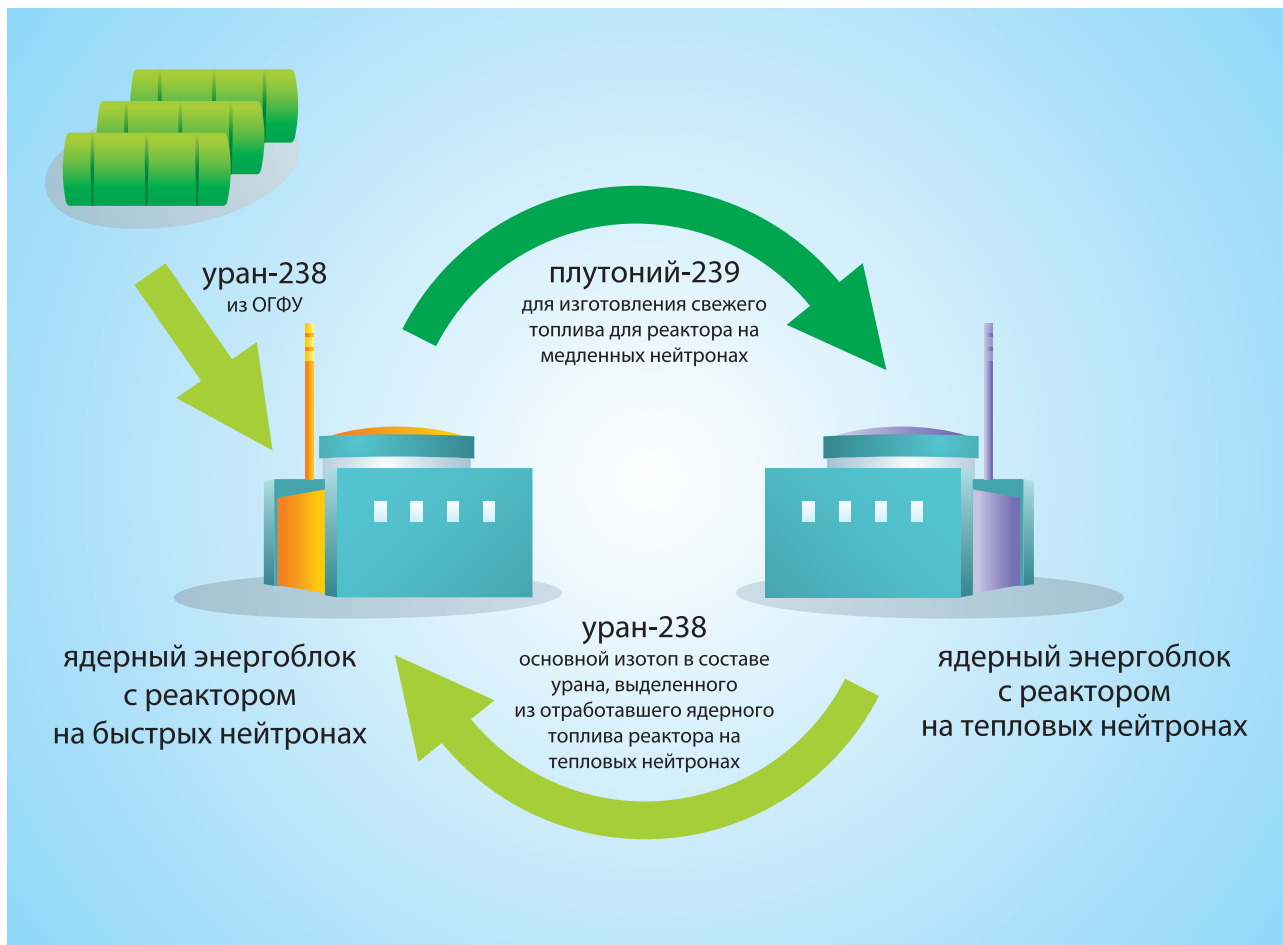


Это весьма актуальная задача, потому что подавляющее большинство ядерных энергоблоков в мире работает именно на тепловых нейтронах. Топливо для них — низкообогащенный уран, в котором доля урана-235 составляет несколько процентов, остальное – уран-238 (рисунок 6). После того как топливо отработало в ядерном реакторе на тепловых нейтронах, урана-235 там уже мало, но изотопа с массой 238 вполне достаточно – более 90 процентов (рисунок 7).

А если выделить весь уран из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) химически, сделать из него новое ядерное топливо и облучить в реакторе на быстрых нейтронах? Тогда получится плутоний, из которого можно изготовить ядерное топливо для реактора на медленных нейтронах.

Цикл замкнулся (рисунок 8). Уже не нужно добывать уран из земли и очищать его от сопутствующих веществ – более нет необходимости наносить урон природе. У нас и так накоплено довольно много урана-238 в форме ОЯТ и обедненного гексафторида урана (ОГФУ) – «хвостов» обогатительных производств. По имеющимся оценкам его хватит на несколько сотен лет.

Сейчас уран пока еще довольно дешев. С экономической точки зрения выгоднее добывать его из земли, обогащать и использовать в реакторах на тепловых нейтронах — в мире их подавляющее большинство. Технология реакторов на быстрых нейтронах уже достаточно развита, особенно в нашей стране, но их серийное строительство пока не организовано, поэтому они сравнительно дороги. Кроме того, должно быть организовано крупномасштабное радиохимическое производство по выделению плутония; это дает дополнительные расходы. Так что, пока не выгодно. Но специалисты утверждают: к середине века уран станет труднее добывать (месторождения истощаются), цена на него значительно возрастет. Вот тогда и наступит эпоха «быстрой энергетики».



Исчезнут ли реакторы на тепловых нейтронах? Конечно, нет. Скорее всего, на одной площадке будет размещен реактор на быстрых нейтронах и несколько реакторов на тепловых нейтронах, а также радиохимическое производство. Быстрый реактор будет производить плутоний для тепловых. Но чем он будет «питаться» сам?

И здесь проявляется еще одно преимущество реакторов на быстрых нейтронах. Быстрый реактор способен производить больше топлива, чем потребляет! Так, израсходовав 100 килограммов делящегося изотопа, можно получить 120-130 килограммов свежего ядерного топлива. Из-за этой особенности реакторы на быстрых нейтронах называют **бридерами** (от англ. *breeder* - размножитель). Итак, бридер производит плутоний не только для соседей, работающих на тепловых нейтронах, **но и для себя самого!**

Внутри реактора на быстрых нейтронах

На сегодняшний день самый крупный в мире реактор на быстрых нейтронах, вырабатывающий электроэнергию, действует в России. Это БН-600 с натриевым теплоносителем, который успешно работает уже в течение 30 лет. Сокращение «БН» обозначает «быстрые нейтроны», а цифры — электрическую мощность энергоблока в мегаваттах.

Топливом для реактора служит диоксид урана (UO_2), обогащенного по урану-235 до 17-26 процентов. Это гораздо более высокое обогащение по сравнению с реакторами на тепловых нейтронах (3-5 процентов). Такое содержание урана-235 необходимо **только для запуска** реактора.

В дальнейшем, когда из урана-238 будет наработан плутоний-239, на его основе можно произвести топливо и далее уже его использовать в реакторе. Такое горючее называют МОХ-топливом (от англ. *mixed oxides* – смешанные оксиды), и

Рисунок 9

Тепловыделяющая сборка (ТВС)
для реактора БН-600



оно представляет собой смесь диоксидов плутония и урана ($\text{PuO}_2 + \text{UO}_2$). Для производства МОХ-топлива необходимо создать радиохимическое производство, которое будет заниматься выделением плутония.

Из высокообогащенного диоксида урана делают небольшие цилиндрические таблетки, которые размещают внутри полых стержней, изготовленных из специальных сортов стали. Заполненные таблетками стержни (тепловыделяющие элементы, или

твэлы) собирают в шестигранные тепловыделяющие сборки (ТВС, рисунок 9). В каждой ТВС 127 твэлов.

Активная зона реактора состоит из 369 ТВС. Вокруг нее расположена **зона воспроизводства**, в которой находятся еще 378 сборок из обедненного диоксида урана (содержание урана-235 ниже природного уровня). В активной зоне преимущественно происходит деление ядер урана-235 (или плутония-239), а вот в зоне воспроизводства уран-238 ловит нейтроны и превращается в плутоний-239. Иными словами, под действием нейтронов, вылетающих из активной зоны, здесь нарабатывается новое ядерное топливо (рисунок 10).

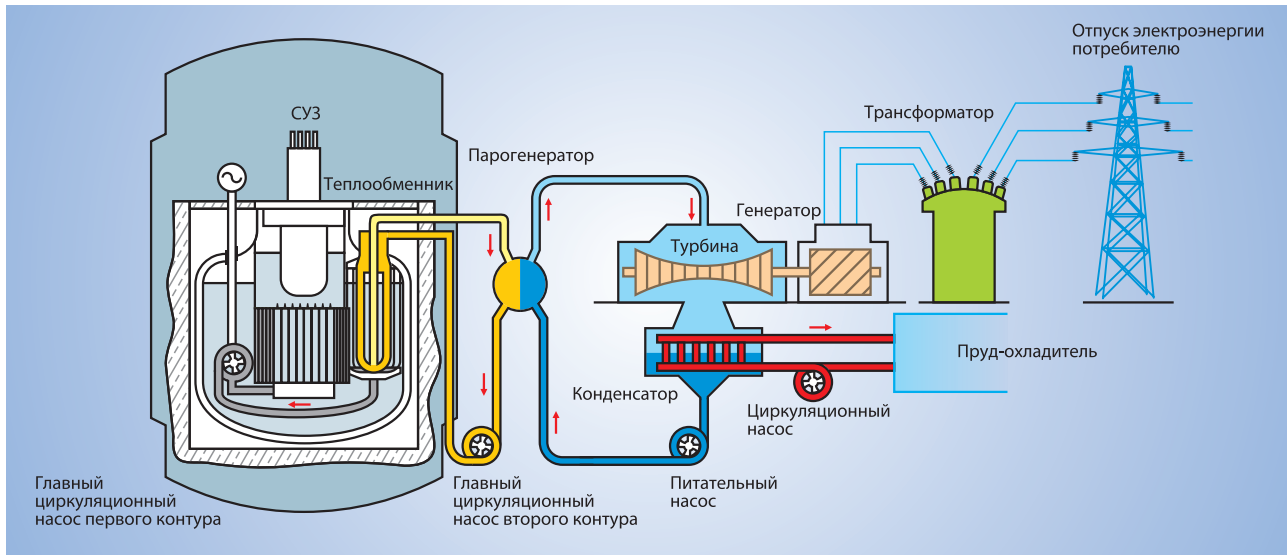
Рисунок 10 Активная зона реактора БН-600 (максимальное упрощение)



Активная зона и зона воспроизводства расположены в баке реактора. Через активную зону циркулирует натрий первого контура, который разогревается с 347 до 550 °С. В теплообменнике он передает через стенку тепло натрию второго контура, который в свою очередь передает тепло воде — теплоносителю третьего контура в парогенераторе. Вода испаряет-

Рисунок 11

Схема ядерного энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-600 (Белоярская АЭС)



ся, а пар идет на турбину. Дальше все происходит, как на обычной атомной или тепловой электростанции (рисунок 11).

Промежуточный (второй) контур предусмотрен для того, чтобы вода ни при каких условиях не могла контактировать с радиоактивным натрием, циркулирующим через активную зону реактора. Теплоноситель второго контура выполняет лишь роль посредника, не более. Он находится под повышенным давлением, чтобы радиоактивный натрий из первого контура не мог проникнуть во второй, а затем и в третий контур.

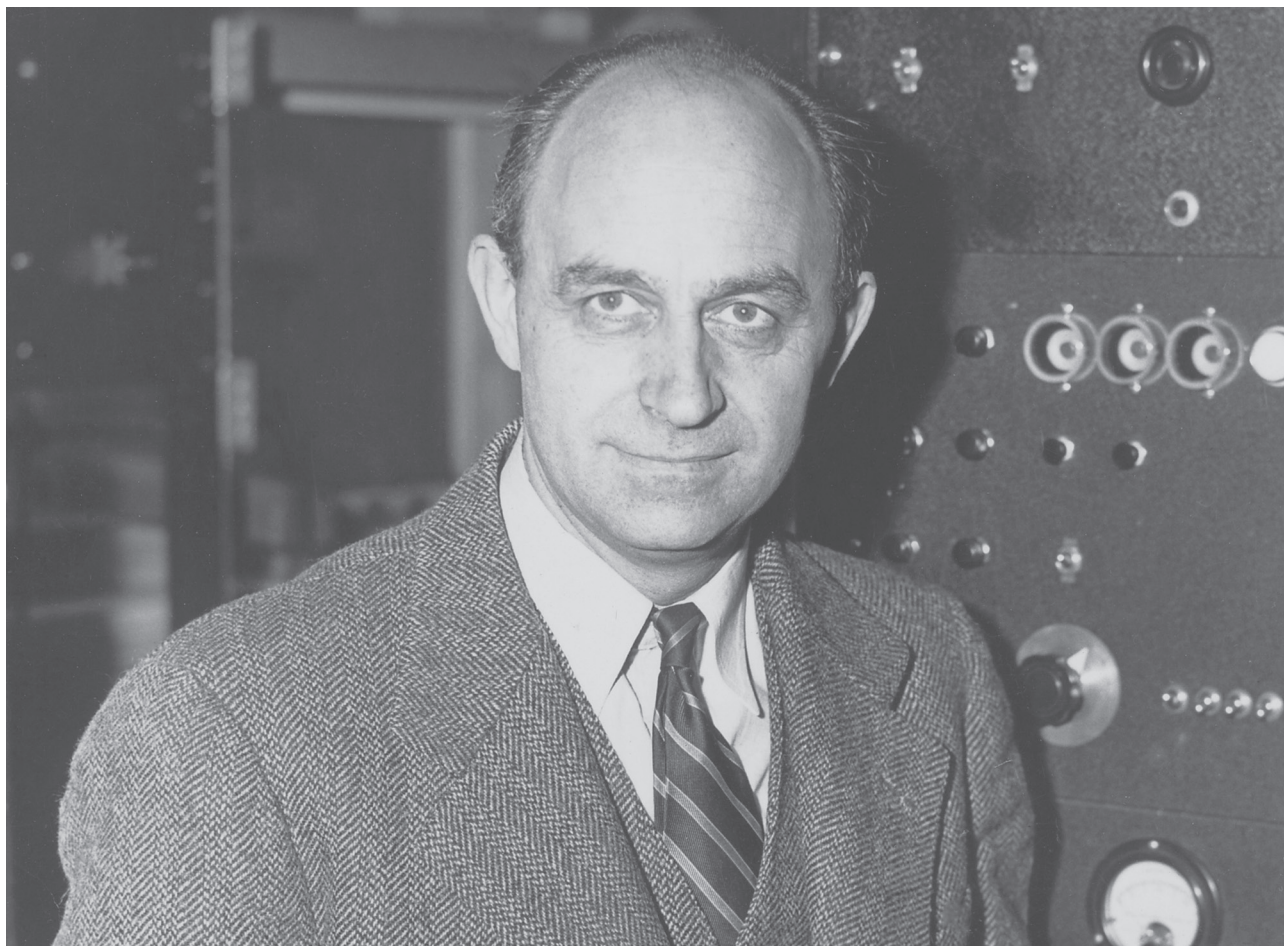
Опыт нескольких десятилетий

Конструкция реактора БН-600 разработана на основе успешного опыта эксплуатации экспериментальных реакторов на быстрых нейтронах.

В 1942 году под руководством ученого-атомщика Энрико Ферми (рисунок 12) в США был запущен первый в мире ядерный реактор, работавший на медленных нейтронах. Скорее всего, уже тогда выдающийся ученый задумывался о перспективности использования быстрых реакторов. Именно Ферми предложил развивать энергетику на основе реакторов на быстрых нейтронах. По его предположению такие устройства могли производить топлива больше, чем они потребляли, что открывало путь к новой энергетике с практически неисчерпаемыми ресурсами. Свои расчеты он представил на совещании «Обсуждение проблемы воспроизводства», состоявшемся в США 26 апреля 1944 года. С этого момента началась активная работа по созданию экспериментального американского бридера.

Если не считать установку CLEMENTINE (1946), то первый демонстрационный реактор на быстрых нейтронах EBR-I был запущен 20 декабря 1951 года в Айдахо (США). Теплоносителем в нем служила смесь натрия и калия. В 1963 году на смену ему пришел EBR-II, эксперименты на котором позволили продемонстрировать возможность замыкания ядерного топливного цикла и расширенного воспроизводства плутония-239 вместо добычи урана из недр земли.

Конечно, эти устройства обладали чрезвычайно низкой мощностью, поскольку перед ними стояли другие задачи: отработка технических решений для создания более мощных реакторов. Тот же самый подход использовался и в других странах.



В 1955 году первый исследовательский быстрый реактор нулевой мощности (при его работе тепло практически не выделялось) был запущен в СССР – в Физико-энергетическом институте (г. Обнинск) под руководством А.И. Лейпунского (рисунок 13). В том же институте двумя годами позже запустили исследовательский реактор БР-2 с ртутным теплоносителем. В 1954-1955 годах реакторы ZEUS и ZEPHYR были опробованы в Великобритании. Быстрый французский реактор RAPSODIE заработал в 1967, а японский JOYO – в 1977 году.

Таким образом, ведущие державы подключились к развитию этой многообещающей технологии. Что же произошло потом? По какой причине исследовательские программы в области развития быстрой энергетики были свернуты?

Многие считают, что свою роль сыграли аварии на исследовательских и энергетических реакторах. Например, в том же США интерес к бридерам упал после аварии на реакторе «Fermi-1» с расплавлением активной зоны (1966). В 1995 году (через год после

Рисунок 13

*Александр Ильич Лейпунский
(1903-1972)*



пуска) из-за разлива натрия из второго контура был остановлен реактор MONJU (Япония). Частые технические проблемы и аварии на французских быстрых реакторах Phenix и Superphenix привели к их закрытию в 2009 и 1997 годах соответственно. Эти реакторы были довольно мощными: электрическая мощность Phenix составляла 250 мегаватт, а Superphenix – 1200 мегаватт. Французским специалистам было особенно обидно, что эти мощные установки имели статус исследовательских! Но они и не могли быть надежными источниками электроэнергии.

И вот еще один наглядный пример – в Германии установка с быстрым реактором SNR-300 была построена еще в 1985 году, но так до сих пор и не запущена.

Надо сказать, любая технология в начале своего развития обрастает целым ворохом проблем, которые постепенно решаются по мере накопления опыта. Неужели зарубежные специалисты испугались и опустили руки? Конечно, это не так. Просто стало ясно, что при дешевом уране (а тогда его было довольно легко добывать, и месторождения были еще достаточно богаты) развивать дорогую и проблемную технологию явно преждевременно. Сейчас, осознав свою ошибку, ведущие государства пытаются наверстать отставание от России в «быстрой энергетике», в области которой наша страна является признанным мировым лидером.

Советские ученые и специалисты не отказались от сложных и дорогостоящих разработок. В частности, это было связано с плановым характером экономики, которая не требовала от проекта быстрого внедрения и конкурентоспособности. Трудно сказать, хорошо это или плохо, но сегодня, благодаря накопленному опыту, наша страна может стать одним из лидеров на мировом рынке «быстрых технологий».

Бесценный опыт был получен при эксплуатации экспериментальных установок БР-5 (после реконструкции их мощность повысилась, и название стало БР-10) и БОР-60, энергетических реакторов БН-350 и БН-600.

Рисунок 14

Энергоблок с реактором БН-350



На БР-5 (Физико-энергетический институт, г. Обнинск) были проведены важнейшие исследования в области физики и технологии радиоактивного натрия, работоспособности твэлов. Необходимость выполнения таких исследований понятна: ученые не имели достаточных сведений о том, как поведут себя в условиях реактора различные материалы, насколько они окажутся надежными и как с ними, в конце концов, обращаться.

Реактор БОР-60 (Научно-исследовательский институт атомных реакторов, г. Димитровград) использовался для испытаний ядерного топлива, отработки новых технологий. Затем, накопив опыт, перешли к крупной промышленной установке: реактор БН-350 (рисунок 14) заработал в 1972 году в Актау (г. Шевченко, Казахстан). Он не только производил электроэнергию, но и использовался для опреснения воды Каспийского моря, стал экспериментальной базой для крупномасштабного освоения технологии натрия, физических исследований и испытаний топливных сборок и других элементов активной зоны. Результаты



его эксплуатации были положены в основу наиболее успешного в настоящее время проекта энергетического реактора на быстрых нейтронах БН-600. Этот реактор уже в течение 30 лет успешно работает на Белоярской АЭС (г. Заречный, Свердловская область; рисунок 15); опыт его эксплуатации сегодня вызывает живейший интерес зарубежных ученых и инженеров.

Дорога в будущее

Вы, конечно, слышали, что развитие мировой экономики требует все больше энергии, и очень скоро человечество столкнется с глобальным энергетическим кризисом. Развивающемуся производству и сфере услуг не хватит электроэнергии, рост экономики замедлится и это повлечет за собой целый ряд неприятных последствий.

«Неизбежность глобального энергетического кризиса сейчас полностью осознана и поэтому энергетическая проблема для техники и науки стала проблемой номер один», – говорил П.Л. Капица.

Частично проблему нехватки энергии можно решить, развивая безопасную атомную энергетику, которая эффективно использует земные запасы урана. Если мы сохраним сегодняшний облик атомной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах, то урана хватит лишь до конца

Рисунок 16

Исследовательский реактор CEFR (Китай)



века. Совсем по-иному видятся перспективы «быстрой энергетики». Ее ресурс – **несколько тысяч лет!**

В последние годы ряд государств включились в процесс разработки и совершенствования бридерных технологий.

Китайский экспериментальный бридер CEFR (рисунок 16) был запущен в 2010 и подключен к электросети в 2011, причем он был построен при участии российских специалистов. Это не единственный пример сотрудничества: скорее всего, два промышленных энергоблока CDFR на базе российского проекта БН-800 будут построены в Китае, который осознал свое отставание от Индии в этой сфере. Уже в 2012 году индийцы планируют запустить реактор PFBR-500; он станет опытно-промышленным, т.е. сможет производить электроэнергию. Затем будет построена серия из нескольких таких реакторов (электрическая мощность каждого довольно велика и составляет 500 мегаватт), после чего будут вводиться в эксплуатацию бридеры следующего поколения, обладающие электрической мощностью в 1000 мегаватт. Французские специалисты приступили к разработке бридера нового поколения в рамках программы ASTRID – он может быть запущен в 2020 году; в стране запланированы испытания еще нескольких экспериментальных реакторов с различными теплоносителями. США пока немного отстают, но в том же 2010 году американские эксперты призвали Белый дом ускорить «быструю программу».

Отметим, что развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах будет означать переход к замкнутому ядерному топливному циклу, к более эффективному использованию запасов урана. Для быстро развивающихся экономик Китая и Индии это немаловажный вопрос, поскольку наибольший рост энергопотребления наблюдается именно в этих странах.

Россия в «быстрой энергетике» пока является лидером, но это первенство нужно поддерживать. Поэтому уже сейчас на площадке Белоярской АЭС строится новый энергоблок с

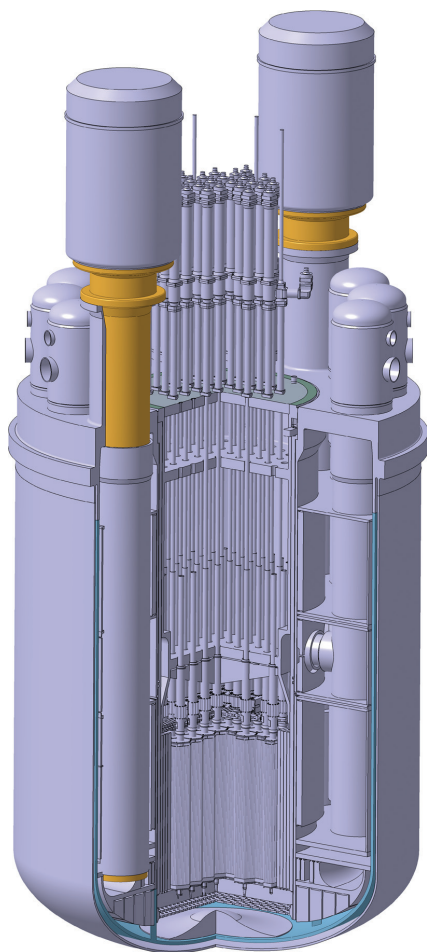
Рисунок 17

Стройплощадка энергоблока с реактором БН-800 (Белоярская АЭС)



Рисунок 18

Корпус реактора СВБР



реактором БН-800 (рисунок 17), ввод которого в эксплуатацию ожидается в 2014 году; разрабатывается проект более мощного БН-1200.

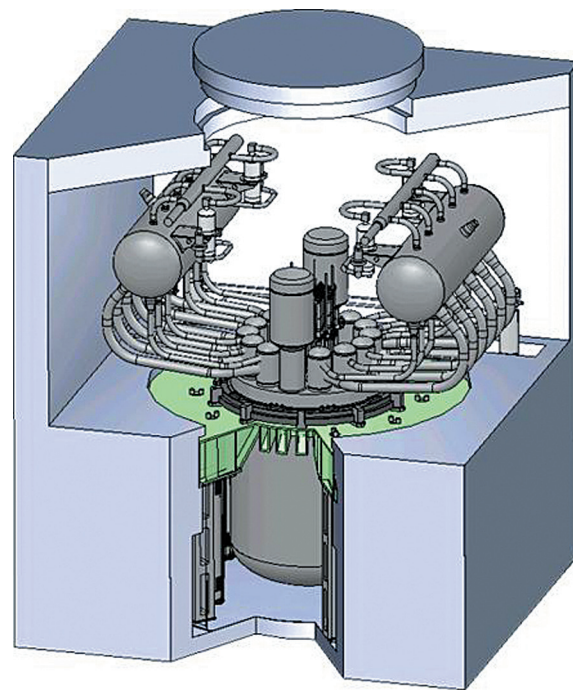
Идут и параллельные разработки реактора малой мощности со свинцово-висмутовым теплоносителем СВБР-100 (рисунок 18), который, возможно, будет запущен в 2017 году. Реактор малой мощности представляет собой типовой модуль (рисунок 19), а из нескольких таких модулей можно будет собрать атомную электростанцию необходимой мощности. Размеры реактора позволят перевозить его железнодорожным транспортом. На сегодняшний день уже есть спрос на подобные небольшие энергоблоки. Их география и сфера применения огромны — от развивающихся стран с недостаточно развитой инфраструктурой и дефицитом денежных средств до отдельных предприятий, которым необходимы модульные установки в технологических процессах по опреснению воды, производству водорода, нефтехимии и т.д.

Следует упомянуть и об отечественном проекте реактора БРЕСТ со свинцовым теплоносителем. Вместе с СВБР-100 они относятся к четвертому поколению реакторов, которые характеризуются как устройства с **естественной безопасностью**. Этот термин означает использование таких материалов и технических решений, которые просто изначально не способны привести к авариям.

Отсутствие широкомасштабного внедрения реакторов на быстрых нейтронах объясняется не столько неразвитостью технологии, сколько отсутствием крупных производств по переработке ОЯТ. Как уже говорилось, такие предприятия нужны для извлечения как урана, так и плутония из топлива; они являются важным звеном, гарантирующим замыкание ядерного топливного цикла. На сегодняшний день промышленная переработка ОЯТ ведется лишь в четырех странах (Франции, Великобритании, России и Японии). Главным образом перерабатывается топливо реакторов на тепловых нейтронах, из которого извлекается уран и плутоний. Сегодня этот

Рисунок 19

Реакторная установка СВБР-100
компонуется в бетонном боксе



плутоний не находит применения, а ведь его можно было бы с пользой сжечь в бридере. Уран, выделенный из отработавшего ядерного топлива, также можно использовать в реакторе на быстрых нейтронах для наработки нового плутония.

Другое потенциальное преимущество бридера: он является мощным инструментом для переработки радиоактивных отходов. При переработке топлива образуются радиоактивные отходы, для которых нужно строить довольно дорогие хранилища, способные обеспечить их изоляцию от окружающей среды на протяжении нескольких миллионов лет. А если облучить такие радиоактивные вещества быстрыми нейтронами, время, необходимое для их изоляции, резко снизится. И затраты меньше, и выгоды для окружающей среды налицо!

Инновационный подход

Модернизация российской экономики, безусловно, затронет и ядерную энергетику. Внедрение инновационных подходов к проектированию, строительству и эксплуатации атомных электростанций является требованием времени. Например, развитие технологии реакторов на быстрых нейтронах, как мы уже говорили, позволяет решить целый ряд важнейших задач, таких как обеспечение безопасности АЭС и эффективное использование ядерного топлива. Более того, «быстрая энергетика» является ключом к ряду накопленных в ядерной отрасли проблем, имеющих отношение к национальной безопасности и охране окружающей среды.

Во-первых, в результате более глубокого и полного использования урана в бридерах снижается потребность в его добыче, а значит, и воздействие на окружающую среду. Дополнительные меры позволят вообще прекратить добычу урана на довольно длительный срок. Его будут получать из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и обедненного гексафторида урана (ОГФУ), запасы которых более чем достаточны.

Во-вторых, снижается воздействие на окружающую среду при обращении с радиоактивными отходами. Радиоактивные отходы требуют обустройства дорогостоящих хранилищ, чтобы обеспечить их изоляцию от окружающей среды на протяжении длительного времени. Бридеры позволяют резко снизить время, необходимое для их изоляции и уменьшить потенциальную опасность отходов.

В-третьих, плутоний, полученный при переработке ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах, также может быть утилизирован в бридерах. Противоположный подход (хранение

и окончательное захоронение плутония в качестве радиоактивных отходов) требует особых мер по обеспечению безопасности и, соответственно, высоких затрат.

Итак, преимущества быстрых реакторов очевидны. Осознаны они и за рубежом, поэтому сегодня для России как мирового лидера в этой области открывается новый рынок, на который мы можем поставлять технологии и высокотехнологичное оборудование. Вместе с тем возникает риск проиграть в гонке «быстрых» технологий Китаю или Индии, поэтому необходимо форсированное развитие этого направления в российской ядерной энергетике. Расстаться с заслуженным лидерством мы не имеем права, не только с экономической точки зрения, но из уважения к тем специалистам, которые завоевали его своим талантом и огромным трудом. Кто знает – может быть, решение столь амбициозных задач станет частью вашей будущей карьеры?

Полезные ссылки

Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»

www.rosatom.ru

Филиал ОАО «Концер Росэнергоатом» – Белоярская атомная станция (действующий БН-600, строящийся БН-800)

belnpp.rosenergoatom.ru

ФГУП «Государственный научный центр Российской Федерации – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского» (научное руководство проектами реакторов на быстрых нейтронах)

www.ippe.ru

ОАО «Опытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова» (проектирование промышленных реакторов на быстрых нейтронах)

www.okbm.nnov.ru

ОАО «Государственный научный центр – Научно-исследовательский институт атомных реакторов» (реактор БОР-60, испытания конструкционных материалов)

www.niiar.ru

ОАО «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники им. Н. А. Доллежаля» (проект реактора БРЕСТ)

www.nikiet.ru

ОАО «АКМЭ-инжиниринг» (руководство работами по созданию энергоблока с реакторной установкой СВБР-100)

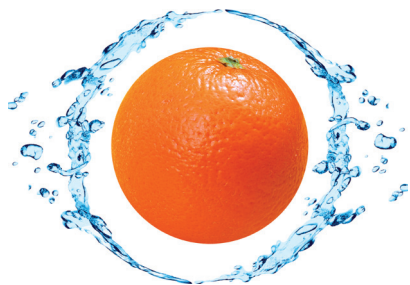
www.akmeengineering.com

ОАО «ОКБ ГИДРОПРЕСС» (проекты реакторных установок СВБР)

www.gidropress.podolsk.ru

Содержание

<i>Нейтроны – медленные и быстрые</i>	3
<i>Проблемы с водой решает натрий</i>	7
<i>Многоразовое топливо</i>	9
<i>Внутри реактора на быстрых нейтронах</i>	13
<i>Опыт нескольких десятилетий</i>	16
<i>Дорога в будущее</i>	23
<i>Инновационный подход</i>	29



завтра будет!



Информационные центры
по атомной энергии

www.myatom.ru

