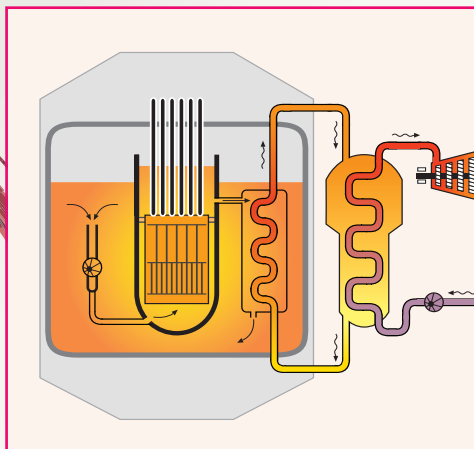
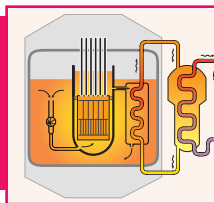




Акатов А. А.,
Коряковский Ю. С.

Быстрая ЭНЕРГЕТИКА



Акатов А. А.
Коряковский Ю. С.

Быстрая ЭНЕРГЕТИКА

УДК 621.039.5

ББК 31.4

Акатов А. А., Коряковский Ю. С.

Быстрая энергетика. — М.: Изд-во «Центр содействия социально-экологическим инициативам атомной отрасли», 2010. — 36 с.
ISBN 978-5-91706-030-9

Развитие атомной энергетики, как и любой другой высокотехнологичной отрасли, должно основываться не только на существующих разработках, но и на инновационных проектах. Пример инновационного подхода в энергетике — реакторы на быстрых нейтронах, в строительстве и эксплуатации которых Россия является признанным лидером. Они позволяют сделать атомную энергетику еще более безопасной и решить целый ряд экологических проблем. Об истории развития технологии реакторов на быстрых нейтронах, их устройстве, а также преимуществах и рассказывается в этом буклете.



УДК 621.039.5

ББК 31.4

ISBN 978-5-91706-030-9



- © Издательство «Центр содействия социально-экологическим инициативам атомной отрасли», 2010
- © Акатов А. А., Коряковский Ю. С., 2010

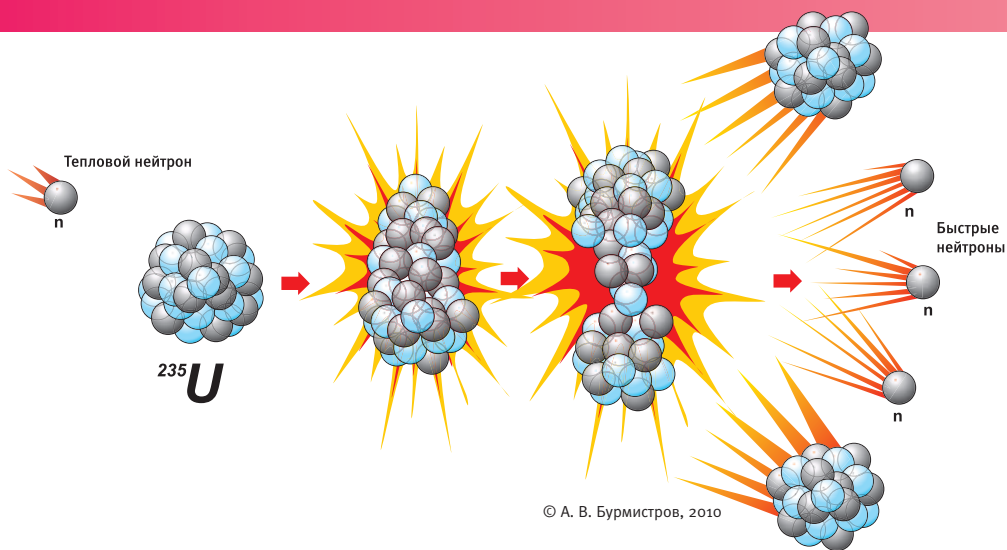
УНИКАЛЬНЫЕ СВОЙСТВА НЕЙТРОНОВ

Б

ольшинство действующих ныне атомных электростанций (АЭС) используют в качестве топлива обогащенный уран, в котором, по сравнению с природным, увеличена концентрация делящегося изотопа уран-235.

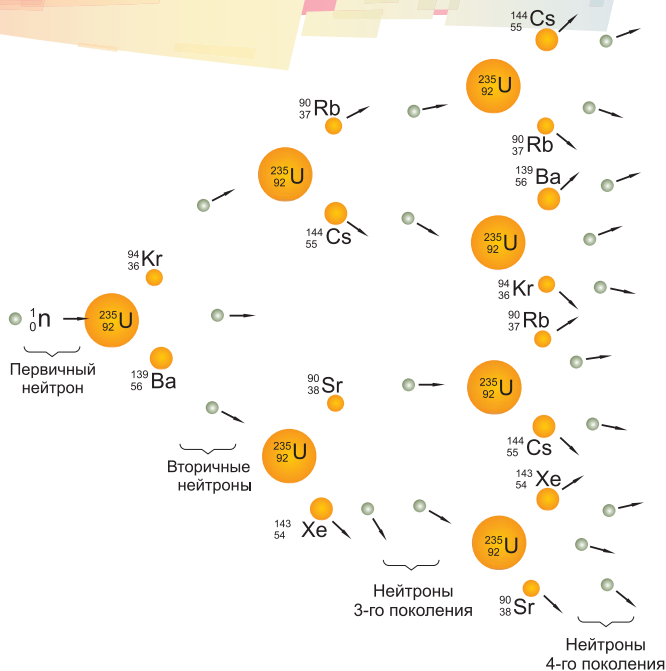
Ядро делящегося изотопа при попадании в него нейтрона распадается на две примерно равные части и дополнительно испускает 2–3 нейтрона. Эти нейтроны бомбардируют соседние ядра урана-235, которые также делятся, снова испуская нейтроны и т.д. В процесс вовлекаются все новые и новые ядра урана-235.

В массе топлива протекает самоподдерживающаяся цепная реакция деления. Осколки деления (те самые половинки исходного ядра) обладают высокой кинетической энергией и разлетаются, постепенно теряя ее в массе топлива. Эта энергия не пропадает, она переходит в тепловую, температура топлива повышается, а от него нагревается циркулирующая через реактор вода. С ее помощью получают пар, который вращает турбину, а та, в свою очередь, — ротор электрогенератора, вырабатывающего электроэнергию. Остается только передать электрический ток потребителю.



Процесс деления ядра урана-235

Нейтроны, испускаемые при делении ядра урана-235, первоначально обладают очень высокой кинетической энергией, движутся с большой скоростью и поэтому называются быстрыми. Если такой быстрый нейтрон попадет в ядро урана-235, то оно, скорее всего, не разделится. А разделится оно при попадании медленного, или теплового нейтрона, с гораздо меньшей кинетической энергией. Значит, для получения самоподдерживающейся цепной реакции деления, необходимо понизить энергии нейтронов, испускаемых при делении ядра. Для замедления используют теплоноситель — воду, омывающую топливные элементы. Нейтрон, пролетающий через неё, взаимодействует с атомами воды, теряет энергию и замедляется. Энергия падает в сотни миллионов раз, до тех пор, пока нейтроны не начинают двигаться со скоростью, характерной для атомов среды. Поскольку эти атомы находятся в тепловом движении, то и нейтроны, движущиеся с ними с примерно одинаковой скоростью, назвали тепловыми или медленными.



Цепная реакция деления ядер урана

Тепловые нейтроны обладают удивительными свойствами. Они вызывают деление ядра урана-235 примерно в 450 раз чаще, чем быстрые. Значит, для запуска ядерного энергоблока нужны именно тепловые нейтроны, а теплоноситель в реакторе играет двоякую роль: он не только переносит тепло, но и замедляет нейтроны, позволяя продолжить реакцию деления с выделением тепла.

Следует отметить, что при попадании медленного нейтрона в ядро урана-235 и его делении выделяется энергия в несколько миллиардов раз больше той, которой обладал исходный нейтрон, — настолько велика энергия, заключенная в ядре!

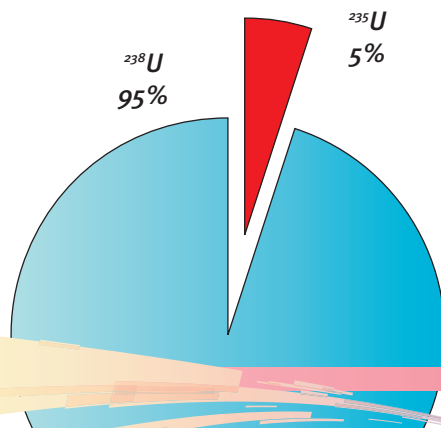
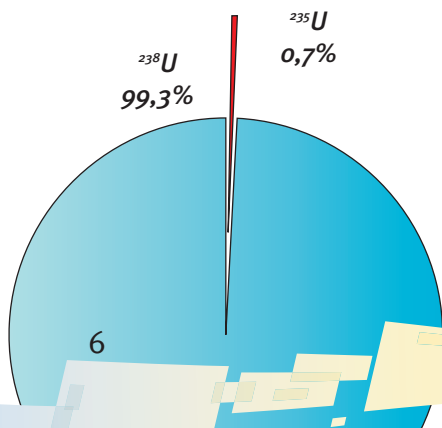
Судьба нейтрона может оказаться иной: ядро урана-235 просто поглотит его и превратится в новое. Правда, происходит это в 5–10 раз реже, чем деление.

А вот изотопа уран-238 в топливе намного больше, чем изотопа с массой 235. В природном уране доля последнего лишь 0,7 процента по сравнению с 99,3 процента для урана-238. В обогащенном уране, применяемом на большинстве ныне действующих атомных станций, доля урана-235 повышена до 3–5 процентов, но остальное — все тот же уран-238. А как он ведет себя, сталкиваясь с нейтронами?

При атаке теплового нейтрона уран-238 не делится совсем, поглощая нейтрон и превращаясь в новое нестабильное ядро, которое подвергается радиоактивным изменениям. В результате нескольких последовательных радиоактивных распадов на том месте, где находился уран-238, появляется новый изотоп: плутоний-239.

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

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





Получается, что уран–238, которого в топливе подавляющее количество, не используется для получения энергии. Он как бы является балластом, не более. Какая расточительность! Нужно срочно что–то предпринять, чтобы вовлечь неработающий изотоп в процесс производства энергии. Тогда эффективность ядерного топлива возросла бы в сотню раз!

Интересно, что придумали ученые?

Во–первых, обратили внимание на то, что уран–238 в работающем ядерном реакторе постепенно переходит в плутоний–239, который является делящимся изотопом, то есть эффективно делится при попадании в него медленного нейтрона и может быть использован в качестве ядерного топлива.

Во–вторых, выяснили, что под действием быстрых нейтронов уран–238 тоже делится и выделяет энергию, а также поглощает быстрые нейтроны с образованием плутония–239.

Чтобы систематизировать приведенные ранее данные, составим на их основе таблицу:

Изотоп	Относительная вероятность* при попадании в ядро...			
	теплового нейтрона...		быстрого нейтрона...	
	деления ядра	захвата нейтрона	деления ядра	захвата нейтрона
Уран–235	5840	970	13	1,0
Уран–238	0	27	1,0	1,5
Плутоний–239	7440	2670	20	1,0

***За единицу принята вероятность деления ядра урана–238 при попадании в него быстрого нейтрона**

Можно сказать, уран-238 «слабоват». Действительно, даже на быстрых нейтронах он делится в тринадцать раз реже. Но ведь урана-238 в топливе значительно больше, значит, его столкновения с нейтронами будут случаться чаще.

В качестве примера можно привести вероятность успеха при попытке вытащить единственный белый шар из коробки, где лежат еще 13 черных. Или попасть по тому же белому шару, окруженному черными. Ведь вышеприведенные вероятности относятся к случаю, когда нейтрон уже попал в ядро. А если нет? Так что надо учесть и вероятность того, что он до этого ядра долетит — она как раз определяется соотношением количества ядер урана-235 и урана-238, которое еще называют процентом обогащения ядерного топлива.

Итак, применение быстрых нейтронов открывает перед нами возможность использования неработающего изотопа уран-238, то есть по сути дела превращает балласт в ценный ресурс.

НАТРИЙ ВМЕСТО ВОДЫ

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

Таковыми свойствами обладают некоторые металлы (натрий, калий, свинец, висмут) и газы (например, гелий). Пока наибольшее применение получил натрий. 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 обдуманный риск, предложив использовать натрий в качестве теплоносителя.



Свежесрезанный металлический натрий и его свойства

Атомный номер: 11

Атомная масса: 22,990 г/моль

Плотность (при 19,7 °C): 0,968 г/см³

Температура плавления: +97,8 °C

Температура кипения: +882,9 °C

Теплоемкость: 1,235 Дж/(кг·°C)

Взаимодействие с водой: $2\text{Na} + 2\text{H}_2\text{O} \rightarrow 2\text{NaOH} + \text{H}_2\uparrow$

Действительно, температура кипения натрия при атмосферном давлении составляет $+883^{\circ}\text{C}$, а воды — $+100^{\circ}\text{C}$. Таким образом, мы можем смело разогревать натрий до температур около 600°C , поднимая давление в реакторе чуть выше атмосферного.

Совсем не так с водой: ее температура на выходе из реактора ВВЭР-1000 (это современный российский реактор) — $+300\text{--}350^{\circ}\text{C}$, давление — 160 атмосфер. Явное преимущество использования натрия в качестве теплоносителя: реактор работает под давлением чуть выше атмосферного и это гораздо безопаснее. Можно устанавливать менее толстый корпус по сравнению с реакторами, в которых теплоносителем является вода (например, ВВЭР-1000), а значит, снижается расход довольно дорогих сталей и конструкционных материалов.

Еще одно преимущество натриевого теплоносителя: он практически не вызывает коррозию материалов, из которых изготовлено реакторное оборудование и трубопроводы. Натрий в этом отношении снова выигрывает у воды. Натрий обладает прекрасными теплофизическими свойствами: он хорошо принимает, проводит и отдает тепло.

ЗАМКНУТЫЙ ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ

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

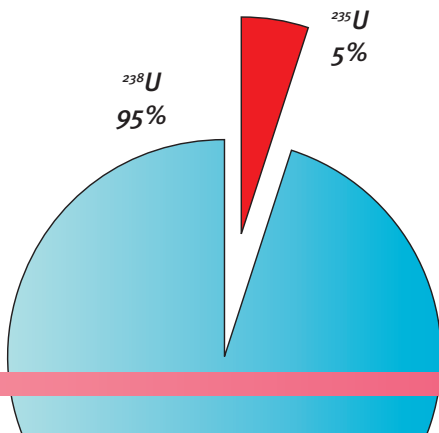
Во-первых, он может производить топливо для реакторов на тепловых нейтронах. Ведь уран-238 в активной зоне ядерного реактора превращается в плутоний-239, который под действием медленных нейтронов делится чаще урана-235 и, таким образом, является более эффективным ядерным топли-

вом. 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.

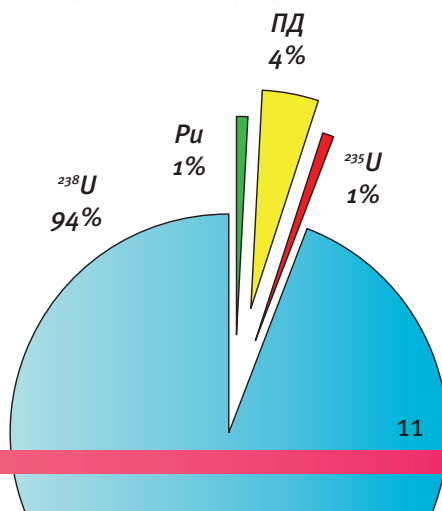
Это весьма актуальная задача, потому что подавляющее большинство ядерных энергоблоков в мире работает именно на тепловых нейтронах. Топливо для них — низкообогащенный уран, в котором доля урана-235 составляет несколько процентов, остальное — уран-238. После того как топливо отработало в ядерном реакторе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

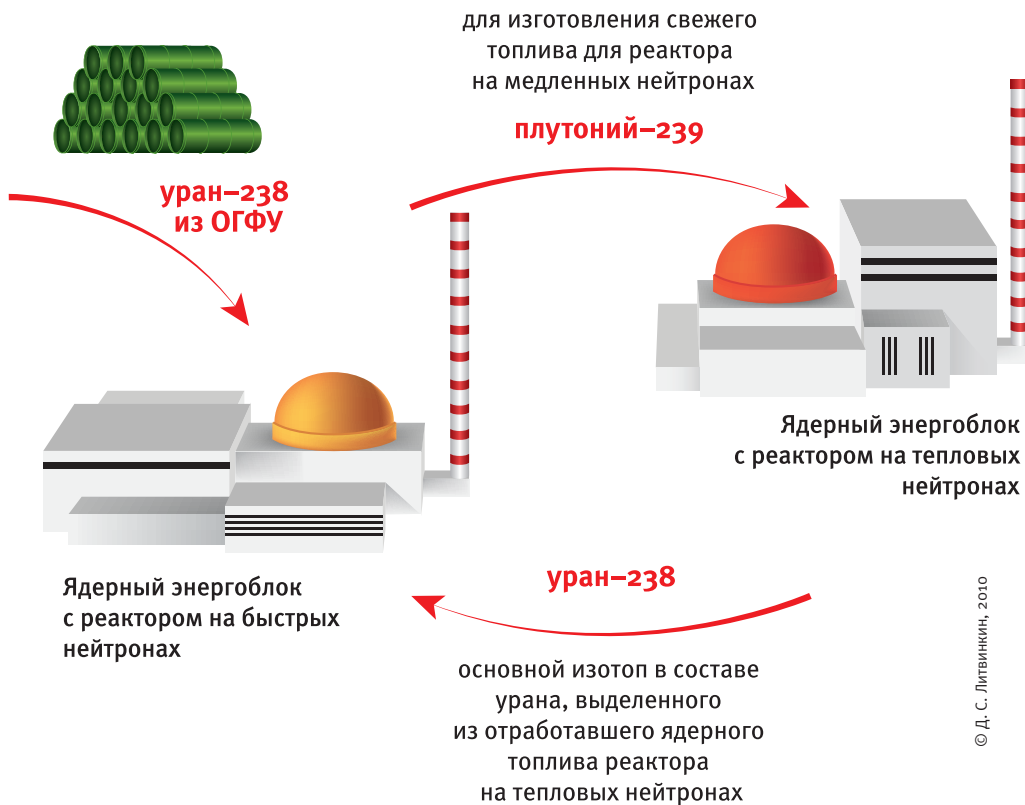
А если выделить весь уран из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) химически, сделать из него новое ядерное топливо и облучить в реакторе на быстрых нейтронах? Тогда получится плутоний, из которого можно изготовить ядерное топливо для реактора на медленных нейтронах.

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



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





© Д. С. Литвинкин, 2010

Замыкание топливного цикла



Цикл замкнулся. 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 обедненно-го гексафторида урана (ОГФУ). По имеющимся оценкам этого 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. А при единичном строительстве они сравнительно дороги. Кроме того, должно быть создано крупномасштабное радиохимическое производство по выделению плутония — это повлечет за собой 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. Весьма возможно, что 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!

КАК УСТРОЕН БЫСТРЫЙ РЕАКТОР

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 для запуска и работы реактора, поскольку уран-235 делится на быстрых нейтронах в 13 раз эффективнее, чем уран-238, а быстрые нейтроны вызывают деление урана-235 в 450 раз реже, чем тепловые.

Конечно, для первоначального запуска в активной зоне необходимо создать высокую концентрацию делящегося изотопа, и это делается за счет повышения содержания урана-235. Затем, 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 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). В каждой ТВС собрано 127 ТВЭЛов.

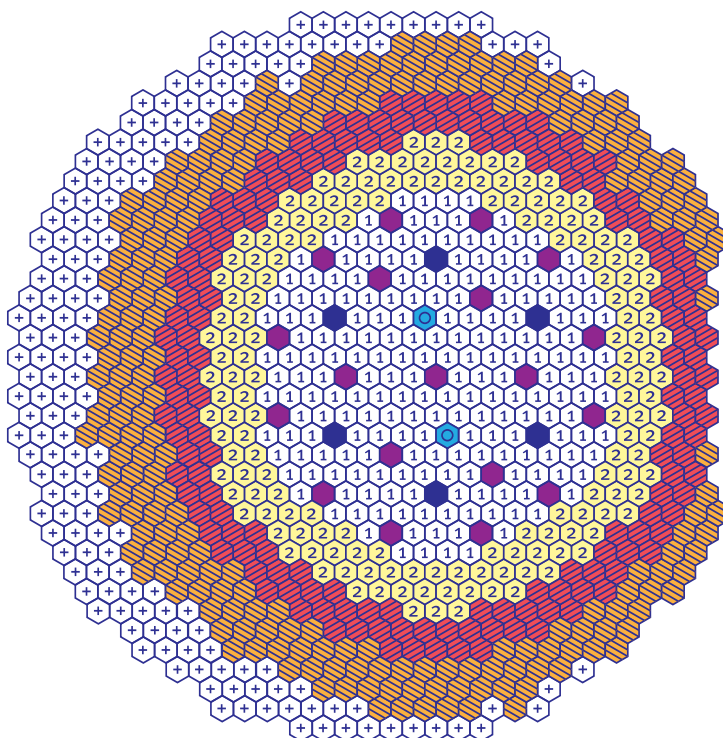
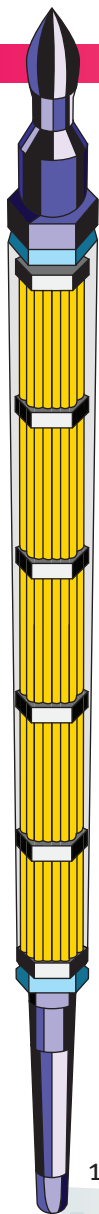
Машинный
зал
Белоярской
АЭС



Активная зона реактора состоит из 369 ТВС. Вокруг нее расположена зона воспроизводства, в которой находятся еще 378 сборок из обедненного диоксида урана (в котором 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, в зоне воспроизводства нарабатывается новое ядерное топливо.

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 испаряется, а пар идет на турбину. Дальше все происходит, как на обычной атомной или тепловой электростанции.

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.



- | | | | | | | | |
|--|---------------------------------|--|---------------------------------------|--|--------------------------|--|----------------------------|
| | ТВС активной зоны | | внешняя зона воспроизводства | | компенсирующий стержень | | хранилище отработанных ТВС |
| | внутренняя зона воспроизводства | | стержни автоматического регулирования | | стержни аварийной защиты | | |

© Д. С. Литвинин, 2010

Схема загрузки активной зоны реактора БН-600

Топливная сборка (ТВС) для реактора БН-600 (слева)

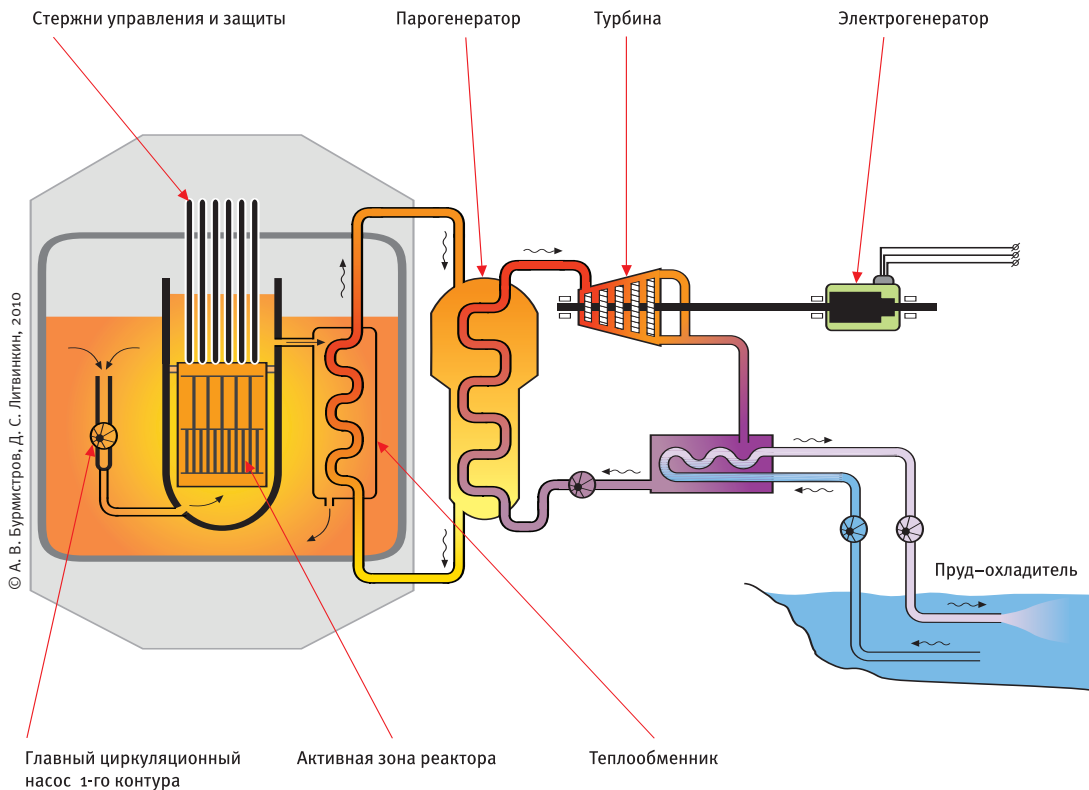


Схема ядерного энергоблока с реактором на быстрых нейтронах БН-600 (Белоярская АЭС)

НА ПУТИ К НОВОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

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

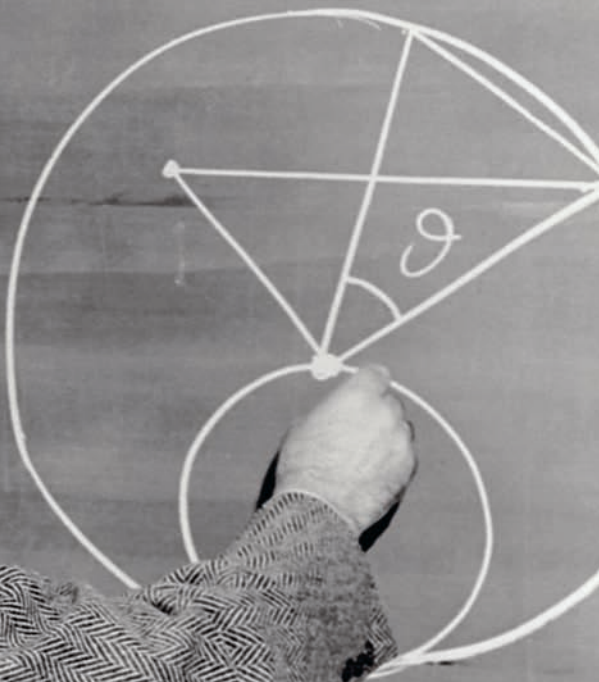
В 1942 году под руководством ученого–атомщика Энрико Ферми в США был запущен первый в мире ядерный реактор, работавший на медленных нейтронах. Скорее всего, уже тогда выдающийся ученый задумывался о перспективности использования быстрых реакторов. Именно Ферми предложил развивать энергетику на основе 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.

Энрико Ферми (1901–1954)

$$-\frac{\hbar}{i} \frac{\partial}{\partial t} = \frac{p^2}{2m} - \frac{Ze^2}{r}$$

$$\alpha = \frac{\hbar^2}{ec}$$





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 в городе Обнинск под руководством А.И. Лейпунского. 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–I с расплавлением активной зоны (1966). В 1995 году (через год после 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.



Макет французского реактора SUPERPHENIX

И вот еще один 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 свои ошибки, ведущие государства пытаются наверстать отставание от России в «быстрой энергетике», где 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».

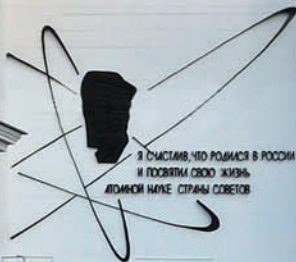
Бесценный опыт был получен при эксплуатации экспериментальных установок БР–5 (после реконструкции их мощность повысилась, и название стало БР–10) и БОР–60, энергетических реакторов БН–350 и БН–600.

На БР–5 (Физико–энергетический институт в городе 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 в городе Димитровград) использовался для испытаний ядерного топлива, отработки новых технологий. Затем, накопив опыт, перешли к крупной промышленной установке: реактор БН–350 заработал в 1972 году в Актау (тогда — город 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 положены в основу наиболее успешного в настоящее время проекта энергетического реактора на быстрых нейтронах БН–600. Этот реактор уже в течение 30 лет работает на Белоярской АЭС (город Заречный, Свердловская область). Опыт его эксплуатации сегодня вызывает живейший интерес зарубежных ученых и инженеров.



БАЭС



Я СЧАСТЛИВ, ЧТО РОДИЛСЯ В РОССИИ
И ПОСВЯТИЛ СВОЮ ЖИЗНЬ
ИССЛЕДОВАНИЮ НАУКЕ СТРАНЫ СОВЕТОВ

10

23 °C



Энергоблок с реактором БН–350

Белоярская АЭС (энергоблок с БН–600)

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

В XXI веке мир меняется очень быстро. Уже слышны серьезные предупреждения специалистов о надвигающемся кризисе энергопотребления: спрос на электроэнергию в не столь отдаленном будущем может превысить предложение. Мировая экономика развивается сверхинтенсивными темпами (особенно за счет Китая и Индии), и ей необходимо электричество.

Как закрыть образующийся энергодефицит, если газ и нефть заканчиваются, угольные станции коптят небо, ветряная и солнечная энергетика в буквальном смысле зависят от погоды и нерентабельны, а до термоядерной энергетике пока, «как до Луны»?

Нужно развивать атомную энергетику. Для ее работы требуются значительно меньшие объемы топлива. Один килограмм урана с обогащением 3,5 процента по урану-235 эквивалентен 100 тоннам угля или 60 тоннам мазута, или 75 тысячам кубометров газа. Поэтому для государств, не богатых собственными ресурсами, строительство атомных электростанций означает меньшую зависимость от поставок топлива из-за рубежа, а значит, и большую политическую независимость! В случае крупных экономик (таких как Китай или Индия) развитие атомной энергетики поможет сохранению окружающей среды. Иначе эти страны просто задохнутся в дыму — уже много написано об уг-

розе «азиатского коричневого облака».



Исследовательский реактор CEFR (Китай)



Но что будет, если атомная энергетика станет развиваться слишком быстрыми темпами? Хватит ли для нее урана? Оказывается, по оценкам ученых, уран закончится к концу века. Правда, нужно сделать одну оговорку: это произойдет, если мы так и будем строить одни только реакторы на тепловых нейтронах. Если же технология реакторов на быстрых нейтронах получит развитие, то энергоресурсов, заключенных в уране, хватит на несколько тысяч лет. Вот откуда взялся интерес!

В последние годы все крупнейшие производители атомной энергии (Россия, Китай, Индия, Франция, Япония, Южная Корея) включились в процесс разработки и совершенствования бридерных технологий. В 2010 году Япония повторно запустила быстрый реактор MONJU, остановленный в 1995 из-за разлива натрия промежуточного контура, и Франция планирует подключиться к некоторым экспериментам, проводимым на его базе.

Французские специалисты приступили к разработке бридера нового поколения — ASTRID, который может быть запущен в 2020 году. В стране запланированы испытания еще нескольких экспериментальных реакторов с различными теплоносителями. Китайский экспериментальный бридер CEFR запущен также в 2010, причем он был разработан и построен при участии российских специалистов. Это не единственный пример сотрудничества: скорее всего, два промышленных энергоблока российского проекта БН-800 будут построены в Китае, который осознал свое отставание от Индии в этой сфере. Уже в 2011 году индийцы планируют запустить реактор PFBR-500; он станет опытно-промышленным, то есть 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. США пока немного отстают, но в том же 2010 году американские эксперты призвали Белый дом ускорить «быструю программу».



Панорама стройплощадки энергоблока с реактором БН-800 (Белоярская АЭС)

Россия в «быстрой энергетике» является лидером, но это первенство нужно поддерживать. Поэтому уже сейчас на площадке Белоярской АЭС строится новый энергоблок с реактором БН-800 (ввод 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, который, возможно, будет запущен в 2017 году. Реактор малой мощности представляет собой типовой модуль, а из нескольких таких модулей можно собрать атомную электростанцию необходимой мощности. Размеры реактора позволяют перевозить его железнодорожным транспортом. На сегодняшний день уже есть спрос на подобные небольшие энергоблоки. Их география и сфера применения огромна — от развивающихся стран с недостаточно развитой инфраструктурой и дефицитом денежных средств, до отдельных предприятий, которым необходимы модульные установки в технологических процессах опреснения воды, производства водорода, нефтехимии и т.д.

Следует упомянуть и об отечественном проекте реактора БРЕСТ со свинцовым теплоносителем. Вместе с СВБР-100 они относятся к четвертому поко-

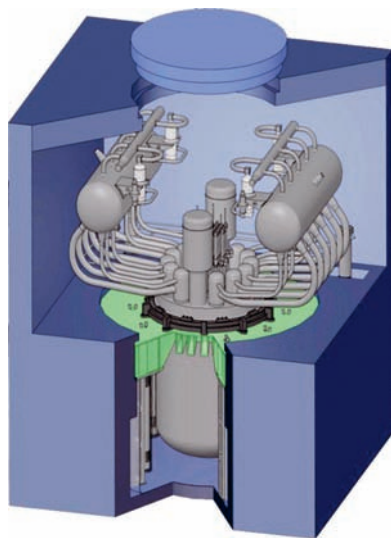


Стройплощадка энергоблока с реактором БН-800 (Белоярская АЭС)

лению 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.

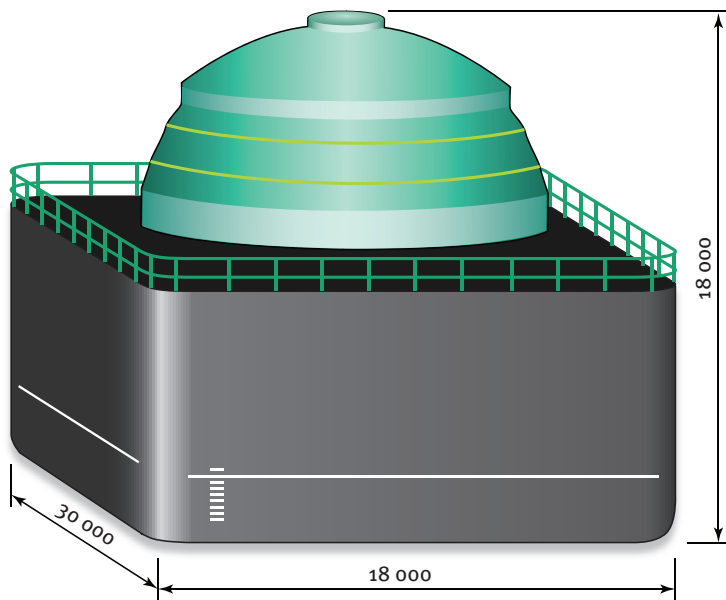
Задержка широкомасштабного внедрения реакторов на быстрых нейтронах объясняется не столько неразвитостью технологии, сколько отсутствием крупных производств по переработке ОЯТ. Как уже говорилось, такие предприятия нужны для извлечения как урана, так и плутония из топлива. Они являются важным звеном, 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 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. Эти отходы образуются при переработке ядерно-



Реакторная установка СВБР–100
компонуются в бетонном боксе

го топлива, и для них необходимо строить довольно дорогие могильники, способные обеспечить изоляцию радиоактивных отходов 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!



Модель транспортабельного модуля с реакторной установкой СВБР-100
(габаритные размеры в мм)

НОВАЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ ПЛАТФОРМА

К сожалению, современные ядерные энергоблоки на тепловых нейтронах не слишком эффективно используют энергетические ресурсы, заключенные в уране. Дальнейшее движение по такому пути приведет к быстрому исчерпанию его запасов. Избежать такого развития событий поможет модернизация ядерной энергетики с массовым внедрением реакторов на быстрых нейтронах. Они способны в сто раз повысить эффективность использования урана, сняв проблему ограниченности запасов. В результате реализации расширенного воспроизводства топлива, быстрые реакторы могут производить плутоний в количестве, достаточном не только для собственной работы, но и для работы построенных рядом реакторов на тепловых нейтронах. Этот подход получил у специалистов название «новая технологическая платформа».

Вместе с тем, за счет своих уникальных свойств бридеры решают и многие экологические задачи:

1. 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).

ОЯТ реакторов на тепловых нейтронах сегодня хранится в специальных бассейнах, а впоследствии (при отсутствии бридеров) может быть захоронено. Но более 90 процентов ОЯТ — это уран и плутоний, которые могут быть извлечены с применением химических технологий.



ОГФУ с содержанием урана-235 ниже природного, накопленный на площадках обогатительных производств, пока не используется. Специальные приемы позволяют получить из него уран высокой степени чистоты.

2. Снижается воздействие на окружающую среду при обращении с радиоактивными отходами. ОЯТ не захоранивается, а перерабатывается с извлечением урана и плутония, используемых в бридерах. Радиоактивные отходы требуют обустройства дорогостоящих могильников, чтобы обеспечить их изоляцию от окружающей среды на протяжении нескольких миллионов лет. Бридеры позволяют резко снизить время, необходимое для их изоляции, то есть уменьшить потенциальную опасность отходов.

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.

СОВЕТСКИЕ И РОССИЙСКИЕ РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Название	Местонахождение	Ввод в эксплуатацию	Вывод из эксплуатации	
БР-1	Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского, город Обнинск, Калужская область, Россия	1955	—	
БР-2		1956	1958	
БР-5 (БР-10)		1959	2002	
БОР-60	Научно-исследовательский институт атомных реакторов, город Димитровград, Ульяновская область, Россия	1969	2015*	
БН-350	Мангистауский атомно-энергетический комбинат, город Шевченко, Казахстан	1973	1999	
БН-600	Белоярская атомная станция, город Заречный, Свердловская область, Россия	1980	2020**	
БН-800		2014***	—	
БН-1200		2020***	—	
СВБР-100	Физико-энергетический институт имени А. И. Лейпунского, город Обнинск, Калужская область, Россия	2017***	—	
БРЕСТ	—	—	—	

* — эксплуатация может быть продлена до 2019 года

** — эксплуатация может быть продлена до 2025 года, а после проведения

	Мощность, МВт	Теплоноситель первого контура	Примечание
	0	Нет	Экспериментальный реактор. Топливо — металлический плутоний
	0,1	Ртуть	Экспериментальный реактор. Топливо — металлический плутоний
	5 (8)	Натрий	Экспериментальный реактор. Топливо — диоксид плутония После реконструкции переименован в БР-10
	60	Натрий	Многоцелевой реактор. Электрическая мощность — 10 МВт. MOX-топливо (смесь диоксидов урана и плутония)
	1000	Натрий	Энергетический реактор. Электрическая мощность — 350 МВт. Топливо — высокообогащенный уран в форме диоксида (содержание урана-235 около 26%)
	1470	Натрий	Энергетический реактор. электрическая мощность 600 МВт. топливо — высокообогащенный уран в форме диоксида (содержание урана-235 — 17–26%)
	2100	Натрий	Строится. Энергетический реактор. Электрическая мощность 880 МВт. MOX-топливо (планируется создать пилотное производство)
	2800	Натрий	Проект, в разработке. Электрическая мощность 1200 МВт. MOX-топливо или смесь нитридов урана и плутония
	280	Расплав свинца и висмута	Проект в разработке. Электрическая мощность 100 МВт
	—	Свинец	Проект в разработке. Электрическая мощность 300 или 1200 МВт

специальных работ — и до 2035 года

*** — ожидается ввод в эксплуатацию

ПОЛЕЗНЫЕ ССЫЛКИ

Сайт государственной корпорации по атомной энергии «РОСАТОМ» www.rosatom.ru

Сайт Общественного совета Госкорпорации «РОСАТОМ» www.osatom.ru

Филиал ОАО «Концерн Росэнергоатом» —
Белоярская атомная станция (действующий БН–600,
строящийся БН–800) belnpp.rosenergoatom.ru

ГГУП «Государственный научный центр Российской Федерации —
Физико–энергетический институт имени А.И.Лейпунского»
(разработка проектов реакторов на быстрых нейтронах,
научные исследования) www.ippe.ru

ОАО «Опытное конструкторское бюро машиностроения
имени 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. Доллежалея»
(проект реактора БРЕСТ) www.nikiet.ru

В книге Тома Блиса «Лекарство для планеты» описаны перспективы
развития и применения реакторов на быстрых нейтронах
<http://osatom.ru/library/books/2010/4/9/316/>



**Библиотечка
Общественного совета
Госкорпорации «Росатом»**

Публикации, выходящие в серии
«Библиотечка Общественного совета Росатома»,
призваны расширить знания читателей о радиации
и радиационной безопасности,
безопасном использовании атомной энергии
и перспективах развития атомной энергетики
в России и в мире

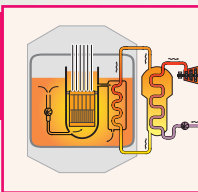
Руководитель издательского проекта Конышев И. В.

Акатов А. А., Коряковский Ю. С.
Быстрая энергетика

Редактор А. Н. Борисов
Дизайнер А. В. Бурмистров

Формат 160x170
Тираж 10 000 экз.

Москва
Центр содействия социально–экологическим инициативам атомной отрасли
2010



Акатов А. А.,
Коряковский Ю. С.

Быстрая ЭНЕРГЕТИКА



Библиотечка
Общественного совета
Госкорпорации «Росатом»

Авторы работают в сфере радиохимической технологии, радиоэкологии и обеспечения радиационной безопасности и в то же время являются преподавателями одного из старейших технических вузов страны — Санкт-Петербургского государственного технологического института (Технического университета), часто встречаются со школьниками и их педагогами. Они умеют разъяснять достаточно сложные явления простыми словами.

Созданные ими буклеты выпущены в «Библиотечке Общественного совета Росатома» и пользуются успехом у педагогов и старшеклассников, у всех, кто интересуется наукой об атоме и ядерными технологиями.

ISBN 978-5-91706-030-9



9 785917 060309

