

УДК 621.039.544.35

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКАЯ СИСТЕМА С РЕАКТОРАМИ ДЕЛЕНИЯ И СИНТЕЗА — СТРАТЕГИЧЕСКИЙ ОРИЕНТИР РАЗВИТИЯ ОТРАСЛИ

Е.П. Велихов, М.В. Ковальчук, В.И. Ильгисонис, В.В. Игнатьев, В.Ф. Цибульский, Е.А. Андрианова, В.Ю. Бландинский

НИИ «Курчатовский институт», Москва, Россия

В работе представлено стратегическое направление развития ядерной энергетической системы на основе реакторов деления и синтеза, которое обеспечивает производство электроэнергии в заданных масштабах, решает топливную проблему на длительную перспективу, гарантирует наименьший риск радиоактивного загрязнения окружающей среды. Современные представления о перспективах развития атомной энергетики на основе быстрых реакторов, которые в будущем будут замещать тепловые реакторы, в силу большой длительности этого процесса и необходимости дополнительных ресурсов природного урана вынуждают рассматривать возможность практической реализации такой стратегии как маловероятную. Кроме того, топливный цикл быстрых реакторов потребует быстрой переработки высокоактивного топлива и по этой причине топливный цикл будет обладать большим риском негативного радиационного воздействия на окружающую среду. Перевод ядерной энергетики на быстрые реакторы приведёт к полной замене инфраструктуры, связанной со строительством и эксплуатацией реакторов. При развитии ядерной энергетической системы с реакторами синтеза и деления потребности в природном уране будут соответствовать современным оценкам экономически привлекательных запасов, риск радиационного загрязнения окружающей среды, связанный с переработкой ОЯТ, будет минимальным, сохранится и современная инфраструктура атомной отрасли, т.е. преобладание генерирующих мощностей на реакторах на тепловых нейтронах. Таким образом, объединение в рамках единой системы производства энергии за счёт ядерных реакций деления и синтеза вызывает значимый синергетический эффект, в котором недостатки каждой из технологий компенсируются другой технологией ядерного производства энергии.

Ключевые слова: ядерная энергетическая система, замкнутый топливный цикл, гибридный термоядерный реактор синтеза, подавленное деление, жидкосолевого бланкет, быстрые ядерные реакторы, тепловые ядерные реакторы.

NUCLEAR ENERGY SYSTEM BASED ON FISSION AND FUSION REACTORS IS STRATEGIC LINE OF NUCLEAR POWER ENGINEERING DEVELOPMENT

E.P. Velikhov, M.V. Kovalchuk, V.I. Ilgisonis, V.V. Ignatiev, V.F. Tsibulskiy, E.A. Andrianova, V.Yu. Blandinskiy

NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

Our purpose in this paper is to describe the most expedient strategic line of nuclear power engineering development based of fission and fusion reactors that will ensure the electricity generation in the predetermined scale, solve fuel problem for long-term outlook and secure the lowest risk of environmental radioactive contamination. Practical realization of modern ideas of the thermal reactors replacement by fast ones is unlikely because of process duration and necessity of additional uranium resources. In addition a fuel cycle of fast reactors will require quick reprocessing of high-active spent fuel resulting in high risk of negative radioactive impact on environment. Replacement of the thermal reactors by the fast ones would result in the full change of constructional and operational infrastructure. In case of nuclear power engineering development integrating fusion and fission reactors, natural uranium demand will correspond with current estimations for affordable resources. Risk of radioactive contamination from spent fuel reprocessing will be the lowest and present nuclear energy infrastructure will be kept alive, since thermal reactors will be prevalent. Thus, integration of fusion and fission nuclear reactors gives significant synergetic effect, where deficiencies of each technology are compensated by the abilities of another nuclear energy production technique.

Key words: nuclear energy system, closed fuel cycle, hybrid fusion reactor, inhibited fission reaction, molten salt blanket, fast reactors, thermal reactors.

DOI: 10.21517/0202-3822-2017-40-4-5-13

ВВЕДЕНИЕ

Различные оценки перспектив развития атомной энергетики в последние годы ориентированы на высокие темпы роста её мощностей. В значительной степени это связано с большими авариями, произошедшими на атомных электростанциях (АЭС), которые крайне негативно ориентируют общественное мнение по отношению к развитию этой энергетической отрасли. Одновременно с этим развитие традиционных источников энергии в виде сланцевой нефти и газа существенно расширило представления о ресурсных возможностях ископаемого топлива. Наступил новый этап интереса к возобновляемым источникам энергии, и опасность энергетического коллапса воспринимается сейчас общественным мнением всё более скептически. Такое положение отражается в снижении интереса к атомной энергетике (АЭ), которая

обладает высоким риском, связанным с радиационным загрязнением окружающей среды. Последнее десятилетие характеризуется отсутствием роста мирового производства электроэнергии на АЭС, мощность которых остаётся на уровне около 390 ГВт, причём доля производства электроэнергии АЭС в текущем веке в мире снизилась с величины 16 до 11%, в отличие от этой тенденции атомная генерация в России увеличилась с 15 до 18%. Прогнозные оценки развития мировой АЭ [1, 2] ориентированы на рост установленных мощностей АЭС к середине текущего столетия до уровня 400—1000 ГВт, т.е. от варианта полной остановки роста АЭ до небольшого роста около 2—2,5% в год, что примерно в 1,5 раза ниже в сравнении с мировым ростом электропроизводства. Соответственно такой сценарий прогнозирует дальнейшее снижение доли атомной генерации в мире более чем в 2 раза к концу века.

ПРОБЛЕМНЫЕ ВОПРОСЫ ЗАМЫКАНИЯ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

С первых шагов гражданского использования энергии ядра перспективы развития АЭ непременно связывали с реакторами на быстрых нейтронах и необходимостью замыкания ядерного топливного цикла. Главная причина этого заключается в ограниченности сырьевой базы. Во всех современных энергетических ядерных реакторах сжигается изотоп ^{235}U , выделенный из природного урана. Масштаб роста атомной энергетики, основанной на существующих технологиях, будет ограничиваться ресурсом экономически доступного природного урана — по современным оценкам это около 20 млн т [3], что в энергетическом эквиваленте составляет 70—100 млрд т.н.э. Можно сравнить это количество с текущим годовым потреблением энергетических ресурсов в мире 13 млрд т.н.э. [1]. С такой ресурсной базой мало оснований рассчитывать на создание крупномасштабной АЭ. Рост мощностей атомной генерации на основе тепловых реакторов в 5—6 раз уже потребует больше 20 млн т природного урана. Конечно, урана в земной коре и в океане значительно больше ($\sim 10^{14}$ т), но его концентрация в этих средах очень низкая, что вызывает большие сомнения в рентабельности добычи.

Альтернативный вариант — развитие атомной энергетики на основе быстрых реакторов, на первый взгляд, представляется устойчивой альтернативой развитию на основе тепловых реакторов. Быстрые реакторы вовлекают в топливный цикл сырьевой изотоп ^{238}U , содержание которого в природной урановой руде почти в 130 раз больше, чем ^{235}U . Использование ^{238}U в качестве топлива означает, что сырьевая база атомной энергетики может быть обоснована практически на любой масштаб её развития. Вовлечение ^{238}U реализуется благодаря тому, что в реакторах с «быстрым спектром» нейтронов при делении тяжёлых ядер образуется заметно большее число вторичных нейтронов, чем при делении ядер тепловыми нейтронами. Коэффициент воспроизводства топлива в современных тепловых реакторах достигает 0,4—0,6, его можно немного повысить, но придется снизить глубину выгорания топлива, а это ухудшит экономику топливного цикла. Для быстрых реакторов коэффициент воспроизводства теоретически можно приблизить к двум, хотя в существующих реакторах он лишь немного превышает единицу.

Эти различия в способности топливного воспроизводства послужили основанием рассматривать в качестве перспективной двухкомпонентную структуру АЭ. В такой системе быстрые реакторы производят энергию, нарабатывают делящиеся изотопы из сырьевого изотопа для собственных нужд и для восполнения дефицита делящихся изотопов в тепловых реакторах. Тепловые реакторы также производят энергию и в «благодарность» за снабжение их топливом берут на себя обязательства по удовлетворению системных требований: работать в переменном графике нагрузки, приспосабливаться к потребностям энергетической системы по мощностной шкале, поставлять энергию для неэлектрического применения и т.д. Предполагалось, что можно будет зафиксировать соотношение мощностей быстрых и тепловых реакторов в системе АЭ на уровне 4:6 или близко к этому, что потребует от быстрых реакторов расширенного воспроизводства топлива с коэффициентом воспроизводства больше 1,5.

Требование коэффициента воспроизводства больше 1,5 и малого времени удвоения в техническом плане соотносится с необходимостью создания реакторов с «жёстким» спектром нейтронов, высокой энергонапряжённостью активной зоны и минимальным временем пребывания топлива во внешней части топливного цикла, т.е. время «охлаждения» высокоактивного облучённого топлива до переработки не должно превышать 3 лет. В этих направлениях и проводились исследования до начала 1990-х годов.

Серьёзные изменения в концепции предназначения быстрого направления проявились после чернобыльской аварии, когда требования к безопасности ядерных реакторов ужесточились. Новое концептуальное предложение проявилось в разработке проектов быстрых реакторов с менее напряжёнными характеристиками, что было сделано для повышения их безопасности. Разработчики пришли к заключению, что достаточно, если быстрые реакторы будут нарабатывать топливо для себя, а в будущем, когда ресурсы природного урана истощатся, быстрые реакторы заменят тепловые и в перспективе займут монопольное положение в АЭ [4].

Остановимся коротко на проблеме постепенной замены тепловых реакторов на быстрые с умеренными параметрами воспроизводства. Развитие быстрого направления в этих целевых ориентирах полностью меняет предыдущую концепцию двухкомпонентного развития на однокомпонентную. Возникают новые проблемы. Для комплексного рассмотрения представляется разумным провести математическое моделирование этого процесса, чтобы в цифровом виде оценить масштаб проблем при реализации заявленной концепции, содержание и сроки выполнения задуманного.

Первоочередной интерес в такой концепции связывают с оценкой временных параметров реализации нового взгляда на развитие АЭ и потребности в ресурсах природного урана. Актуальность ответа на этот вопрос обусловлена тем обстоятельством, что в мире сейчас строятся только тепловые реакторы, установленная мощность которых на конец 2016 г. составляла 391 ГВт эл. Быстрый реактор БН-800, построенный в России, даже сами разработчики не рассматривают как прототип будущих серийных быстрых реакторов, которые заменят тепловые. Быстрый реактор БН-600 приближается к исчерпанию эксплуатационного ресурса и в ближайшие годы будет выведен из эксплуатации. Моделирование такого сценария развития событий показывает, что срок замены тепловых реакторов быстрыми будет исчисляться примерно двумя столетиями [5]. При этом развитые и освоенные технологии АЭС на тепловых реакторах останутся невостребованными, необходимо будет развить новую инфраструктуру для технологии быстрых реакторов. Потребуется ресурс природного урана, приблизительно в 2 раза превышающие современные оценки его экономически привлекательных запасов. Переработка облучённого топлива будет сопровождаться большим количеством высвобождаемой радиоактивности, что заметно повысит риск радиационного загрязнения окружающей среды.

В целом похоже, что подобные сценарии глобального развития атомной энергетики в большей мере выполняют функцию оправдательных аргументов для продолжения разработок в направлении быстрых реакторов с умеренными параметрами воспроизводства и большой начальной загрузкой топлива. Большие сроки реализации концепции выхолащивают её практическую значимость. С учётом реальной практики, когда в мире строятся только тепловые реакторы и инфраструктура, ориентированная на них, приобретает всё большие масштабы, с учётом факторов неопределённости и возможных альтернатив варианты будущего доминирования быстрых реакторов выглядят маловероятными и малопривлекательными.

ПЕРЕРАБОТКА ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Важным фактором является ещё одна проблема, недостаточно осознанная в настоящее время. В замкнутом топливном цикле быстрые реакторы потребуют и быстрой переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ), в том числе и топлива из активной зоны реактора с глубиной выгорания около 10% и более. В процессе переработки ОЯТ необходимо удалить из него продукты деления, восполнить потерю тяжёлых ядер сырьевым изотопом, опять изготовить герметичный твэл и установить его в реактор для облучения. Выделенные при переработке продукты деления надо будет собрать, разместить в прочных компактных формах, предназначенных для «вечного» хранения и захоронить. В настоящее время существует единственная масштабная экстракционная технология переработки ОЯТ — пьюрекс-процесс, подтверждённая опытом переработки ОЯТ и получения плутония оружейного качества. Практика использования этой технологии соотносилась с переработкой ОЯТ очень малого выгорания. Эта технология сейчас распространяется и на переработку ОЯТ реакторов ВВЭР с выгоранием топлива около 4% и предварительной многолетней выдержкой. Разработка других способов переработки ОЯТ ведётся уже не одно десятилетие, и пока результаты на этом поприще скромные.

Если считать, что риск неконтролируемого радиоактивного воздействия на окружающую среду пропорционален количеству высвобожденной из ОЯТ радиоактивности, то разумно организовывать такие топливные циклы, в которых потребность разрушать герметичные твэлы после облучения в реакторе и растворять топливную матрицу — главного держателя продуктов деления не потребует как можно дольше. Очевидно, лучше и более безопасно десятилетия сохранять облученные твэлы в неприкосновенности, а потом уже браться за их переработку. Однако для быстрых реакторов, когда накопленный в ОЯТ плутоний необходимо как можно быстрее вернуть в топливный цикл, такие большие задержки неприемлемы.

Априори оценить сложность и опасность переработки ОЯТ высокого выгорания из активной зоны быстрого реактора просто невозможно. Конечно, и меры, предотвращающие большую аварию на предприятиях по переработке ОЯТ, будут приняты очень серьезные. Однако их достаточность обосновать крайне сложно, как и избежать многих техногенных аварий, в которых, как показывает практика, человеческий фактор играет не последнюю роль.

Ориентируя развитие АЭ в направлении быстрых реакторов, придется идти на риск с большой неопределенностью, в том числе и в оценке последствий радиоактивного загрязнения окружающей среды, и в случае значительной аварии на предприятиях по переработке ОЯТ.

ПРОИЗВОДСТВО ДЕЛЯЩИХСЯ ИЗОТОПОВ В ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

Альтернативой варианту развития АЭ с замкнутым топливным циклом на основе реакторов деления является другой способ конверсии сырьевых изотопов в делящиеся, предложенный И.В. Курчатовым ещё в 1956 г. [6]. В нём предлагается для производства делящихся изотопов из сырьевых использовать нейтроны, полученные в термоядерном реакторе. Этот вариант позволяет не только решить проблему топливообеспечения в крупномасштабной АЭ, но и сделать это таким образом, чтобы минимизировать риск радиационного воздействия на окружающую среду при переработке ОЯТ.

При одной и той же тепловой мощности с помощью термоядерного реактора на дейтерий-тритиевом топливе можно нарабатывать как минимум на порядок больше нового делящегося изотопа в сравнении с вариантом, когда для этой цели используется реактор деления. Это означает, что в системе реакторы деления плюс реакторы синтеза — наработчики нового топлива доля последних будет существенно меньше доли быстрых реакторов, если бы они взялись обеспечивать тепловые реакторы топливом. Это справедливо даже в том случае, если бы быстрые реакторы имели высокий коэффициент воспроизводства. В ситуации же, когда быстрые реакторы вообще не планируют снабжать топливом тепловые, создание гибридного термоядерного реактора (ГТР) для производства топлива для тепловых реакторов деления становится, по существу, безальтернативным сценарием выживания реакторов на тепловых нейтронах.

Использование термоядерных нейтронов для конверсии сырьевых изотопов в делящиеся может быть реализовано в бланкете гибридных термоядерных реакторов, где в результате радиационного захвата нейтронов сырьевыми изотопами (^{232}Th или ^{238}U) происходит их превращение в делящиеся. В этом варианте термоядерный реактор представляет собой, по существу, источник нейтронов высокой интенсивности с прилегающим к нему бланкетом, в котором и происходит эта конверсия. Использование такой схемы требует эффективной очистки бланкета от накопившихся делящихся изотопов, чтобы максимально ограничить в нём энерговыделение. Для этой цели предполагается размещение в бланкете термоядерного реактора жидкосолевой топливной композиции, чтобы в непрерывном режиме экстрагировать из него накопившиеся делящиеся изотопы и небольшое количество образовавшихся продуктов деления.

РЕАКТОРЫ ДЕЛЕНИЯ И СИНТЕЗА В ОБЪЕДИНЁННОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

Расчёты показывают, что если в жидкосолевой бланкет гибридного реактора в качестве сырьевого изотопа поместить ^{238}U , то при образовании одного нового ядра делящегося изотопа ^{239}Pu будет выделено более 43 МэВ энергии преимущественно за счёт деления ядер ^{238}U , присутствующих в расплаве соли. В том случае, когда в солевой композиции будет размещён ^{232}Th , энергия, выделяемая при производстве одного нового ядра ^{233}U , будет примерно в 2 раза меньше — около 25 МэВ. Сечение деления тория в области

высоких энергий нейтронов более чем в 2 раза меньше аналогичного сечения деления ^{238}U . Соответственно и радиоактивность солевой композиции, и количество продуктов деления тяжёлых ядер, от которых её надо будет чистить, также примерно в 2 раза меньше, чем в уран-плутониевом топливном цикле [7]. Примечательно, что именно ториевый топливный цикл наиболее привлекателен и для тепловых реакторов, которые в настоящее время, а скорее всего, и в обозримой перспективе будут основными генераторами энергии. Существенно, что в тепловом спектре «размножающая способность» ^{233}U выше по отношению к ^{235}U примерно на 0,2 нейтрона. В системе гибридный термоядерный реактор—реактор деления реализуется следующий обмен изотопами: в реакторе деления избыточные при реакции деления нейтроны используются для получения трития из лития, а термоядерные нейтроны, полученные в дейтерий-тритиевой реакции гибридного термоядерного реактора, используются для получения делящегося изотопа из ^{232}Th . На рис. 1 представлена схема обмена изотопами в ЯЭС.

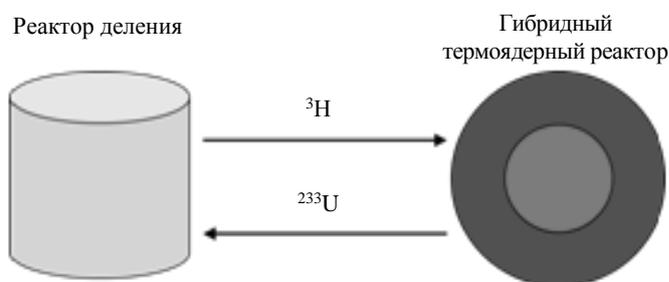


Рис. 1. Обмен изотопами в ЯЭС с реакторами деления и синтеза

Такой топливный цикл системы целесообразен по простой причине. Из нейтрона в тепловом реакторе можно, в лучшем случае, получить одно новое ядро делящегося изотопа. Но если нейтрон будет термоядерным с энергией около 14 МэВ, то за счёт размножения в ядерных реакциях $(n, 2n)$, $(n, 3n)$, (n, f) количество нейтронов умножится в 1,5 раза и более, т.е. в такой системе наработка делящихся изотопов существенно превосходит их наработку в самых передовых быстрых реакторах.

Баланс объединённого топливного цикла (см. таблицу) наглядно демонстрирует достаточность нейтронов в тепловом реакторе для производства трития, с помощью которого в гибридном реакторе будет производиться ^{233}U больше, чем было сожжено в тепловом реакторе.

Баланс топливного цикла ГТР и реактора деления на тепловых нейтронах

Характеристика	Реактор деления	ГТР
Мощность, МВт (тепл.)	3200	470
Потребление ^{233}U , кг/год	1251	—
Производство ^{233}U , кг/год	—	1251
Производство ^3H , кг/год	<19	—
Потребление ^3H для производства ^{233}U , кг/год	—	16
Генерация нейтронов, кг/год	11,7	5,3
Расход нейтронов для производства ^3H , кг/год	<6,3	—
Расход нейтронов для деления ядер, кг/год	5,4	—
Избыток и/или допустимые потери нейтронов в системе, кг/год	<0,9 (8%)	

Представленные в таблице данные соответствуют варианту, когда в гибридном термоядерном реакторе нарабатывается такое же количество ^{233}U , какое было сожжено в тепловом реакторе. Это означает, что в переработке ОЯТ теплового реактора нет надобности. Соотношение мощностей гибридного реактора и теплового реактора деления составляет 470 МВт/3200 МВт, т.е. тепловая мощность гибридного реактора будет составлять примерно 15% от мощности теплового реактора. При этом получается ещё небольшой запас нейтронов, порядка 8%, который можно рассматривать как компенсацию различных факторов неопределённости.

В гибридном термоядерном реакторе наработка делящихся изотопов происходит в blanketе. В варианте, когда в нём находится расплавно-солевая композиция с сырьевым изотопом и реализована непрерывная быстрая её очистка от небольшого количества продуктов деления и вновь наработанного делящегося изотопа, есть основания рассчитывать на минимальное высвобождение радиоактивности в процессе наработки ^{233}U . При получении делящегося изотопа из тория последовательность ядерных реакций выглядит следующим образом:



Новый делящийся изотоп получается после распада ^{233}Pa (приблизительно в течение месяца), что дополнительно снижает вероятность деления ^{233}U в blanketе, если его быстро очищать от протактиния.

Расчёты показывают, что при наработке ^{233}U в бланкете гибридного термоядерного реактора высвобождаемая радиоактивность в расчёте на 1 г наработанного делящегося изотопа будет наименьшая (почти на два порядка меньше в сравнении с вариантами, когда такое же количество нового делящегося изотопа будет выделено из ОЯТ реакторов деления).

Представленная схема снабжения тепловых реакторов топливом в общем случае является более гибкой. Если по каким-то причинам будет признано, что часть ^{233}U , который накапливается в ОЯТ теплового реактора, целесообразно вернуть в топливный цикл, то это эффективно может быть сделано без существенного высвобождения радиоактивности при переработке ОЯТ. В этом случае из ОЯТ теплового реактора будут извлекать наработанный в нём ^{233}U . Один из возможных вариантов решения проблемы минимизации радиационного риска от продуктов деления, высвобождённых при переработке ОЯТ тепловых реакторов, состоит в следующем. В твэлах теплового реактора можно разместить делящийся и сырьевой изотопы в разных таблетках в гетерогенной форме (рис. 2) [8].

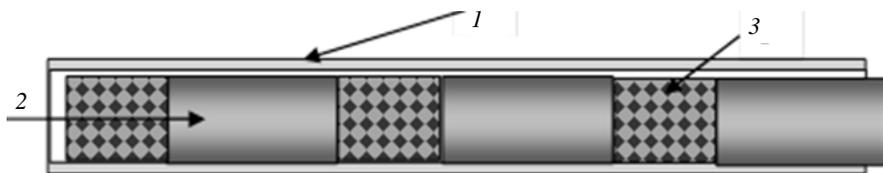


Рис. 2. Гетерогенное размещение делящегося и сырьевого изотопа в твэле теплового реактора: 1 — оболочка твэла; 2 — таблетки с сырьевым изотопом; 3 — таблетки с делящимся изотопом (доля делящегося материала <10% объёма)

В процессе выгорания преимущественно будут «гореть» те таблетки, в которых исходно размещён делящийся изотоп, а, следовательно, и продукты деления будут сосредоточены именно в этих таблетках. В то же время в таблетках с сырьевым изотопом будет накапливаться

^{233}U . После облучения, чтобы не повышать риск радиационной опасности, таблетки, исходно содержащие делящийся изотоп, можно не перерабатывать, а отправлять на длительное хранение. Объёмная доля, которую будет занимать делящийся изотоп в этих таблетках, будет не более 10%, остальной объём можно использовать для создания прочных оболочек, удерживающих продукты деления. Это могут быть многослойные защитные покрытия из пироуглерода и карбида кремния, аналогичные покрытиям микротвэлов высокотемпературных реакторов. При этом многослойные защитные оболочки топлива в этих таблетках будут надёжным барьером на пути распространения радиоактивности и во время хранения. Количество ^{233}U , выделенного из таблеток с сырьевым изотопом, может составлять до половины от сожжённого в реакторе.

ТОРИЕВЫЙ ЦИКЛ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЙ СИСТЕМЕ С РЕАКТОРАМИ ДЕЛЕНИЯ И СИНТЕЗА

В [9] представлены сравнительные системные расчёты структуры и материальных балансов в сценарных вариантах развития АЭ с быстрыми реакторами и с гибридными термоядерными реакторами.

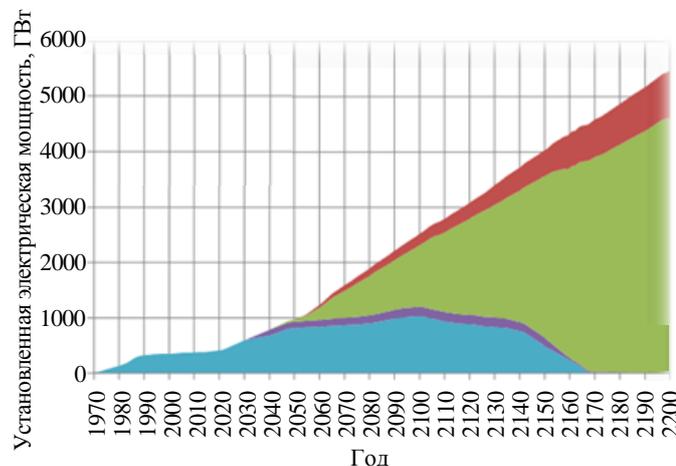


Рис. 3. Установленные мощности реакторов деления синтеза разных типов в ЯЭС: ■ — ТИН; ■ — ВВЭР ThUOX; ■ — ВВЭР ThPuUOX; ■ — ВВЭР

Здесь мы представим вариант таких же системных расчётов для мировой АЭ, в котором постепенно реализуется переход к ториевому топливному циклу (рис. 3).

На первом этапе, который можно соотнести с началом следующего десятилетия, наработанный в тепловых реакторах и выделенный из ОЯТ энергетический плутоний конвертируется в ^{233}U в тепловых реакторах. Для этого топливные таблетки формируются из энергетического плутония и ^{232}Th в качестве сырьевого изотопа. Такая тактика позволит решить проблему утилизации энергетического плутония эффективным образом. В любых других вариантах использование плутония вместе с ^{238}U в качестве сырьевого изотопа приведёт к

накоплению плутония в ОЯТ. При использовании плутония в виде смешанного оксидного (МОХ) топлива в ОЯТ будет образовываться плутоний с большим содержанием чётных изотопов, что крайне затруднит возможность его последующего сжигания в тепловых реакторах. В предлагаемом сценарии плутоний сжигается в топливных композициях с торием и ОЯТ будет содержать в своём составе ^{233}U , который в будущем можно использовать при запуске ториевого топливного цикла в реакторах на тепловых нейтронах.

Постепенный переход тепловых реакторов на ториевый топливный цикл следует координировать с программой освоения технологии производства ядерного топлива из ториевого сырья в гибридном термоядерном реакторе. Ориентировочно такую технологию можно освоить в промышленных масштабах ближе к середине текущего века. Используя ^{233}U из ОЯТ тепловых реакторов после сжигания энергетического плутония, можно реализовать постепенный переход тепловых реакторов на ториевый топливный цикл с постепенным сокращением потребления природного урана. Расчёты, соответствующие такому сценарному варианту постепенного перехода к ядерной энергетической системе с реакторами синтеза и деления, представлены далее.

Проведён расчёт для роста мощностей системы до уровня 2500 ГВт(эл) на конец столетия. Расчёты выполнены в предположении, что в мире продолжают строиться только тепловые реакторы. Плутоний из ОЯТ тепловых реакторов конвертируется в ^{233}U . С середины века начинают вводиться в эксплуатацию гибридные термоядерные реакторы, которые нарабатывают ^{233}U для тепловых реакторов деления. Постепенно, к концу века, сокращается потребление природного урана. Результаты этих расчётов представлены на рис. 3 и 4.

Ядерная энергетическая система справляется с проблемой топливообеспечения даже в том случае, когда в ней присутствуют только тепловые реакторы деления и ОЯТ из тепловых реакторов вообще не перерабатывается. Потребление природного урана ограничено масштабом 20 млн т. Сокращение добычи природного урана происходит постепенно.

Доля гибридных термоядерных реакторов в системе в данном случае составляет около 15%. В варианте, когда из ОЯТ тепловых реакторов перерабатываются только топливные таблетки, исходно содержащие ThO_2 , доля гибридных реакторов снижается примерно до 8%. В этом сценарии риск радиационного воздействия на окружающую среду более чем в 10 раз меньше в сравнении с вариантом развития АЭ на основе быстрых реакторов. Не лишне отметить, что такая концепция, конечно, не исключает из системы быстрые реакторы, которые в некоторых ситуациях могут оказаться более адаптивными к внешней системе, чем тепловые.

ПРЕДПОСЫЛКИ К ПРАКТИЧЕСКОЙ РЕАЛИЗАЦИИ ГИБРИДНОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Разработка гибридного термоядерного реактора (ГТР), ориентированного на производство топлива для АЭ, может быть выполнена в довольно сжатые сроки. На начальном этапе можно не требовать от гибридного реактора высокой энергетической эффективности: достаточно, если ГТР вернёт в систему столько же энергии, сколько было использовано для поджига и поддержания термоядерной реакции. Более того, на этом этапе ГТР можно (и даже следует!) вообще освободить от необходимости производства электроэнергии — это существенно упростит конструкцию реактора и заметно смягчит требования к его эксплуатационным параметрам. При таком подходе достижимые в настоящее время параметры плазмы и уровень мощности в единицы мегаватт, продемонстрированные на токамаках TFTR и JET в 1990-е годы, вполне достаточны для создания ГТР на основе токамака в отличие от энергетического «чистого» термоядерного реактора.

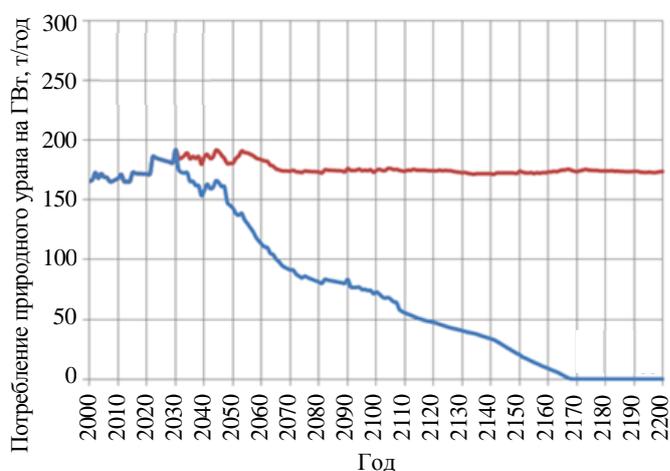


Рис. 4. Годовое потребление природного урана в системе: ОЯТЦ (—) — открытый ядерный топливный цикл; ЗЯТЦ (—) — замкнутый ядерный топливный цикл

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Как признаётся в настоящее время мировым термоядерным сообществом, наиболее серьёзной проблемой на пути создания энергетического термоядерного реактора является проблема «стенка», т.е. проблема выбора конструкционных материалов для первой стенки и дивертора, обладающих необходимой радиационной стойкостью, в том числе по отношению к высоким нейтронным потокам плотностью порядка $\sim 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ и тепловым нагрузкам со стороны плазмы на уровне $\geq 10 \text{ МВт/м}^2$. Подходящих материалов для этих и ряда других элементов, способных обеспечить устойчивую эксплуатацию энергетического термоядерного реактора в течение разумного с точки зрения экономики времени, сегодня просто не существует. В этой связи заметное (более чем на порядок!) снижение нейтронной и плазменной нагрузок на обращённые к плазме конструктивные элементы токамака, работающего как ГТР, позволяет вопрос о создании такого реактора рассматривать в практической плоскости уже сегодня. Отдельно следует отметить возможность дополнительной защиты первой стенки токамака посредством литиевых технологий, успешное использование которых продемонстрировано на токамаках EAST [10], T-11M [11] и T-10 [12].

Ещё один важный аспект связан с тем, что требования непрерывности работы к гибриднему реактору могут быть существенно смягчены, поскольку ГТР производит ^{233}U и его можно накапливать на складах.

Ещё один аспект, на который следует обратить внимание при оценке предложения работать в рамках объединённой системы синтез-деление. Хорошо известно, что принципиальные сложности атомной энергетики, базирующейся на реакторах деления, связаны с высоким риском радиационного загрязнения окружающей среды продуктами деления и именно отсутствие такой опасности стимулирует развитие работ по термоядерному синтезу.

В рамках данного предложения, конечно, избавиться от радиационного риска из-за использования в системе реакторов деления не удастся, однако свести к минимуму тот его компонент, который соотносится с переработкой ОЯТ, можно, и сделать это можно весьма эффективно.

Подчеркнём вновь, что перечисленные обстоятельства настолько значимы, что позволяют приступить к практическим проработкам пилотных проектов гибридных термоядерных реакторов уже сегодня, основываясь исключительно на имеющихся достижениях в области термоядерных исследований.

Важно соблюсти временной фактор и зафиксировать технологическое преимущество в разработке новых технологий не только на уровне идей, но и на практике. Это гарантировано обеспечит и коммерческий приоритет на мировом рынке ядерно-энергетических технологий очень большой ёмкости.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Energy**, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2050. Reference Data Series No. 1, IAEA-RDS-1/37, 2017.
2. **Годовой отчет ВР**. Электронный ресурс. URL: <http://www.bp.com/en/global/corporate/energy-economics/statistical-review-of-world-energy.html> (дата обращения 18.01.2017).
3. **Uranium 2014: Resources, Production and Demand**. NEA OECD, 2014.
4. **Адамов Е.О., Соловьев С.Д.** Ядерная энергетика — вызовы и решение проблем. — Энергетическая политика, 2017, вып. 3, с. 21—31.
5. **Цибульский В.Ф., Андрианова Е.А.** Реакторы на быстрых нейтронах и структура атомной энергетики. — Атомная энергия (в печати).
6. **Курчатов И.В.** О возможности создания магнитных термоядерных реакторов. — В кн.: Собрание научных трудов. — М.: Наука, 2012, т. 5, с. 78—81.
7. **Velikhov E.P., Kovalchuk M.V., Azizov E.A., Ignatiev V.V., Subbotin S.A., Tsibulskiy V.F.** Hybrid Fusion Reactor for Production of Nuclear Fuel with Minimum Radioactive Contamination of the Fuel Cycle. — Physics of Atomic Nuclei, 2015, vol. 78, № 10, p. 1134—1137.
8. **Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А., Игнатъев В.В., Субботин С.А., Цибульский В.Ф.** Термоядерный источник нейтронов для производства ядерного топлива. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 3, с. 160—165.

9. **Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Ильгисонис В.И., Игнатьев В.В., Цибульский В.Ф., Андрианова Е.А.** Эволюционное развитие атомной энергетики в направлении крупномасштабной ядерной энергетической системы с реакторами деления и синтеза. — Энергетическая политика, 2017, вып. 3, с. 12—21.
10. **Qingxi Yang, Zhaoxi Chen, Qunshan Du, Hao Xu, et al.** — Fusion Engineering and Design, 2017, vol. 124, p. 179—182.
11. **Джурик А.С., Вертков А.В., Жарков М.Ю. и др.** — В сб.: XLIV Международная (Звенигородская) конференция по физике плазмы и УТС, 13—17 февраля 2017 г.
12. **Немец А.Р., Крупин В.А., Ключников Л.А. и др.** — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2017, т. 40, вып. 2, с. 23—28.



Евгений Павлович Велихов, академик РАН, д.ф.-м.н., профессор, член президиума РАН, Почётный секретарь Общественной палаты РФ, Герой социалистического труда, награждён девятью орденами и многими медалями, почётный президент; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Михаил Валентинович Ковальчук, д.ф.-м.н., профессор, член-корреспондент РАН, учёный секретарь Совета при Президенте РФ по науке, технологии и образованию, награждён орденами «За заслуги перед Отечеством» IV и III степеней, президент; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Виктор Игоревич Ильгисонис, директор НИЦ «Курчатовский институт», д.ф.-м.н., профессор; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Виктор Владимирович Игнатьев, начальник лаборатории, д. техн. н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Виктор Филиппович Цибульский, советник президента Центра, д. техн. н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия
Tsubulskiy_VF@nrcki.ru



Елена Александровна Андрианова, с.н.с., к. техн. н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия



Виктор Юрьевич Бландинский, с.н.с., к. техн. н.; НИЦ «Курчатовский институт», 123182 Москва, пл. Академика Курчатова 1, Россия

Статья поступила в редакцию 7 сентября 2017 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2017, т. 40, вып. 4, с. 5—13.