

УДК 621.039.544.35

ПРЕИМУЩЕСТВА ПРОИЗВОДСТВА НОВЫХ ДЕЛЯЩИХСЯ ИЗОТОПОВ ДЛЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В ГИБРИДНЫХ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ

В.Ф. Цибульский, Е.А. Андрианова, В.Д. Давиденко, Е.В. Родионова, С.В. Цибульский

НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

Представлена концепция крупномасштабной ядерной энергетической системы (ЯЭС) с реакторами синтеза и деления, имеющими объединённый топливный цикл, который обеспечивает наименьший риск радиационного воздействия на окружающую среду. Формирование такой системы рассматривается в рамках эволюции современной атомной энергетики с приоритетом тепловых реакторов, с постепенным переходом к ториевому топливному циклу и включением в систему гибридных термоядерных реакторов с целью наработки ядерного топлива для реакторов деления. Такая эволюция ЯЭС позволит сохранить существующую структуру атомной энергетики с преобладанием реакторов на тепловых нейтронах, обеспечить переработку отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) небольшого выгорания и избежать накопления опасных минорных актинидов. Формируемая структура ЯЭС минимизирует риск радиоактивного загрязнения окружающего пространства и на предприятиях по переработке ОЯТ, снижая его более чем на порядок по сравнению с предполагаемой сейчас схемой замыкания уран-плутониевого топливного цикла с переработкой ОЯТ высокого выгорания из быстрых реакторов.

Ключевые слова: ядерная энергетическая система, замкнутый топливный цикл, гибридный термоядерный реактор синтеза, подавленное деление, жидкосолевой бланкет.

ADVANTAGES OF NEW FISSIONABLE NUCLIDES PRODUCTION FOR NUCLEAR POWER ENGINEERING IN HYBRID FUSION REACTORS

V.F. Tsibulskiy, E.A. Andrianova, V.D. Davidenko, E.V. Rodionova, S.V. Tsibulskiy

NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

The concept of a large scale nuclear power engineering system with fusion and fission reactors having joint fuel cycle, which ensures the lowest risk of the radioactive impact on the environment, is presented. The formation of such a system is considered in the framework of the current nuclear power engineering evolution with the thermal reactors dominance, gradual transition to the thorium fuel cycle and use of the hybrid fusion-fission reactors for nuclear fuel breeding. Such an evolution of the nuclear power engineering system allows saving of its existing structure with the thermal reactors dominance, provides the reprocessing of the spent nuclear fuel (SNF) with low burn-up and avoids the dangerous minor actinides accumulation. The suggested structure of the nuclear power engineering system minimizes the radioactive contamination risk for the environment and SNF reprocessing facilities, decreasing it more than by an order of magnitude in comparison with the proposed uranium-plutonium fuel cycle closing scheme using reprocessing of the SNF with high burn-up from fast reactors.

Key words: nuclear power engineering system, closed fuel cycle, hybrid fusion reactor, inhibited fission reaction, molten salt blanket.

DOI: 10.21517/0202-3822-2016-39-4-5-12

ВВЕДЕНИЕ

В течение текущего столетия будет продолжаться рост потребления энергии в мире. Определяющими факторами такого сценария являются увеличение численности населения планеты (рис. 1) [1] и сближение экономик развитых и развивающихся стран в условиях глобализации, что неизбежно влечёт выравнивание уровня энергопотребления в них (рис. 2) [2]. Эти два обстоятельства определяют рост потребления энергии к концу XXI века.

Умеренные прогнозы ориентируются на рост потребления первичной энергии до уровня 30—50 млрд т нефтяного эквивалента (тнэ) к 2100 г., электроэнергии — около 100—150 ПВт·ч в год.

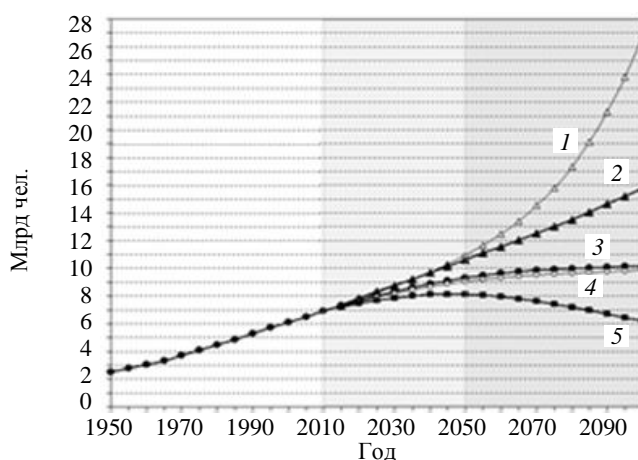


Рис. 1. Прогнозы изменения численности населения: 1 — вариант с постоянным уровнем рождаемости (на уровне 2000—2005 гг.); 2 — вариант с высоким уровнем рождаемости (2,35 ребёнка на женщину); 3 — вариант со средним уровнем рождаемости (1,85 ребёнка на женщину); 4 — вариант с числом родившихся, равным числу умерших; 5 — вариант с низким уровнем рождаемости (1,35 ребёнка на женщину)

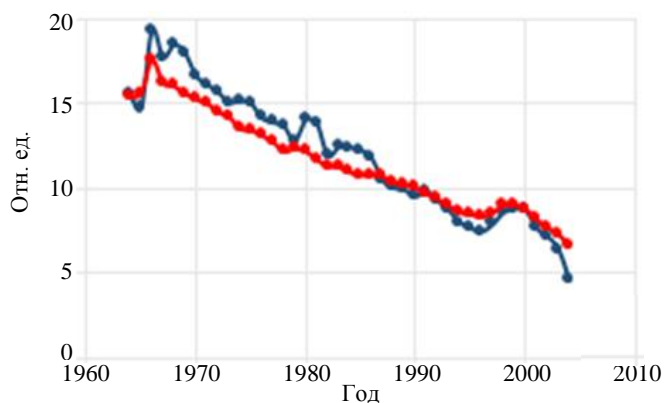


Рис. 2. Уменьшение отношения удельного энергопотребления в развитых и развивающихся странах: — усреднение стран по удельному энергопотреблению; — усреднение стран по удельному ВВП

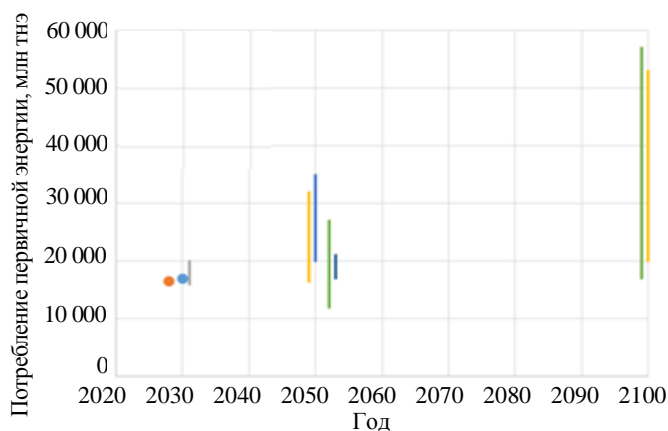


Рис. 3. Прогнозные оценки потребления первичной энергии: МАГАТЭ, 2008 — Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2030, МАГАТЭ, Вена, 2008; IPCC, 2000 — International Panel on Climate Change. Special Report on Emission Scenarios. Cambridge University Press, Cambridge, 2000; IPCC, 2007 — Contribution of Working Group III to the Fourth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change, Cambridge University Press, Cambridge, United Kingdom and New York, NY, USA, 2007; IIASA (International Institute for Applied System Analysis) and World Energy Council, Global Energy Perspectives to 2050 and Beyond. London, UK, http://www.iiasa.ac.at/cgi-bin/ecs/book_dyn/bookcnt.py; ETP — Energy Technology Perspectives — in Support of the G8 Plan of Action/Scenarios and Strategies to 2050, OECD/IE, 2008, Paris; — — IAEA, 2008; — — IPCC, 2000; — — IPCC, 2007; — — IIASA; — — ETP; • — Международное энергетическое агентство, 2006

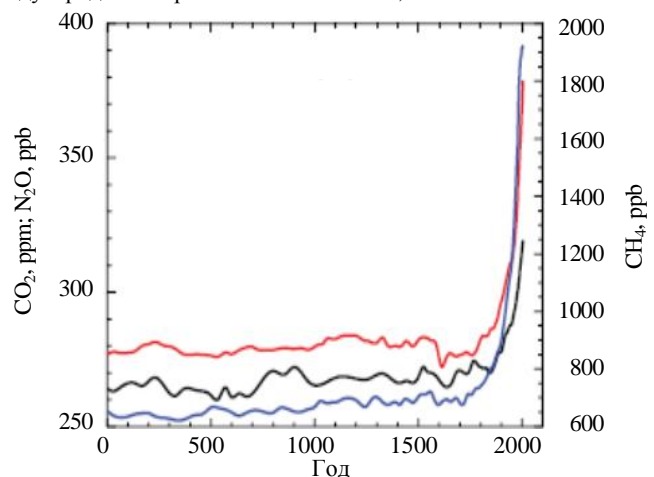


Рис. 4. Рост концентрации парниковых газов в атмосфере: — углекислый газ (CO₂); — метан (CH₄); — закись азота (N₂O)

На рис. 3 показаны прогнозные оценки потребностей в первичной энергии, выполненные в исследовательских институтах как у нас в стране, так и за рубежом [3].

При этом постоянно растущая доля электроэнергии во всей потребляемой первичной энергии составит к концу столетия около 50—60% по сравнению с современными 36%.

Обеспечить такой масштаб производства электроэнергии за счёт одного первичного источника энергии будет проблематично и рискованно. В качестве наиболее вероятной будущей структуры электропроизводства эксперты рассматривают структуру с примерно равновеликим вкладом разных источников энергии: органического топлива, возобновляемых источников и ядерной энергетики (ЯЭ).

Одновременно с ростом потребления энергии за счёт любого источника увеличивается и острота экологических проблем. Использование органического топлива в качестве первичного источника продуцирует неприемлемый масштаб эмиссии парниковых газов и загрязнение атмосферы. Возобновляемая энергетика (гидроэнергетика и ветряные электростанции) нарушает естественный водный баланс и ландшафт региона, меняет воздушное равновесие и создаёт заметную инфразвуковую нагрузку на биоценоз региона. В случае использования атомной энергии есть потенциальная опасность радиационного загрязнения территорий.

Сейчас принято считать, что проблемы, связанные с загрязнением атмосферы, имеют первостепенное значение. Это ещё раз подтвердил недавний конгресс по проблемам климата, состоявшийся в Париже. Мировое сообщество, серьёзно озабоченное ростом средней температуры на планете, пришло к необходимости стимулировать меры по ограничению этого роста величиной 2 °C по сравнению с доиндустриальной эпохой (с 1900 г.). На рис. 4 показано изменение концентрации парниковых газов за последние 2000 лет [4].

Это не означает отсутствие других экологических проблем. Как упоминалось, все энерготехнологии таят в себе угрозы для окружающей среды, некоторые из которых нам ещё не понятны, и их проявление в будущем может оказаться весьма значимым.

По этой причине общий вектор в развитии энерготехнологий — минимизация разнообразных

факторов отрицательного воздействия на окружающую среду будет усиливаться и служить значимой причиной в их конкурентном, эволюционном развитии.

Даже в скромной оценке требуемого масштаба представленной электрогенерации речь идет об установленных мощностях более 5000—7000 ГВт (эл) для каждого из направлений, что будет вызывать напряжённый график ввода мощностей за счёт любого из упомянутых первоисточников. Эти цифры не следует рассматривать как прогноз, они указывают ориентировочный масштаб спроса, на который разумно ориентироваться, развивая соответствующие технологии и отбирая из них наиболее привлекательные. По отношению к атомной энергетике её развитие на таком уровне потребует расширения ресурсной базы за счёт вовлечения в топливный цикл сырьевых изотопов ^{238}U и/или ^{232}Th и их конверсии в новые делящиеся изотопы. Сейчас экономически приемлемые ресурсы природного урана оцениваются на уровне 16—20 млн т, в которых содержится 110—120 тыс. т ^{235}U . Этого явно недостаточно для атомной энергетики большого масштаба.

Существуют разные варианты реализации стратегических намерений развития крупномасштабной атомной энергетики. Развитие атомной энергетики в мире — это эволюционный процесс, и, организуя его, следует, по возможности, иметь максимально полный анализ всех вариантов построения крупномасштабной системы.

БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ

Традиционно часть ядерного сообщества полагает, что развитие крупномасштабной ЯЭ непременно связано с развитием быстрых реакторов (БР) и уран-плутониевым топливным циклом. Этот вариант развития означает, что в перспективе в ядерной энергетической системе останутся в основном быстрые реакторы. Почему так произойдёт, легко показать, рассмотрев асимптотическую структуру ЯЭ, в которой реализовано полное замыкание топливного цикла и ЯЭ обеспечивает себя топливом путём конверсии сырьевых изотопов в делящиеся.

Пусть K_B — коэффициент воспроизводства топлива в быстром реакторе, т.е. на одно израсходованное ядро делящегося материала в быстром реакторе из сырьевого изотопа будет конвертировано $K_B > 1$ новых делящихся ядер. Одно новое делящееся ядро надо будет вернуть в быстрый реактор для его последующей работы. Таким образом, для использования в тепловых реакторах (ТР) останется $K_B - 1$ ядер. При сжигании этих новых ядер в тепловом реакторе будет выделена энергия $(K_B - 1)200$ МэВ, а в быстром реакторе при получении этого избытка ядер было выделено энергии 200 МэВ. Следовательно, в ядерной энергетической системе отношение мощностей тепловых реакторов к быстрым будет равно $K_B - 1$. Для тех реакторов, которые проектируются сейчас с невысоким коэффициентом воспроизводства — $K_B \approx 1,2$ и ниже, доля тепловых реакторов в системе не превысит 20%.

С учётом потребностей в делящихся изотопах для формирования новых активных зон при наращивании мощностей, задержки топлива во внешней части топливного цикла для снижения его активности до приемлемого уровня перед переработкой эта доля будет ещё меньше. Теоретический предел коэффициента воспроизводства K_B для быстрых реакторов примерно 2 [5], но и в этом случае доля тепловых реакторов в системе будет существенно меньше половины. Кроме этого, практика показывает, что быстрые реакторы дороже тепловых и условия их эксплуатации должны быть щадящие: им следует обеспечить базовый режим работы, максимально исключить внеплановые остановки и т.п.

Переработка ОЯТ быстрых реакторов. Для того чтобы воспользоваться наработанными в быстром реакторе делящимися изотопами, облучённое топливо необходимо переработать как можно быстрее, существенно быстрее в сравнении с освоенной сейчас переработкой ОЯТ легководных реакторов. В современной практике облучённое топливо легководных реакторов подвергается переработке после 5—7 лет выдержки при условии, что глубина его выгорания не выше 4%. Долгое пребывание топлива во внешней части замкнутого цикла приводит к задержке большого количества плутония, что отрицательно скажется на темпах ввода в эксплуатацию новых мощностей с плутониевой загрузкой. По этой причине, рассматривая вопросы развития быстрых реакторов, обычно ориентируются на длительность пребывания топлива во внешней части цикла не более 3 лет, в противном случае образуется дефицит топлива в системе, при этом предполагается, что выгорание топлива будет около 10%. Такую технологию переработки ОЯТ, предоставляющую необходимые гарантии безопасности, еще надо создать.

Если перерабатывать ОЯТ после небольшой выдержки, то, чтобы выделить из ОЯТ вновь наработанные делящиеся изотопы, необходимо подвергнуть химической переработке высокоактивное топливо. При этом радиоактивные изотопы (продукты деления и минорные актиниды) большей частью будут высвобождены из герметичных твэлов, и понадобится немало усилий, чтобы исключить их распространение за границы специальных контролируемых помещений.

ГИБРИДНЫЕ ТЕРМОЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

Технология производства электроэнергии с использованием деления тяжёлых ядер удовлетворяет практически всем требованиям экологически чистой энергетики и сохранения радиационной безопасности для окружающей среды при условии безаварийной работы. В более отдалённой перспективе предполагают развитие термоядерной энергетики, в которой основная доля энергии образуется в результате реакции синтеза лёгких ядер. Её приоритет над ЯЭ, основанной на реакции деления, связывают именно с фактором радиационной чистоты при производстве энергии. Получение энергии с использованием реакции синтеза исключает образование нестабильных ядер в виде продуктов деления и радиоактивных трансурановых изотопов.

Стремление развивать такие высокие технологии в области энергетики — это не только выбор привлекательного направления, отвечающего мировым интересам, но и в перспективе возможность построить высококомфортную энергетику большого масштаба с бережным отношением к окружающей среде. Указанный выбор стратегического направления способен качественно изменить и структуру промышленного производства, организовать новый социально-экономический уклад с приоритетом наращивания человеческого капитала, способного жить и работать в мире высоких технологий, обеспечивать устойчивое развитие даже в отдалённой перспективе, когда доминирующая роль ископаемых источников энергии и безопасного использования возобновляемых ресурсов ослабнет.

В качестве промежуточного варианта рассматривают гибридные системы, когда в бланкете термоядерного реактора размещаются делящиеся изотопы и часть энергии, а фактически почти вся образуется за счёт деления тяжёлых ядер. Термоядерный реактор выступает в этом случае как источник нейтронов (ТИН). По существу, такой гибридный термоядерный реактор (ГТР) представляет собой обычный ядерный реактор с внешним источником нейтронов, и он в энергетической системе самодостаточен. В таком гибридном термоядерном реакторе практически полностью устранён такой серьёзный недостаток ядерных реакторов, как возможность неконтролируемой цепной реакции, но все остальные трудности обеспечения безопасности его работы могут оказаться даже более серьёзными по сравнению с реакторами деления.

Другая концепция ГТР — использование его исключительно в качестве наработчика топлива для атомных реакторов оказывается более привлекательной. Эта концепция предполагает, что для конверсии сырьевых изотопов в делящиеся будут использованы нейтроны, образующиеся в результате реакции синтеза. Активная зона термоядерного реактора используется как внешний источник нейтронов высокой интенсивности.

ГТР специально конструируется таким образом, чтобы максимально подавить процесс деления тяжёлых ядер в его бланкете. В связи с этим большое внимание уделяется и выбору топливного цикла для такого гибридного термоядерного реактора. Расчёты показывают, что если в жидкосолеевой 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, и деления небольшого количества ещё не удалённого Pu. 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 по сравнению с уран-плутониевым топливным циклом [6].

Важным является то обстоятельство, что использование ^{233}U в тепловых реакторах наиболее привлекательно. Именно в тепловом спектре размножающая способность ^{233}U лучше по отношению к ^{235}U

примерно на 0,2 нейтрона. Соответственно коэффициент воспроизводства в тепловом реакторе может быть заметно увеличен — примерно до 0,8 при использовании ^{233}U в качестве делящегося материала. Тогда от внешней системы потребуются небольшое количество ^{233}U — примерно 20% от годовых потребностей, чтобы полностью замкнуть топливный цикл.

Представленный в таблице баланс объединённого топливного цикла (рис. 5) наглядно демонстрирует достаточность нейтронов в тепловом реакторе для производства трития, с помощью которого в гибридном реакторе будет производиться ^{233}U .

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	5,4
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%)	

При этом 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. Такое соотношение мощностей соответствует случаю, когда ОЯТ из теплового реактора вообще не перерабатывается, а всё топливо для реактора деления производит термоядерный реактор. Более того, почти 8% нейтронов можно списать в потери и топливный баланс будет соблюден. В том случае, когда из ОЯТ теплового реактора будет извлечён наработанный в нём ^{233}U , а его как минимум будет половина от сожжённого, то доля гибридных реакторов в системе может быть пропорционально сокращена примерно в 2 раза — до 7%.

Одновременно с использованием гибридных реакторов, чтобы не увеличить существенно фактор радиоактивного воздействия ЯЭС на окружающую среду в процессе переработки ОЯТ, целесообразно реализовать гетерогенное размещение топлива в твэлах тепловых реакторов, а именно разместить делящийся материал (^{233}U) и сырьевой (^{232}Th) в разных топливных таблетках, как это показано на рис. 6.

Переработка топливных таблеток, которые первоначально содержали только сырьевой изотоп, будет ограничивать высвобождение радиоактивных осколков деления примерно 10% от общей радиоактивности. Топливные таблетки, которые первоначально содержали только делящийся изотоп ^{233}U , следует сразу отправлять на захоронение. При этом потери делящегося изотопа составят около 10—15%, что вполне приемлемо с точки зрения топливного баланса.

Переработка облучённого топлива из ГТР. Гибридный реактор, у которого наработка делящихся изотопов происходит в бланкете с солевой топливной композицией, где осуществляется непрерывная быстрая её очистка, в том числе и от небольшого количества появившихся продуктов деления, позволяет рассчитывать на минимальное высвобождение радиоактивности в процессе переработки.

Последовательность получения делящегося изотопа из тория выглядит следующим образом:

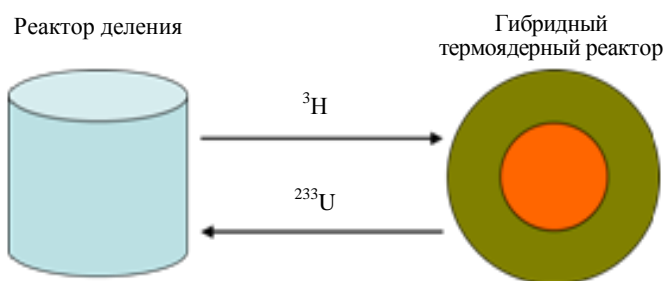


Рис. 5. Нейтронный баланс ЯЭС с реакторами деления и синтеза

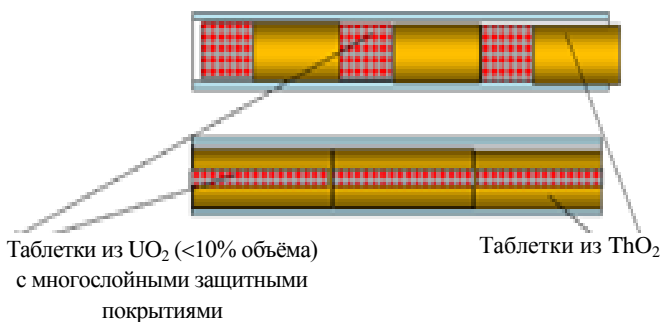


Рис. 6. Варианты гетерогенного размещения делящегося материала в твэлах тепловых реакторов

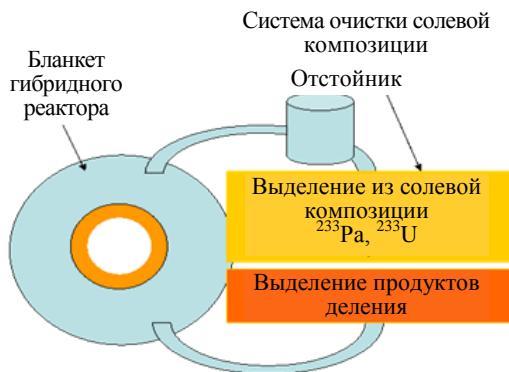


Рис. 7. Схема очистки солевой композиции в гибридном термоядерном реакторе

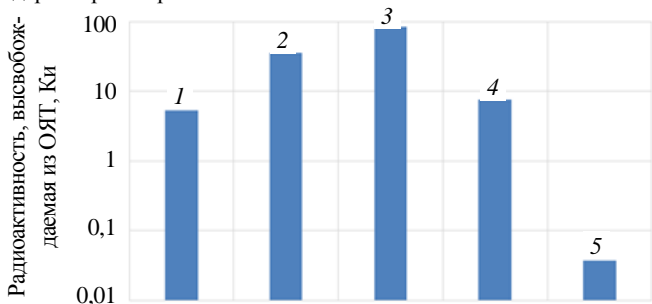


Рис. 8. Радионуклидная активность, высвобождаемая при химической переработке, на 1 г наработанного делящегося изотопа для разных типов реакторов, выгорание, выдержка: 1 — ВВЭР, 4,5%, 5 лет; 2 — БР (ОЯТ АЗ), 10%, 3 года; 3 — БР (ОЯТ АЗ), 10%, 1 год; 4 — БР (бланкет), 2%, 2 года; 5 — ГТР (бланкет), 0,1%

Новый делящийся изотоп получается после небольшой задержки — после распада ^{233}Pa , что дополнительно снижает вероятность реакции деления в бланкете и образования радиоактивных продуктов деления.

Непрерывная переработка солевой композиции бланкета гибридного реактора (рис. 7) даёт возможность максимально снизить высвобождаемую из облучённого топлива радиоактивность и обеспечить за счёт этого максимальную радиационную чистоту топливного цикла. Следует отметить, что быстрое удаление радиоактивных продуктов деления приводит к меньшему остаточному энерговыделению в бланкете и в случае аварии, связанной с потерей теплоотвода от бланкета, будет легче сохранить целостность конструкций.

В системе с ГТР высвобождаемая активность в расчёте на 1 г наработанного делящегося изотопа будет наименьшая (почти на два порядка меньше) в сравнении с переработкой ОЯТ от других способов конверсии сырьевых изотопов в делящиеся (рис. 8).

СИСТЕМНЫЕ ПОЗИЦИИ

В настоящее время развитие атомной энергетики сконцентрировано на строительстве только тепловых реакторов. Единственный быстрый реактор БН-800, построенный в последние годы, трудно отождествлять с тем будущим реактором, который мог бы послужить основой для традиционной двухкомпонентной атомной энергетики. Проект реактора БРЕСТ представляется крайне проблематичным и, строго говоря, ненужным.

Если рассуждать хотя бы с небольшой опорой на реальность, то совершенно очевидно, что до середины текущего века никаких серьёзных альтернатив реакторам с водой под давлением нет и не будет. А их количество, которое смогут разместить в мире развивающиеся страны, может оказаться

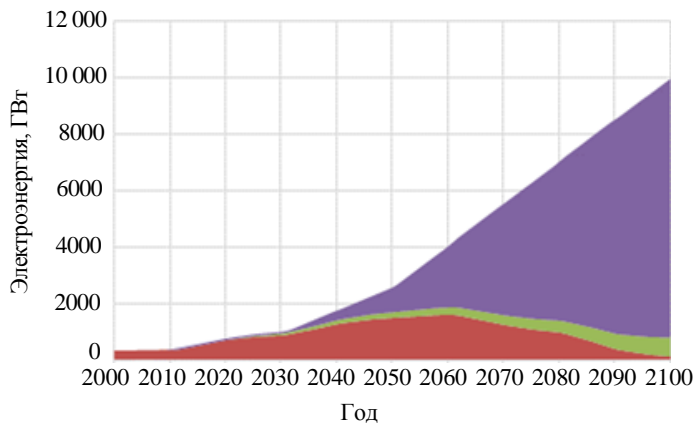


Рис. 9. Структура атомной энергетики с быстрыми реакторами: ■ — ТР; ■ — ТР (МОКС); ■ — БР (КВ = 1,6)

значительным и привести к дефициту топливного ресурса уже к концу века. Запрос от атомной энергетики будет звучать однозначно — нужно топливо для тепловых реакторов, ведь их жизненный цикл ещё не будет завершён. Но если развитие атомной энергетики будет ориентировано на быстрые реакторы, тогда структура атомной энергетики будет выглядеть так, как это представлено на рис. 9.

Уже с середины века надо будет строить только быстрые реакторы и прекратить строить все тепловые. И альтернатива — ориентироваться на развитие ядерной энергетической системы (ЯЭС) с реакторами деления и

синтеза. В этом случае структура ЯЭС будет выглядеть примерно так, как это представлено на рис. 10.

В такой системе есть место всем типам реакторов. Они обеспечены топливом, и определяющим условием развития какого-либо из направлений будет их привлекательность для производства энергии нужного сорта (электричество, низкопотенциальное или высокопотенциальное тепло и др.).

В случае успешного решения технической задачи по созданию гибридного термоядерного реактора, ориентированного на производство топлива для реакторов деления, не потребуется кардинального изменения структуры ядерной энергетики, связанного с заменой тепловых реакторов на быстрые. Не потребуется ломки или глубокой модернизации инфраструктуры атомной отрасли, создаваемой в течение десятилетий. Вместе с этим такая концепция не исключает из системы быстрые реакторы, которые в некоторых ситуациях могут оказаться более адаптивными к внешней системе по сравнению с тепловыми.

Разработка гибридного термоядерного реактора, ориентированного на производство топлива для АЭ, может быть выполнена в довольно сжатые сроки. Более того, на начальном этапе можно даже не требовать от гибридного реактора энергоэффективности, т.е. производства энергии в большем количестве, чем он потребляет. Экономически целесообразным может оказаться вариант чистого производства топлива. Это может быть тем более привлекательным, что позволит создать для гибридного реактора режим работы в максимальной степени благоприятный, который будет более полно учитывать особенности конструкции термоядерной части. Это касается проблемы «первой стенки», на которую радиационные нагрузки будут довольно большие, и может потребоваться индивидуальный график её замены. Аналогичные требования могут возникнуть и со стороны модуля переработки облучённого топлива для поддержания оптимального состава солевой композиции, потребуются другого рода профилактические работы.

Основные преимущества реализации замкнутого топливного цикла ядерной энергетики с гибридным термоядерным реактором, нацеленным на производство топлива для реакторов деления с уран-ториевым топливным циклом, заключаются в следующем:

— в рассматриваемой ЯЭС риск радиационного загрязнения окружающей среды будет минимален. Радиоактивность, высвобождаемая из ОЯТ, в процессе его переработки будет на один-два порядка меньше в сравнении с вариантом полной переработки ОЯТ быстрых и тепловых реакторов;

— нет жёсткого требования к структуре ядерной энергетики с замкнутым топливным циклом по соотношению между быстрыми и тепловыми реакторами;

— создаваемая в настоящее время инфраструктура отрасли, ориентированная на преимущественное развитие реакторов на тепловых нейтронах, в полной мере соответствует перспективе и так же, как и тепловые реакторы, эволюционно переориентируется в будущем на ториевый топливный цикл, она может быть реформирована эволюционным образом на работу в новом топливном цикле;

— быстрые реакторы будут развиваться в соответствии со своими потребительскими качествами как источники энергии и системными преимуществами, которые они предоставят по сравнению с тепловыми реакторами.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 14-08-00427 «а».

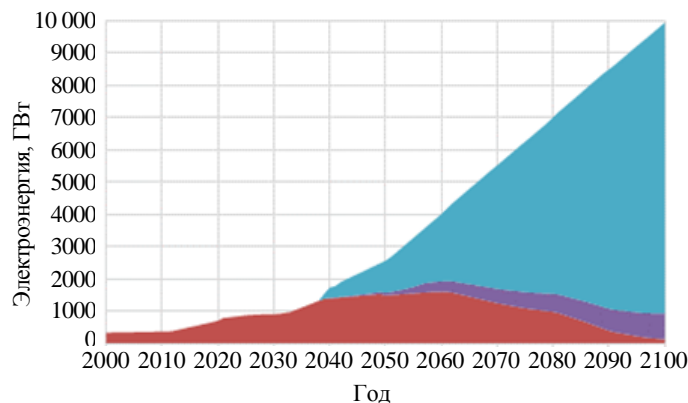


Рис. 10. Структура ядерной энергетической системы с реакторами деления и синтеза: ■ — ТР; ■ — ГТР; ■ — ядерные реакторы, в том числе с топливом из ГТР

REFERENCES

1. **World** Population Prospects. The 2012 Revision. The Department of Economic & Social Affairs., UN, New York, 2013.

2. **Statistical** Yearbook of world energetics, 2015 (Electronic source): data base URL: <https://yearbook.enerdata.ru/> (reference date of 19.06.2016) (in Russian).
3. **Velikhov E.P., Gagarinskiy A.Yu., Subbotin S.A., Tsibul'skiy V.F.** Energetics in the economy of the XXI century. — M.: IzdAt, 2010 (in Russian).
4. **Forster P., Ramawamy V., Artaxo P., Bernsten T., Betts R., Fahey D.W., Haywood J., Lean J. et al.** Changes in atmospheric constituents and in radiative forcing. Climate Change 2007: the Physical Basis. Contribution of Working Group I to the Fourth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change.
5. **Feynberg S.M.** Breeder with gas coolant as alternative to the metallic coolant. Ideology of hard and soft spectra. — In book : Outstanding scientists of Kurchatov Institute. S.M. Feynberg. M., 2011, pp. 135—165 (in Russian).
6. **Velikhov E.P., Koval'chuk M.V., Azizov E.A., Ignat'ev V.V., Subbotin S.A., Tsibul'skiy V.F.** Fusion neutron source for nuclear fuel production. — Atomnaya energiya (Atomic energy), 2013, vol. 114, issue 3, pp. 160—165 (in Russian).

AUTHORS

Tsibulskiy V.F. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Tsibulskiy_VF@nrcki.ru

Andrianova E.A. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia

Davidenko V.D. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia

Rodionova E.V. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia

Tsibulskiy S.V. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia

Received 21 June 2016
Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2016, vol. 39, issue 4, pp. 5—12.