

УДК 621.039

НАЦИОНАЛЬНАЯ СТРАТЕГИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ: ДВА ПОДХОДА К НОВОЙ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОЙ ПЛАТФОРМЕ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

© 2019 г. Е. О. Адамов^{1, *}, А. В. Лопаткин¹, Е. В. Муравьев¹,
В. И. Рачков¹, Ю. С. Хомяков¹

¹ЧУ ИТЦП “ПРОРЫВ”, Москва, Россия

*e-mail: rvi@proryv2020.ru

Поступила в редакцию 09.08.2018 г.

Статья продолжает дискуссию рассмотрение выбора дальнейшей стратегии развития ядерной энергетики (ЯЭ) в России. Проводится анализ положений, изложенных в концепции Курчатовского Института (КИ) по переходу на торий-урановый ядерный топливный цикл (ЯТЦ), и их сравнение со “Стратегией развития двухкомпонентной ЯЭ”. Проводится сравнение конкурентоспособности, безопасности, влияния на экологию ЯЭ, а также проблем нераспространения при этих двух подходах. Сделан вывод об отсутствии существенных преимуществ использования торий-уранового топлива, в том числе в сфере радиационной безопасности и для режима нераспространения.

Ключевые слова: быстрый реактор, замкнутый, ядерный топливный цикл, экономика, конкурентоспособность, ядерная энергетика, ЗЯТЦ, стратегия развития, торий-урановый

DOI: 10.1134/S0002331019010035

Несмотря на ряд соглашений достигнутых при работе над концепцией “Стратегии развития двухкомпонентной ЯЭ”, проблема формирования национальной стратегии развития ядерной энергетики (ЯЭ) в России остается. До недавнего времени споры велись вокруг особенностей формирования замкнутого ЯТЦ, связанных с ролью быстрых реакторов в ЯЭ [1–3], в настоящее время активно превалирует концепция, в рамках которой в ЯЭ для быстрых реакторов вообще нет места, а ЗЯТЦ рассматривается как второстепенная деталь, без которой можно обойтись [4]. Главными и основными проблемами ЯЭ номинируются проблема сохранения современной инфраструктуры атомной отрасли и связанная с этим проблема топливообеспечения тепловых реакторов. При этом “сохранение” современной инфраструктуры отрасли предполагает замену работающего уран-плутониевого ЯТЦ торий-урановым ЯТЦ, и замену разработанных быстрых реакторов гибридными термоядерными установками.

Переходя к анализу адекватности этой альтернативы (далее, Концепция КИ), рассмотрим основные проблемы ЯЭ и разницу в подходах к их решению в разрабатываемой в ГК “Росатом” “Стратегии развития двухкомпонентной ЯЭ” (далее, Стратегия-2020) и Концепцией КИ.

Основная проблема ЯЭ – конкурентоспособность ЯЭ с газовой электрогенерацией. Рассмотрим ее подробнее. Многокомпонентная система разнородных энерготехнологий с разным уровнем конкурентоспособности является устойчивой системой только в том случае, когда в рамках многокомпонентности существует положительный си-

Таблица 1

	Сравнительная конкурентоспособность (КС)	Системный эффект, оправдывающий постоянную необходимость двухкомпонентности (СЭ)	Составляющие системного эффекта двухкомпонентности	Экономическая востребованность
1	$(КС)_{орг} > (КС)_{яэ}$	$СЭ > 0$	1. ЯЭ-стратегический резерв (в т.ч. малая ЯЭ для труднодоступных районов) 2. Экономия органического ресурса (в т.ч. для экспорта) 3. Уменьшение выброса тепличных газов 4. ЯЭ – культурная среда для ядерной державы	Двухкомпонентная энергетика с доминированием органической энергетики
2	$(КС)_{орг} < (КС)_{яэ}$	$СЭ > 0$	1. Газовое теплоснабжение 2. Диверсификация энергоисточников	Двухкомпонентная энергетика с доминированием крупномасштабной ЯЭ

стемный эффект (СЭ), ее оправдывающий. Рассмотрим двухкомпонентную энергетику России: энергетику на органическом топливе и энергетику на ядерном топливе. В рамках двухкомпонентной энергетики практически возможны два варианта, приведенные в табл. 1.

Если конкурентоспособность органической энергетики выше чем конкурентоспособность ЯЭ, то энергетика сохраняет многокомпонентность с доминированием органических источников энергии. В этом случае масштаб ЯЭ определяется неэкономическими факторами (государственная поддержка). Если $(КС)_{орг} < (КС)_{яэ}$, то будет экономически востребована **крупномасштабная ЯЭ**.

Системный положительный эффект вполне основателен и имеет долгосрочен, что гарантирует долговременное существование ЯЭ как небольшой, но важной части энергетики России. В связи с этими выводами правомочны два вопроса.

Является ли первый вариант безусловным современным ориентиром? Возможно, что нет. В последнее время появились расчеты [5], показывающие, что ЯЭ с БР имеют большой потенциал повышения конкурентоспособности и может быть практически реализован второй вариант с $(КС)_{орг} < (КС)_{яэ}$. Эти расчеты не являются доказательством конкурентоспособности ЯЭ. Но они имеют характер требований, удовлетворение которых приведет к экономической востребованности крупномасштабной ЯЭ.

Значит ли, что находясь в рамках первого варианта, мы не должны заниматься проблемами формирования крупномасштабной ядерной энергетики? Конечно, нет. Ядерная энергетика России – это не только сооружение и эксплуатация энергоблоков в России, но и разработка ядерных энерготехнологий крупномасштабной ЯЭ для их экспорта в те страны, в которых крупномасштабная ЯЭ уже в ближайшее время может быть экономически востребована [6].

Таким образом, ЯЭ на новой технологической платформе (НТП ЯЭ) имеет высокий потенциал для решения проблемы конкурентоспособности с газовой генерацией. Проблема конкурентоспособности в концепции КИ не позиционируется, как проблема.

Важной проблемой ЯЭ является **исключение тяжелых аварий** на АЭС и предприятиях ЯТЦ, требующих эвакуации населения. Сегодня можно считать теоретически доказанным и расчетно-экспериментально обоснованным [7–10], что три дополнительных требования к быстрым реакторам: КВА, близкий к единице, свинцовый теплоно-

ситель и плотное нитридное уран-плутониевое топливо (МНИТ-топливо), дают возможность существенно повысить уровень безопасности БР. В связи с этими дополнительными требованиями повышения уровня безопасности, применительно к реакторным установкам АЭС можно выделить **семь основных технических решений**, обеспечивающих удовлетворение требований к безопасности крупномасштабной ЯЭ:

- **равновесная активная зона БР**, позволяющая минимизировать запас реактивности на выгорание ядерного топлива;

- **плотное топливо**, позволяющее реализовать равновесную активную зону с КВА около единицы;

- **широкая решетка активной зоны**, позволяющая иметь уровень естественной циркуляции, достаточный для отвода остаточного тепловыделения и снизить затраты мощности на прокачку теплоносителя;

- **интегральная компоновка реакторной установки**, позволяющая исключить потерю охлаждения активной зоны и обеспечить условия для эффективной естественной циркуляции;

- **тяжелый жидкотеплоноситель**, позволяющий реализовать широкую решетку и исключить положительный пустотный эффект реактивности;

- **система поддержания качества свинцового теплоносителя**, позволяющая использовать тяжелый теплоноситель в БР большой мощности;

- **использование атмосферного воздуха** в качестве конечного охладителя при естественно-циркуляционном отводе остаточного тепловыделения в РУ большой мощности.

Помимо требований к безопасности РУ АЭС существуют требования к технологиям замкнутого ЯТЦ крупномасштабной ЯЭ:

- малоотходная переработка ОЯТ;

- вовлечение продуктов переработки ОЯТ в единый топливный цикл двухкомпонентной ЯЭ

- сокращение длительности выдержки ОЯТ БР перед его переработкой до 1–2 лет;

- обеспечение радиационно-миграционного баланса между добываемым топливным сырьем и захораниваемыми радиоактивными отходами (РАО);

- технологическая поддержка режима нераспространения.

В связи с требованиями к технологиям замкнутого ЯТЦ крупномасштабной ЯЭ можно выделить **три технических решения**:

- **“сухая” переработка ОЯТ БР** для сокращения длительности выдержки ОЯТ перед его переработкой и исключения выделения чистого плутония при его переработке;

- **трансмутация минорных актинидов в БР** для обеспечения радиационно-миграционной эквивалентности между добываемым топливным сырьем и захораниваемыми РАО [11, 12];

- **отказ от бланкета** в БР для исключения наработки плутония оружейного качества (при экспорте технологий).

Существуют опасения, что в случае с КВ БР, близким к единице, невозможно в короткие сроки (в случае необходимости) нарастить уровень мощности ЯЭ. Но если такой сценарий окажется востребованным (возможно будет востребован в Китае и Индии), то он может быть реализован путем быстрого ввода любого рационально необходимого количества мощностей БР с топливом из обогащенного урана или путем использования бланкетов, наличие которых в странах “ядерного клуба” требованиям нераспространения не противоречит.

Стратегия-2020 базируется на развитии ЗЯТЦ с БР естественной безопасности, обеспечивающем решение проблемы тяжелых аварий, приводящих к необходимости эвакуации населения. Что касается Концепции КИ, то в ней эта проблема не обсуждается, что вызывает недоумение, так как основой этой концепции становится сохранение тепловых реакторов, в качестве основной технологической базы ЯЭ, но именно на

АЭС с реакторами этого типа произошли две крупнейшие катастрофы – Чернобыльская и Фукусимская.

На третье место сегодня можно поставить **проблему радиоактивного загрязнения окружающей среды**. Рассмотрим подробно следующий тезис из Концепции КИ: “Переход от уран-плутониевого топливного цикла к торий-урановому сокращает накопление трансурановых нуклидов, что уменьшает в тысячи раз объем долгоживущих отходов”. Напомним, что долгоживущие радиоактивные отходы в ЯЭ, в основном, состоят из долгоживущих актинидов и продуктов деления. Поскольку в уран-плутониевом и торий-урановом циклах энергия получается за счет реакции деления, то значимых различий в накоплении долгоживущей радиоактивности продуктов деления нет при равном количестве произведенной энергии. Утверждение о том, что трансурановых нуклидов в Th-U цикле накапливается в 1000 раз меньше, чем в цикле U-Pu справедливо только для однократного облучения урана-233 совместно с торием. Однако Th-U цикл должен быть либо замкнутым с многократным облучением урана-233 и тория, либо очень длительным, например, как, в реакторе с расплавленной солью. В этом случае накапливаются равновесные концентрации трансуранов, которые в сумме составляют несколько процентов от всей массы топлива (актиноидов), т.е. в 100 раз больше, чем утверждается. При этом следует учитывать, что основная долгоживущая радиотоксичность Th-U цикла, в отличие от цикла U-Pu, определяется не трансурановыми элементами, а протактинием-231, долгоживущими изотопами тория и неизбежными потерями урана-233, которые практически отсутствуют в цикле U-Pu.

Следует отметить, что ранее проводились подробные сравнения радиационных аспектов торий-уранового и уран-плутониевых циклов для условий ЗЯТЦ на базе тепловых и быстрых реакторах при многократном рецикле. Эти результаты показывают, что с точки зрения долгоживущей радиотоксичности РАО разницы между циклами Th-U и U-Pu практически нет [12]. Радиационные характеристики обрабатываемого в замкнутом цикле торий-уранового топлива существенно выше, чем уран-плутониевого. Это потребует иных, по сравнению с существующими и разрабатываемыми технологий по изготовлению, транспортировке и хранению “свежего” (регенерированного) топлива. При многократном рецикле уран и торий накапливают радиоактивные изотопы и по сравнению со стартовыми радиационные характеристики их существенно повышаются.

Для оценки масштаба радиационных характеристик сравним их с соответствующим сырьевым (уран) и делящимся (плутоний) материалами замкнутого уран-плутониевого цикла. Приведем результаты расчетов радиационных характеристик топлива равновесного состава для Th-U (реактор ВВЭР на торий-урановом топливе с подпиткой ураном-233) и U-Pu (БР) замкнутых циклах. На рис. 1–4 приведены характеристики воспроизводящего элемента (тория или урана) и делящегося элемента этих циклов. При выдержках менее $(1-4) \times 10^4$ лет радиационные характеристики (активность, энерговыделение) тория выше, чем у урана. При выдержках 2–10 лет превышение составляет 1000–100 раз, а мощность гамма дозы и 10000–1000 раз, что обусловлено накоплением короткоживущих изотопов тория. Только при больших временах выдержки (больших $(1-4) \times 10^4$ лет) при накоплении равновесных концентрация дочерних нуклидов в цепочках распада урана радиационные характеристики урана становятся выше, чем у тория. Активность и энерговыделение плутония выше, чем у урана из ториевого цикла. При выдержках 2–100 лет различие составляет от 2 до 100 раз. Однако, мощность гамма дозы в указанный период для урана в $\sim 10^4$ раз выше, что связано с высокой концентрацией ^{232}U и равновесной цепочкой его распадов, излучающей гамма кванты с энергией 2.6 МэВ (^{208}Tl). Следует учесть то обстоятельство, что для урана из торий-уранового цикла после выдержки примерно 600 лет все радиационные характеристики начинают возрастать и достигают максимума при выдержке 60–200 тыс. лет.

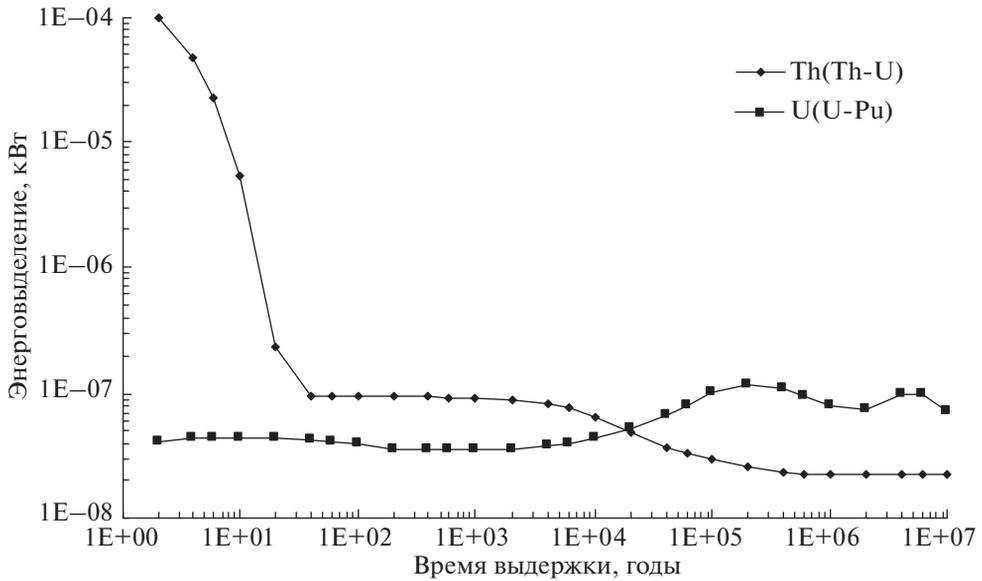


Рис. 1. График зависимости энерговыделения тория-232 (ВВЭР-Th) и урана-238 (БР) от времени выдержки.

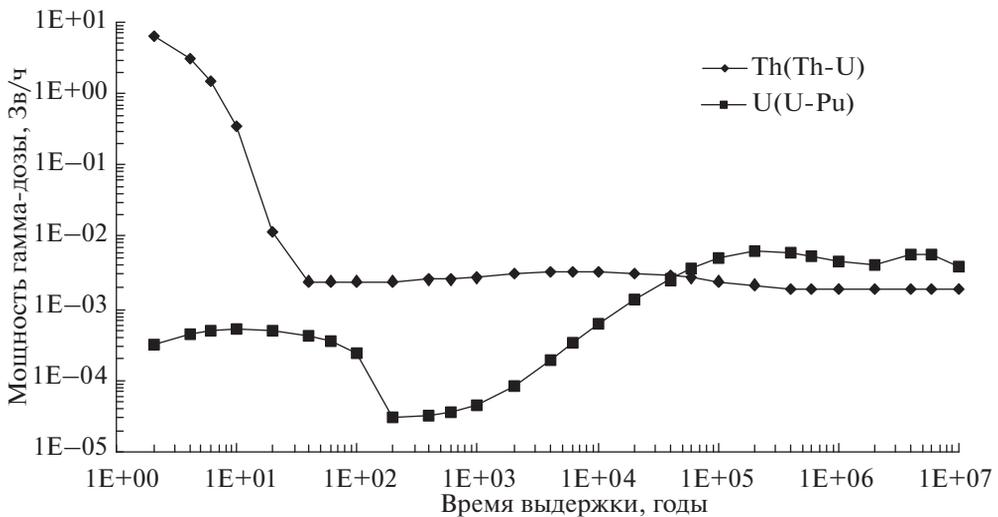
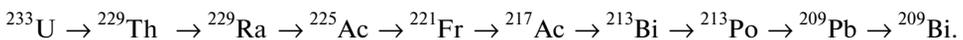


Рис. 2. График зависимости мощности гамма-дозы тория-232 (ВВЭР-Th) и урана-238 (БР) от времени выдержки.

Это повышение, в основном, связано с накоплением дочерних нуклидов цепочки распада урана-233 ($T_{1/2} 1.592 \times 10^5$ лет):



Темп увеличения определяется накоплением ^{229}Ra , поскольку остальные члены цепочки распада короткоживущие. Существенный вклад дает и цепочка распадов урана-234 ($T_{1/2} = 2.455 \times 10^5$ лет). Спад радиационных характеристик урана при выдерж-

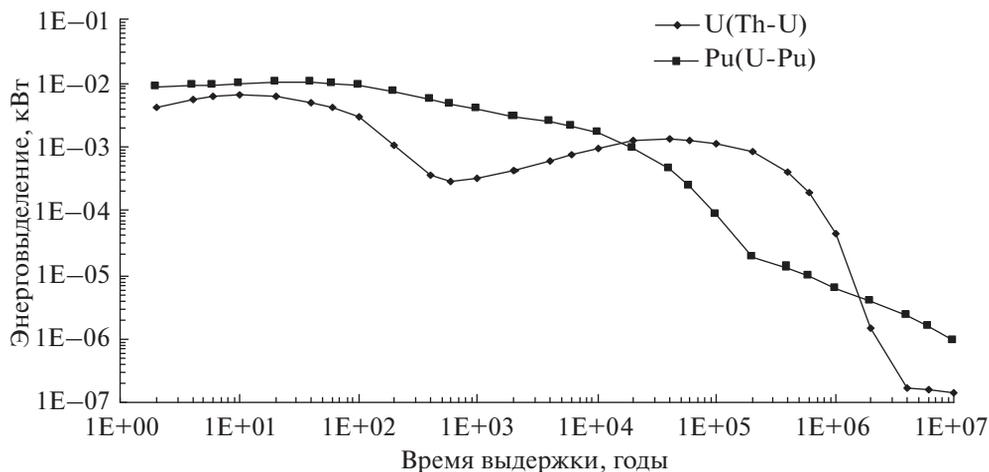


Рис. 3. График зависимости энерговыделения урана-233 (ВВЭР-Th) и плутония-239 (БР) от времени выдержки.

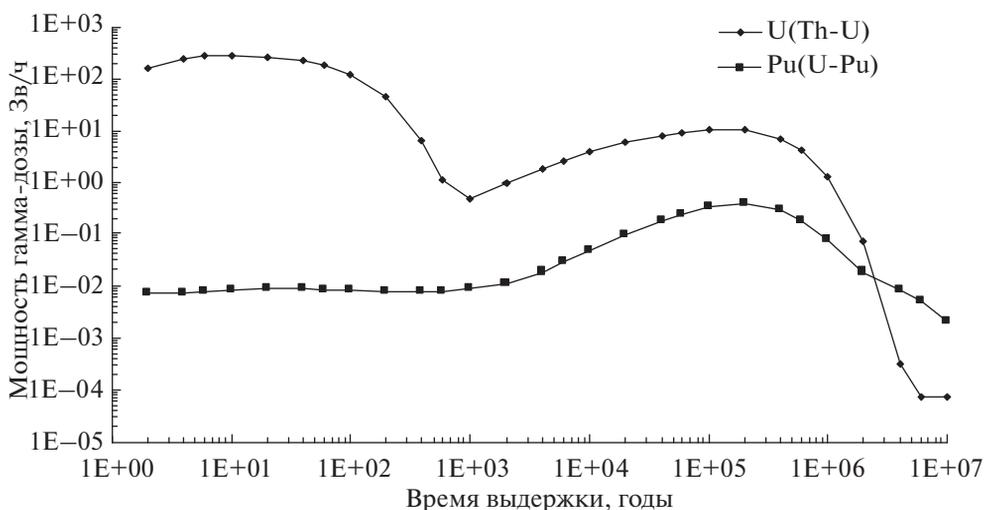


Рис. 4. График зависимости мощности гамма-дозы урана-233 (ВВЭР-Th) и плутония-239 (БРЭСТ) от времени выдержки.

как более 2×10^5 лет определяется снижением (за счет распада) масс стартовых урановых изотопов указанных цепочек.

В Стратегии-2020 НТП ЯЭ предусматривает кардинальное решение проблемы, ориентируясь на радиационно-эквивалентное обращение с РАО. Концепция КИ предлагает отложенное решение по переработке ОЯТ, т.е. передачу проблем и ответственности будущим поколениям.

Важная проблема ЯЭ сегодня – это проблема технологической поддержки режима нераспространения. НТП ЯЭ обеспечивает возможность исключения бланкета в БР и

переработку ОЯТ без выделения чистого плутония, предусматривает возможность реализации пристанционного ЯТЦ, радикально снижающего объемы транспортировки ОЯТ и ядерного топлива. Концепция КИ в части этой проблемы базируется на тезисе: “Переход от уран-плутониевого топливного цикла к торий-урановому, где основным делящимся изотопом является уран-233, решает проблему нераспространения”. Действительно, в торий-урановом цикле наличие в уране изотопа уран-232 затрудняет безопасное обращение с ураном, но не исключает такой возможности. В течение нескольких месяцев (до полугода) отделенный от тория уран относительно низкоактивен. Максимум радиоактивности достигается через ~10 лет выдержки выделенного урана – после накопления продуктов распада урана-232 ($T_{1/2} \sim 80$ лет). То есть времени для безопасного обращения с ураном и изготовления из него ядерного взрывного устройства вполне достаточно. Радиоактивность – важный, но не определяющий фактор для террориста. И он не является непреодолимым барьером для государства. Следует отметить, что плутоний из энергетических реакторов – высокорadioактивный материал, излучающий альфа частицы, нейтроны и гамма-кванты. Он может содержать и некоторое количество урана-232 – продукт распада изотопа плутоний-236. Плутоний оружейного качества можно наработать и в предлагаемом КИ гибридном ядерном реакторе, так как в нем есть нейтроны и достаточно места для размещения сырьевого материала.

Таким образом, наличие урана-232 затрудняет использование урана-233 (критическая масса меньше, чем у урана-235) в ядерном взрывном устройстве, но не исключает такую возможность.

Далее можно поставить проблему обеспечения ЯЭ топливом на длительную перспективу. НТП ЯЭ на БР с ЗЯТЦ обеспечивает полное использование ресурсов урана, достаточных для работы ЯЭ в течение тысячелетий. Концепция КИ предлагает отложенную переработку ОЯТ и перевод развивающейся ЯЭ с уранового на ториевый цикл. В связи с этим отметим, что вовлечение тория в ядерный топливный цикл обычно связывается с двумя положениями. На начальном этапе развития ЯЭ предполагалось, что в условиях активного развития ЯЭ запасы урана будут быстро истощаться, и вовлечение ториевых ресурсов потребует довольно скоро. Но прогноз не оправдался. Привлекательным фактором являются хорошие ядерно-физические свойства сырьевого ядерного материала – изотопа ^{232}Th и нарабатываемого из него при облучении делящегося изотопа ^{233}U . По сравнению с изотопами ^{235}U и ^{239}Pu изотоп ^{233}U является лучшим делящимся материалом для реакторов с тепловым спектром нейтронов за счет большего отношения количества вторичных нейтронов на одну реакцию деления к количеству поглощенных нейтронов. Кроме того, торий и его соединения тугоплавки, что потенциально обеспечивает достижение значительных глубин выгорания, и допускает высокотемпературные режимы работы реактора. В связи с этим торий-урановый ЯТЦ изучался в 50-х–70-х годах прошлого века. В СССР проблемой тория занимались многие институты Минсредмаша. В течение длительного времени при ФГУП ГНЦ РФ ФЭИ действовал отраслевой Координационный Совет по проблемам уран-ториевого ЯТЦ. Был выполнен ряд теоретических и экспериментальных исследований, связанных с отработкой технологий извлечения тория, изготовления нарабатываемых элементов и использования тория в ЯР различного типа. Но несмотря на положительные особенности ториевого топлива, преимущества его применения должны рассматриваться в первую очередь в контексте существующего реакторного парка и современной технологической базы ЯТЦ, включая процессы фабрикации ядерного топлива и обращения с ОЯТ.

Для внедрения в ЯЭ России торий-уранового замкнутого топливного цикла должны быть проведены многочисленные исследования по физике реакторов и оптимизирована их технология и конструкция, технологии производства топлива, его регенера-

ции в замкнутом топливном цикле, разведаны и инвентаризованы месторождения ториевых руд и т.д. При развитии ториевого топливного цикла должен быть повторен путь развития атомной отрасли, основанной на урановом топливе. При этом следует учитывать, что урановая промышленность была развита для решения оборонных задач (ядерное оружие, атомный подводный флот) и уран-плутониевый ЯТЦ достался ЯЭ как технологическое наследие. На основе опыта создания уран-плутониевого ЯТЦ очевидно, что затраты на масштабное развитие основанной на тории ядерной энергетики будут велики. Для таких затрат нужны серьезные побудительные мотивы, которых почти семидесятилетний опыт исследований не продемонстрировал. В частности, причин для экстренных мер по разработке ториевых месторождений, ториевых ядерных реакторов, инфраструктуры замкнутого торий-уранового топливного цикла в настоящее время нет.

Особое внимание следует обратить на то, что в природе нет делящегося изотопа тория, поэтому для формирования торий-уранового ЯТЦ необходимы либо исходные делящиеся материалы, которые можно взять из уран-плутониевого цикла ($U-235$ и $Pu-239$), либо наработка исходного делящегося $U-233$ в термоядерных или электро-ядерных установках. Если потребуется, то наработка $U-233$ в рамках функционирования уран-плутониевого цикла будет наименее затратной, поэтому в ЯЭ длительное время ториевый цикл будет вторичным по отношению к уран-плутониевому. Внедрение в перспективе торий-уранового топлива в тепловые реакторы может позволить, если потребуется, продлить жизнь существующей реакторной технологии и расширит сырьевую базу ЯЭ. Хотя при развитии ЯЭ с БР она обеспечена урановым сырьем на тысячелетия. В БР торий-урановое топливо по своим физическим характеристикам уступает уран-плутониевому, поэтому внедрять ториевый цикл в БР нет смысла. Вообще, как уран-плутониевый цикл БР, так и торий-урановый цикл тепловых или БР по сути основных технических этапов похожи друг на друга, поскольку оба должны быть обязательно замкнутыми, необходима полная переработка всего потока обращаемого ядерного топлива, разработка технологии обращения и минимизации РАО. По радиационной опасности отходов оба топливных цикла имеют примерно одинаковые характеристики. Основная инфраструктура уран-плутониевого цикла уже существует или технически разработана. Сотни тонн плутония, которые накоплены в облученном топливе современных тепловых реакторов в ближайшие десятилетия и очевидные физические и технические преимущества определяют развитие БР с замкнутым уран-плутониевым топливным циклом.

По характеристикам безопасности, возможности применять новые типы топливной матрицы, по технологии регенерации облученного топлива торий-урановое топливо не имеет существенных преимуществ перед уран-плутониевым топливом. Для реакторов, использующих тот или иной тип топлива, предложено много способов повышения безопасности, типов топливных матриц, в частности микротвэлы, и т.д. Для обоих типов топлива возможна реализация принципа минимального запаса избыточной реактивности для повышения ядерной безопасности. Этот принцип уже реализован для уран-плутониевого топлива в проектах БР БРЕСТ-ОД-300, где достигнуто небольшое избыточное воспроизводство плутония в активной зоне и отсутствуют (в случае необходимости) воспроизводящие экраны. Это можно реализовать и в торий-урановом цикле теплового реактора нового типа, скорее всего с топливом в виде расплавленных солей. Но этот тип реактора потребует длительной разработки, что связано с нерешенностью вопросов безопасности, отсутствием конструкционных материалов на весь срок службы реакторной установки и другими технологическими трудностями.

Можно сделать вывод, что научных и технических аргументов в пользу системного внедрения в современную или перспективную ЯЭ торий-уранового ЯТЦ в настоящее время нет.

После пяти реальных проблем ЯЭ перейдем к проблемам другого уровня, сформулированным в Концепции КИ. Начнем с проблемы утилизации энергетического плутония. В ЯЭ на НТП эта “проблема” решается естественным образом: развертывание парка БР на энергетическом плутонии. Концепция КИ предусматривает конвертирование плутония в уран-233 в тепловых реакторах путем использования плутоний-ториевого топлива, причем режим переработки ОЯТ, содержащего остатки плутония, не рассматривается.

Вторая надуманная проблема касается сроков модернизации ЯЭ. Опубликованные результаты системных исследований проектного направления “Прорыв” показывают возможность перехода ЯЭ России на НТП с БР естественной безопасности и ЗЯТЦ до конца века с выходом на 120 ГВт(э) при суммарных потребностях в ресурсах урана на уровне ~500 кт [13]. В Концепции КИ утверждается (без представления масштабов развития и исходных положений), что срок замены тепловых реакторов быстрыми будет исчисляться примерно двумя столетиями.

В связи с этим следует отметить, что еще в 2016 г. в Китае рассматривались [14] варианты Стратегии, в которой установленная мощность АЭС должна составлять:

- к 2020 г. – 58 ГВт,
- к 2030 г. – 200 ГВт,
- к 2050 г. – 400 ГВт.

Суммарно доля реакторов на тепловых нейтронах (типа PWR) будет ограничиваться установленной мощностью 200 ГВт.

Третья “проблема” в Концепции КИ касается консервации отложенного ЗЯТЦ. Традиционная позиция постепенного перехода к ЗЯТЦ заменяется следующей стратегией: “разумно организовывать такие топливные циклы, в которых потребность разрушать герметичные твэлы после облучения в реакторе и растворять топливную матрицу – главного держателя продуктов деления не потребуется как можно дольше. Очевидно, лучше и более безопасно десятилетия сохранять облученные твэлы в неприкосновенности, а потом уже браться за их переработку.” В связи с этим и учитывая мировые тенденции следует отметить, что на сегодня разумной альтернативы ЗЯТЦ не существует. В рамках международного форума GENERATION-IV страны-разработчики ядерных технологий выработали требования к реакторам нового четвертого поколения. Среди шести технологий, выбранных для совместного развития, четыре – это различные технологии БР и ЗЯТЦ [15]. В рамках международного проекта МАГАТЭ ИНПРО сформулированы требования пользователей к инновационным ЯЭ системам, удовлетворяющим принципам устойчивого развития [16]. Исследования ИНПРО подтвердили важность развития технологий БР и ЗЯТЦ, особенно для стран с большим парком АЭС или планирующих масштабное развитие ЯЭ.

Четвертая “проблема” – это сохранение современной инфраструктуры атомной отрасли, т.е. преобладания генерирующих мощностей на реакторах на тепловых нейтронах. Основные аргументы в пользу этой концепции в кратком изложении сводятся к следующему:

1. Вся современная ЯЭ построена на тепловых реакторах.
2. Тепловые реакторы необходимы для выполнения некоторых функций энергопроизводства, которые не могут выполняться БР.
3. БР экономически неконкурентоспособны.

По второму пункту аргументы само собой разумеющиеся, без конкретных обоснований. Если такого рода проекты и упоминаются (например, высокотемпературные РУ), то без оценки потенциальной весомости их вклада в общий энергодобавочный баланс ЯЭ.

По третьему пункту аргументацию следует признать справедливой, но только в отношении имеющегося опыта создания БР с натриевым теплоносителем, не претендующего на промышленную референцию. В концепции БР естественной безопасности одной

из основных является возможность достижения экономической привлекательности не только по отношению к традиционным водоохлаждаемым РУ, но и к ТЭС с ПГУ.

Пятой, главной проблемой современной ЯЭ Концепцией КИ объявляется проблема не востребоваемости термоядерных разработок в их сегодняшнем состоянии. Как следствие, объявляется, что развитие ЯЭ невозможно без гибридных термоядерных реакторов (ГТР) с бланкетом из жидкосолевой топливной композиции, предназначенной для непрерывного экстрагирования накопившихся делящихся изотопов и продуктов деления¹. При этом требования непрерывности работы к гибриднему реактору могут быть смягчены, поскольку ГТР производит ²³³U (оружейный материал!), и его можно накапливать на складах. Более того: “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. Подходящих материалов, способных обеспечить устойчивую эксплуатацию энергетического термоядерного реактора в течение разумного с точки зрения экономики времени, сегодня просто не существует”. Но при этих смягчающих обстоятельствах нет разработанных проектов ГТР. На таком фундаменте – отсутствующий торий-урановый ЯТЦ и неразработанный ГТР – предлагается Стратегия развития ЯЭ.

Позиция, сформулированная в “Стратегии развития ядерной энергетики России в первой половине XXI века” [1] и детализированная в [13], основана на концепции крупномасштабной ядерной энергетики, которая может быть развита при решении ее ключевых задач с помощью быстрых реакторов умеренной энергонапряженности без избыточного производства плутония, при сохранении в структуре ранее построенных АЭС с тепловыми реакторами. При этом важным является полное внутреннее воспроизводство плутония в активной зоне ($K_{BA} \approx 1$) с плотным нитридным топливом равновесного состава.

Основными факторами для масштабного развития ЯЭ в России и мире остаются, прежде всего, безопасность [17] и экономическая конкурентоспособность с другими видами энергогенерации.

В “Стратегии развития ядерной энергетики России в первой половине XXI века” впервые были определены требования естественной безопасности крупномасштабной ядерной энергетики:

- исключение аварий, требующих эвакуации, тем более отселения населения, и выводящих из хозяйственного использования значительные территории;
- обращение ядерных материалов в топливном цикле без значимого нарушения природного радиационного баланса²;
- технологическая поддержка режима нераспространения ядерного оружия;

Многое из этого направления уже сделано в рамках проектного направления “Прорыв” [18]

Остается нерешенным важнейший вопрос конкурентоспособности АЭС вообще и на базе БР, в частности. Очевидно, что без соответствующих НТП ЯЭ норм и стандартов, решение этого вопроса будет затруднительным. Первое приближение к ответу о

¹ Следует отметить, что такое решение противоречит выдвигаемому теми же авторами положению, что “потребность разрушать герметичные твэлы после облучения в реакторе и растворять топливную матрицу – главного держателя продуктов деления не потребуются как можно дольше”.

² Сохранение природного радиационного баланса подразумевает, что через определенный исторически не слишком большой период времени суммарная радиоактивность и радиотоксичность отходов, произведенных в результате эксплуатации АЭС и переработки облученного топлива и направляемых на захоронение, не будет превышать суммарной радиоактивности и радиотоксичности изотопов уранового сырья, извлеченных из земной коры для обеспечения АЭС топливом.

реализуемости конкурентоспособной ЯЭ с ЗЯТЦ на базе БР должны дать ведущиеся сейчас работы по обливковым проектам промышленных энергетических комплексов с РУ БН-1200 и БР-1200.

Таким образом, контуры национальной стратегии развития ЯЭ уже прорисованы в достаточной степени, и критически важно, чтобы эти контуры превратились в национальную Стратегию, принятую на государственном уровне.

ВЫВОДЫ

1. Принципиальная возможность создания ядерно-энергетических установок для большой энергетики, на основе торий-уранового ЯТЦ не вызывает сомнений. НИОКР по этим направлениям проводились в нашей стране и за рубежом. Но эти исследования показали, что никаких существенных преимуществ использование торий-уранового топлива не дает, в том числе и в сфере радиационной безопасности, и по режиму нераспространения.

2. В настоящее время отсутствуют экономические и иные стимулы, обуславливающие переход на торий-урановый ЯТЦ. Технологии, необходимые для его реализации, не развиты, и в настоящее время можно лишь приблизительно оценить возможную стоимость энергии, произведенной с использованием тория.

3. Переход на уран-ториевый ядерный топливный цикл в предлагаемой КИ концепции предполагает введение в структуру ЯЭ не разработанных еще гибридных термоядерных реакторов.

4. Для крупномасштабной компоненты двухкомпонентной ядерной энергетики – БР с замкнутым ЯТЦ – для обеспечения необходимого уровня безопасности необходимо БР с КВА, близким к единице, со свинцовым теплоносителем и с плотным уран-плутониевым топливом.

5. Для крупномасштабной ЯЭ в целом желательна малоотходная “сухая” переработка ОЯТ (в основном для сокращения длительности выдержки ОЯТ БР перед его переработкой) и трансмутация минорных актинидов в БР (для обеспечения радиационного баланса между добываемым топливным сырьем и захораниваемыми РАО).

6. Для достижения существенно улучшенного топливного баланса ТЭК России в целом, сбережения (или экспорта) ценных ресурсов горючих ископаемых, радикального решения проблемы выбросов CO_2 возможно до конца этого века развернуть крупномасштабную ядерную энергетику, что означает необходимость в ближайшей перспективе начать постепенный переход к замкнутому ЯТЦ с БР.

7. Основным требованием к дальнейшему развитию ЯЭ является ее конкурентоспособность, прежде всего с генерацией на органическом топливе.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Стратегия развития атомной энергетики России в первой половине XXI века. Основные положения. М.: Минатом России, 2000. 26 с.
2. Белая книга ядерной энергетики / *Адамов Е.О., Большой Л.А., Ганев И.Х., Зродников А.В., Кузнецов А.К., Лопаткин А.В., Мастепанов А.М., Орлов В.В., Рачков В.И., Смирнов В.С., Солонин М.И., Ужанова В.В., Черноплеков Н.А., Шталов Г.Е.* / М.: НИКИЭТ, 2001. 269 с.
3. О стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 г. / *Алексеев П.Н., Асмолов В.Г., Гагаринский А.Ю. и др.* // Атомная энергия. 2011. Т. 111. Вып. 4. С. 183–196.
4. Ядерная энергетическая система с реакторами деления и синтеза – стратегический ориентир развития отрасли / *Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Ильгисонис В.И., Игнатьев В.В., Цибульский В.Ф., Андрианов Е.А., Бландинский В.Ю.* // ВАНТ. 2017. Т. 40. Вып. 4. С. 5–13
5. Сравнение технико-экономических показателей различных вариантов реализации ЯТЦ реакторов АЭС / *Адамов Е.О., Рачков В.И., Толстоухов Д.А., Панов С.А.* // Изв. РАН. Энергетика. 2016. № 4. С. 25–36.
6. Прогноз развития энергетики мира и России до 2040 г. М.: ИНЭИ РАН, 2016. 108 с.

7. Сравнительный анализ преимуществ и недостатков использования металлического и нитридного смешанного уран-плутониевого топлива в быстрых реакторах / *Адамов Е.О., Забудько Л.М., Матвеев В.И., Рачков В.И., Троянов В.М., Хомяков Ю.С., Леонов В.Н.* // Изв. РАН. Энергетика. 2015. № 2. С. 3–15.
8. К вопросу о выборе теплоносителя ЯЭУ естественной безопасности // *Адамов Е.О., Рачков В.И. и др.* // Изв. РАН. Энергетика. 2015. № 6. С. 3–14.
9. Радиационно-эквивалентное обращение радиоактивных нуклидов в ЯТЦ – эффективная альтернатива отложенному решению проблемы накопления ОЯТ / *Адамов Е.О., Власкин Г.Н., Лопаткин А.В., Рачков В.И., Хомяков Ю.С.* // Изв. РАН. Энергетика. 2015. № 6. С. 15–25.
10. Новая технологическая платформа формирования национальной стратегии развития ядерной энергетики / *Адамов Е.О., Рачков В.И.* // Известия Российской академии наук. Энергетика. 2017. № 2. С. 3–12.
11. Нейтронно-физическое обоснование трансмутации ^{238}Pu , ^{241}Am , ^{244}Cm / *Власкин Г.Н., Рачков В.И., Хомяков Ю.С.* // Атомная энергия. 2014. Т. 116. № 5. С. 262–266.
12. *Лопаткин А.В.* Топливный цикл крупномасштабной ядерной энергетики России на принципах топливного и радиационного баланса и нераспространения // Дисс. на соискание уч. ст. докт. техн. наук. М., 2013. 314 с.
13. Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. / *Адамов Е.О., Джалалян А.В., Лопаткин А.В., Молоканов Н.А., Муравьев Е.В., Орлов В.В., Калякин С.Г., Рачков В.И., Троянов В.М., Аврорин Е.Н., Иванов В.Б., Алексахин Р.М.* М.: НИКИЭТ, 2012. 61 с.
14. Доклад СИАЕ на 49 встрече технической рабочей группы МАГАТЭ по БР / [Электронный ресурс]: [https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meeting/2016/2016-05-16-05-20-NPES/3.I China 49th TWG-FR.pdf](https://www.iaea.org/NuclearPower/Downloadable/Meeting/2016/2016-05-16-05-20-NPES/3.I%20China%2049th%20TWG-FR.pdf)
15. *GIF Annual Report 2016.* OECD, NEA. 162 с.
16. Введение в использование методологии ИНПРО для оценки ядерно-энергетических систем. Вена: МАГАТЭ, 2011. 43 с.
17. *Рачков В.И.* Основы теории опасных систем. М.: Наука, 2015. 165 с.
18. Проект “Прорыв” – технологический фундамент для крупномасштабной ядерной энергетики / *Адамов Е.О., Алексахин Р.М., Большов Л.А., Дедуль А.В., Орлов В.В., Першуков В.А., Рачков В.И., Толстоухов Д.А., Троянов В.М.* // Изв. РАН. Энергетика. 2015. № 1. С. 5–13.

National Strategy of Nuclear Energetics Development: Two Approaches to the New Technological Basement of NE

E. O. Adamov^{a, #}, A. V. Lopatkin^a, E. V. Muraviev^a, V. I. Rachkov^a, and Yu. S. Khomyakov^a

^a*ITC “PRORYV” Project, Moscow, Russia*

[#]*e-mail: rvi@proryv2020.ru*

This article continues the discussion on a choice of development strategy for Nuclear Energetics (NE) in Russia. Key statements of the concept developed by the Kurchatov Institute on transfer of NE to Th-U fuel cycle are analyzed and compared to the “Strategy of development of two-component NE”. Competitive ability, safety, ecology and non-proliferation on NE are compared for these two strategies. Conclusion is drawn that the use of Th-U cycle doesn't proved any significant advantages, including areas of radiation safety and proliferation resistance.

Keywords: fast reactor, closed fuel cycle, nuclear fuel cycle, economics, competitive ability, nuclear energy, nuclear energetics, CNFC, closed nuclear fuel cycle, development strategy, Th-U