

12. Rest J., Kim Y., Holmes G. e.a. U—Mo Fuels Handbook. ANL-09/31, 2006, 84 p.
13. Matsui T., Natsume T., Naito K. Heat capacity measurements of $U_{0.80}Zr_{0.20}$ and $U_{0.80}Mo_{0.20}$ alloys from room temperature to 1300 K. — J. Nucl. Mater., 1989, v. 167, p. 152—159.
14. White J., Nelson A., Dunwoody J.T. e.a. Thermophysical properties of U_3Si_2 to 1773 K. — Ibid., 2015, v. 464, p. 275—280.
15. Oetting F., Leitnaker J. The chemical thermodynamic properties of nuclear material. I. Uranium mononitride. — J. Chem. Thermodyn., 1972, v. 4, p. 199—211.
16. Chen W., Bai X.-M. Temperature and composition dependent thermal conductivity model for U—Zr alloys. — J. Nucl. Mater., 2018, v. 507, p. 360—370.
17. Devytko Yu.N., Novikov V.V., Kuznetsov V.I. e.a. Models of thermophysical properties of uranium dioxide. — IOP Conf. Ser. Mater. Sci. Engng, 2016, v. 130, p. 1—5.
18. Hayes S., Thomas J., Peddicord K. Material property correlations for uranium mononitride. III. Transport properties. — J. Nucl. Mater., 1990, v. 171, p. 298—299.
19. Agung A. Prediction of peak cladding temperature in a three-loop pressurized water reactor with accident tolerant fuel during loss-of-coolant accident. — Intern. J. Nucl. Energy Sci. Techn., 2018, v. 12, № 2, p. 196—212.
20. Gamble K., Hales J. Preliminary modeling of accident tolerant fuel concepts under accident conditions. [https:// www.euronuclear.org/scientific-resources/conference-proceedings/#](https://www.euronuclear.org/scientific-resources/conference-proceedings/#).

Поступила в Редакцию 24.11.22

УДК 621.039.5

УТИЛИЗАЦИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА И ТРАНСУРАНОВЫХ АКТИНОИДОВ В ДВУХКОМПОНЕНТНОЙ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

Адамов Е.О., Каширский А.А., Рачков В.И., Родина Е.А., Хомяков Ю.С. (АО «Прорыв», г. Москва)
e-mail: hus@proryv2020.ru

Внедрение быстрых реакторов в ядерную энергетику в настоящее время приобретает практический характер, что подтверждается разработанной Стратегией развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективами на период до 2100 г. [1]. Однако, несмотря на достигнутое согласие в части необходимости перехода к двухкомпонентной структуре, пути ее формирования являются предметом исследований и научно-технических дискуссий. В стратегии ядерной энергетики рассмотрены пять сценариев развития ядерной энергетики до 2100 г. — четыре из них предусматривают замыкание ЯТЦ, и этот список не является исчерпывающим. Большинство таких сценариев предполагает ввод ВВЭР до конца XXI в.

В настоящей работе рассматриваются и обосновываются оптимальный сценарий замыкания ЯТЦ и решения отложенных проблем ядерной энергетики на базе безопасных и коммерчески эффективных быстрых реакторов, развиваемых в рамках проектного направления «Прорыв». Конкурентоспособные быстрые реакторы сочетают лучшие показатели по экономике производства электроэнергии и ключевым потребительским параметрам ЯТЦ (топливные ресурсы, минимизация накопления отработавшего ядерного топлива и радиоактивных отходов), что позволяет им стать основой ядерной

энергетики, постепенно вытесняя тепловые реакторы. Полностью эти преимущества реализуются в пятом варианте развития быстрых и тепловых реакторов стратегии [1].

Исследования на длительный период подвергаются критике из-за наличия большой доли неопределенности исходных данных, на которые они опираются для построения сценариев развития производственных процессов и экономической деятельности. Тем не менее основные принципы формирования энергетической безопасности, изложенные в одобренной Правительством РФ в 2000 г. стратегии развития ядерной энергетики России в первой половине XXI в., сохраняют актуальность в настоящее время не только для нашей страны, но и для всего мира. Одна из практических целей системных исследований заключается в оценке взаимосвязи технологий ядерной энергетики нового поколения и ЯТЦ с системными эффектами. Ключом анализа является согласование получаемых результатов с физическими особенностями быстрых и тепловых реакторов и их топливных циклов.

В данном подходе расчеты конкретных сценариев дополняются анализом ключевых интегральных системных параметров и их чувствительности к возможным изменениям сценариев.

В конечном итоге будет возможен выбор оптимальных и надежных технических решений с учетом их влияния, определяемого сроком эксплуатации АЭС примерно 60 лет, при реализации любых разумных сценариев. Конкретные цифры и расчетные результаты носят характер оценок масштаба величин и используются для проверки и цифровой демонстрации эффективности предполагаемых подходов.

Исходные данные и масштаб проблемы.

За основу анализа приняты сценарии развития ядерной энергетики и характеристики потребности в топливе БН-1200М, БР-1200 и ВВЭР-ТОИ, приведенные в стратегии ядерной энергетики [1]. На их основе можно оценить потребление природного урана, накопление отработавшего топлива и долгоживущих радиоактивных отходов и показать явные преимущества замкнутого ЯТЦ на основе быстрого реактора по сравнению с открытым ЯТЦ ВВЭР (табл. 1).

В настоящее время экономия природных ресурсов не является первостепенной проблемой, но системный фактор резко увеличивает ее значимость при развитии ядерной энергетики. В качестве оценки можно указать, что одно поколение ВВЭР суммарной мощностью 45 ГВт может исчерпать экономически обоснованные запасы урана, оцененные в стратегии ядерной энергетики 512,4 тыс. т, и лишить возможности использования этого ресурса в будущем, что противоречит принципам устойчивого развития.

Ядерная энергетика на основе быстрых реакторов обеспечивает снижение потребления природного урана не менее чем на два порядка, т.е. при мощности 92 ГВт потребуется меньше урана, чем на 1 ГВт ВВЭР. При этом собственно

добыча урана не требуется, поскольку утилизируются уже его запасы со снижением затрат на хранение.

В парадигме замкнутого ЯТЦ на основе быстрых реакторов, разрабатываемых в рамках проектного направления «Прорыв», актиноиды рециклируются до полного выжигания и только 0,1% попадает в высокоактивные отходы в виде технологических потерь. Это снижает количество основных источников долгоживущих радиоактивных отходов в 150 раз по плутонию и 570 раз по актиноидам соответственно.

Оценки табл. 1 характеризуют два предельных состояния однокомпонентной ядерной энергетики на разных технологических платформах. В реальности в XXI в. она будет носить характер двухкомпонентной, и в настоящей работе анализируется возможность полной утилизации плутония, нептуния и америция, накопленных в отработавшем ядерном топливе ВВЭР, путем их включения в топливный цикл быстрых реакторов как варианта, параллельного выработке электроэнергии.

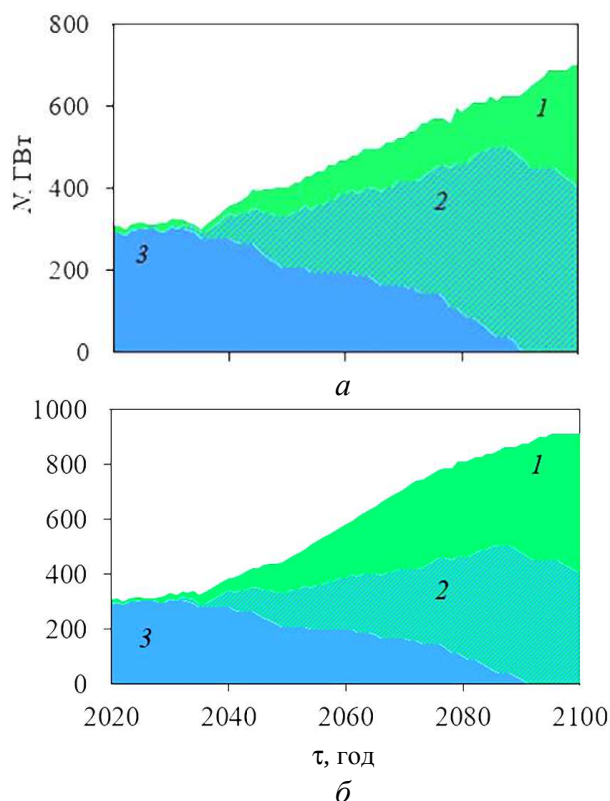
Для иллюстрации рассматриваемого подхода приняты четыре граничных сценария развития ядерной энергетики с двумя предположениями об общей мощности ядерной энергетики 92 и 71 ГВт на 2100 г. и о мощности ВВЭР 0 и 40 ГВт на 2100 г. в зоне неопределенностей, соответствующие стратегии ядерной энергетики [1] (рис. 1). Так, сценарии базовый и базовый-штрих предполагают, что двухкомпонентная структура продолжит существовать вплоть до 2100 г., установленная мощность тепловых реакторов сохранится на уровне 40 ГВт. В свою очередь, в сценариях базовый (вариант 5) и базовый-штрих (вариант 5) быстрые реакторы

Таблица 1. Потребление природного урана и накопление актиноидной части радиоактивных отходов в открытом ЯТЦ на основе ВВЭР и равновесном режиме в замкнутом ЯТЦ на основе быстрых реакторов на 1 ГВт электрической мощности

Параметр	ВВЭР		Быстрый реактор	
	1 год	60 лет	1 год	60 лет
Потребление, т	187	11 200	40*/0,8**	88
Накопление отработавшего топлива в хранилище, т	22,7	1362	9	27
Накопление плутония в отходах, кг	230	14 000	1,5	90
Накопление Am, Np в отходах, кг	49	2930	0,06	3,5

*Стартовая загрузка.

**При ежегодной перегрузке с учетом рецикла.



Р и с. 1. Рассматриваемые сценарии развития ядерной энергетики до 2100 г.: 1 — быстрые реакторы; 2 — зона неопределенности; 3 — тепловые реакторы

полностью замещают реакторный парк к 2090 г., обеспечивая тем самым полный переход ядерной энергетики нашей страны на новую технологическую платформу в XXI в.

В табл. 2 приведены интегральные оценки накопления Pu, Np, Am на 2100 г. при различных вариантах развития ядерной энергетики без учета изменения технологий ВВЭР и вовлечения плутония в ВВЭР. В соответствии со стратегией ядерной энергетики по состоянию на начало 2018 г. в нашей стране было накоплено 22,5 тыс. т (по тяжелому металлу) отработавшего ядерного топлива, из которых ~5 тыс. т ВВЭР и 14,8 т РБМК [1]. В расчетах приняты во внимание также запасы плутония от переработки на заводе РТ-1 и расширенного воспроизводства в

быстрых реакторах с КВ ~1,05. Интегральное накопление актиноидов в отработавшем топливе ВВЭР оценено для выдержки 7—10 лет, достаточной для переработки по традиционной технологии.

Ключевой развилкой, определяющей структуру двухкомпонентной ядерной энергетики и путь ее формирования, является сравнение быстрых и тепловых реакторов по приведенной стоимости электроэнергии LCOE, достижение преимуществ которой является одним из требований проектного направления «Прорыв». Ожидается, что первым конкурентоспособным энергоблоком с быстрым реактором может стать пятый энергоблок Белоярской АЭС с БН-1200М, ввод которого ожидается в первой половине 2030-х гг. [2]. С небольшим отставанием планируется и создание первого промышленного энергокомплекса с двумя энергоблоками с БР-1200 со свинцовым теплоносителем [3].

Подтверждение конкурентоспособности быстрых реакторов снимает последнее препятствие для их масштабного внедрения в целях повышения мощности ядерной энергетики и/или поэтапной замены тепловых реакторов по мере выработки ресурса. Важно понять и оценить возможности быстрых реакторов взять на себя полную энергетическую составляющую ядерной энергетики и решить проблему с отработавшим топливом и радиоактивными отходами.

Менее очевидно, что двухкомпонентная структура ядерной энергетики, предполагающая параллельную и долговременную эксплуатацию тепловых и быстрых реакторов, может быть обусловлена только отсутствием конкурентоспособности быстрых реакторов, если не принимать во внимание политические или иные неэкономические факторы.

Оптимальная схема замыкания ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики. Структура топливного цикла будет существенно

Т а б л и ц а 2. Оценка накопления Pu, Np, Am в тепловых реакторах до 2100 г. в стратегии [1]

Вариант	Мощность, ГВт			Масса, т			
	Ядерная энергетика	Быстрые реакторы	ВВЭР	Pu	Np	Am	Np + Am
Базовый (вариант 5)	92	92	0	720	32	44	76
Базовый	92	52	40	1092	59	78	137
Базовый-штрих (вариант 5)	71	71	0	657	32	44	76
Базовый-штрих	71	31	40	1062	59	78	137

зависеть от стратегии обращения с плутонием с точки зрения его использования в быстром или тепловом реакторе. Быстрые реакторы обладают большим по сравнению с тепловыми нейтронным потенциалом для наработки нового ядерного топлива плутония и/или сжигания долгоживущих отходов. В тепловом реакторе преобладает сжигание плутония с получением эквивалента в виде произведенной энергии, в быстром реакторе в замкнутом ЯТЦ он играет промежуточную роль, иногда сравниваемую с ролью катализаторов в химических процессах — его количество в активной зоне реактора не уменьшается и способствует сжиганию ^{238}U , которого в нашей стране накоплено свыше 1 млн т.

Следует отметить, что усилия, которые уже были направлены на поиск вариантов рециклирования плутония в тепловом реакторе, скорее, были связаны с отсутствием успехов в применении технологий быстрых реакторов. Использование смешанного оксидного уран-плутониевого топлива в тепловом реакторе имеет ограничения, препятствующие его многократному рециклу. Они связаны с изменением изотопного состава плутония. Попытки решения этой проблемы за счет улучшения изотопного состава плутония, нарабатываемого в тепловых реакторах, за счет его повторного облучения в быстрых безусловно проигрывают прямому использованию по указанным физическим причинам [4].

В условиях масштабного внедрения быстрых реакторов сжигание плутония в ВВЭР снижает плутониевый потенциал развития быстрого компонента ядерной энергетики и приводит к необходимости создания реакторов-размножителей с высоким КВ и бланкетами, высокой теплонапряженностью активной зоны, возвращая к концепции минимального времени удвоения 1970—1980-х гг. Сжигание плутония в ВВЭР также снижает нейтронный потенциал для сжигания долгоживущих радиоактивных отходов в быстрых реакторах и при этом увеличивает в 2—3 раза накопление америция и кюрия в отработавшем ядерном топливе ВВЭР по сравнению с традиционным открытым урановым циклом.

С точки зрения решения проблем ЯТЦ можно сформулировать два основных тезиса:

чем больше в двухкомпонентной ядерной энергетике быстрых реакторов, тем лучше для системы, при конкурентоспособных быстрых

реакторах нет необходимости поддерживать фиксированное соотношение тепловых и быстрых реакторов;

чем больше доля делящихся материалов используется в быстром реакторе, тем лучше для топливного баланса и нейтронного потенциала в целях сжигания отходов.

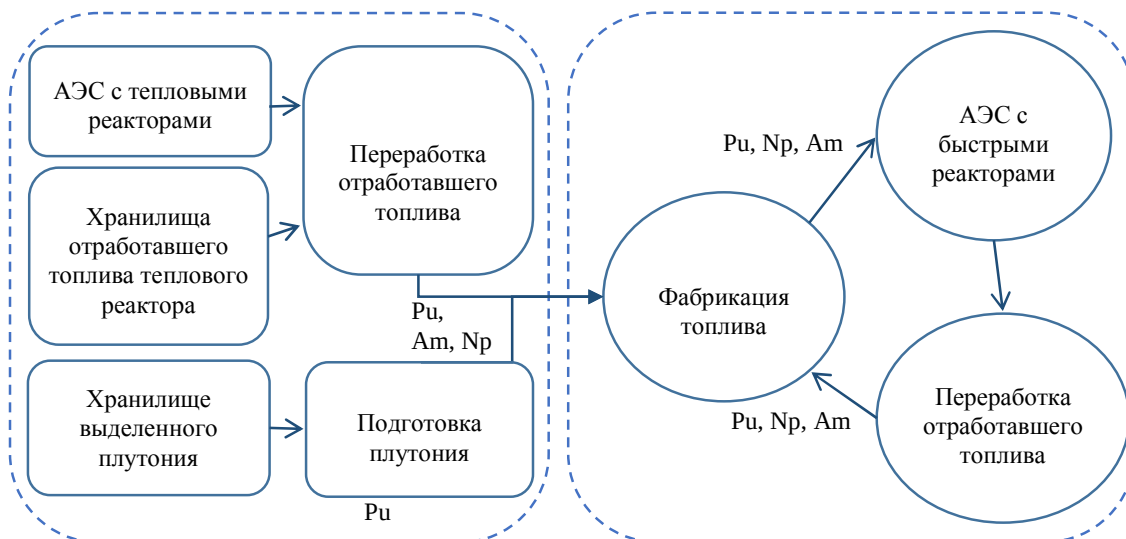
С точки зрения ЯТЦ использование делящихся $^{239,241}\text{Pu}$, ^{235}U в ВВЭР — вынужденная мера, обусловленная историей развития ядерной энергетики и отсутствием конкурентоспособных быстрых реакторов.

Исходя из этого, логичным представляется следующий подход к формированию ядерной энергетики при подтверждении конкурентоспособности быстрых реакторов: введенные к этому времени энергоблоки с ВВЭР продолжают работу в течение обоснованного срока эксплуатации, при строительстве новых энергоблоков решение принимается в пользу быстрых реакторов, что неизбежно приводит к оптимальной схеме замыкания ЯТЦ, представленной на рис. 2. Эта схема предполагает переработку отработавшего топлива тепловых и быстрых реакторов с использованием выделенного плутония вместе с уже накопленными его запасами для пуска быстрых реакторов в стартовой загрузке и первых двух или трех перегрузках в зависимости от длительности топливного цикла 2 или 3 года. Возврат плутония в тепловые реакторы не предполагается.

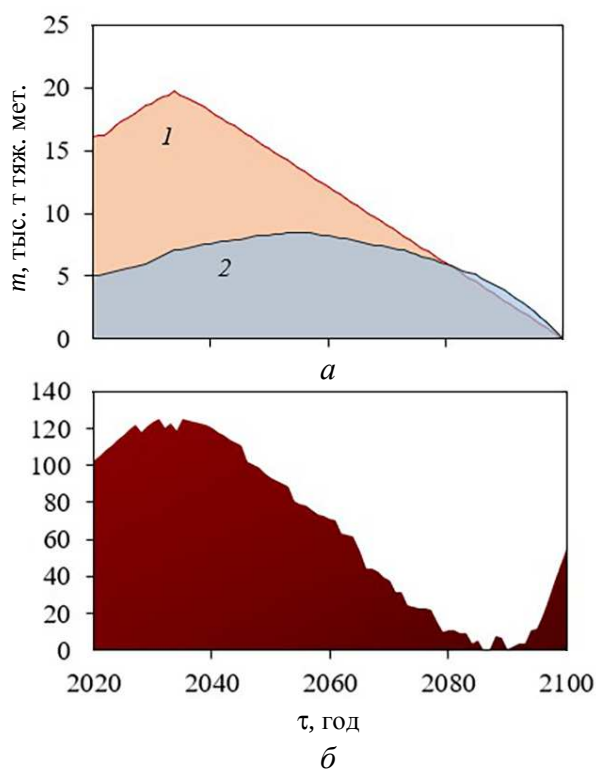
В такой схеме с учетом принятых параметров топливных загрузок и частичных перегрузок на пуск 1 ГВт электрической мощности требуется от 7,3 (БР-1200, топливный цикл 2 года) до 9,2 т (БН-1200М, 3 года) плутония энергетического качества.

Баланс плутония в системе при утилизации отработавшего топлива тепловых реакторов. Расчеты АО «Прорыв» показывают возможность сбалансированной утилизации накопленного плутония из отработавшего топлива тепловых реакторов к 2100 г. и достижения планируемой мощности ядерной энергетики без повышения коэффициента воспроизводства для быстрых реакторов (при КВ ~1,05) для базового сценария (рис. 3—5) [5].

Базовый сценарий учитывает следующие целевые параметры и решения по замыканию ЯТЦ на базе технологий, разрабатываемых в рамках проектного направления «Прорыв»:



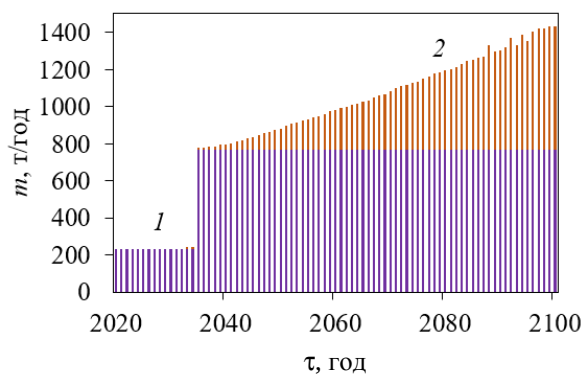
Р и с. 2. Оптимальный способ использования актиноидов от переработки отработавшего топлива в замкнутом ЯТЦ двухкомпонентной ядерной энергетики



Р и с. 3. Расчетный баланс отработавшего топлива тепловых реакторов (а) и плутония (б) в системе РБМК (1), ВВЭР (2)

короткий внешний топливный цикл 2 года;
средняя глубина выгорания топлива смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в быстром реакторе не менее 12% тяж. ат.;

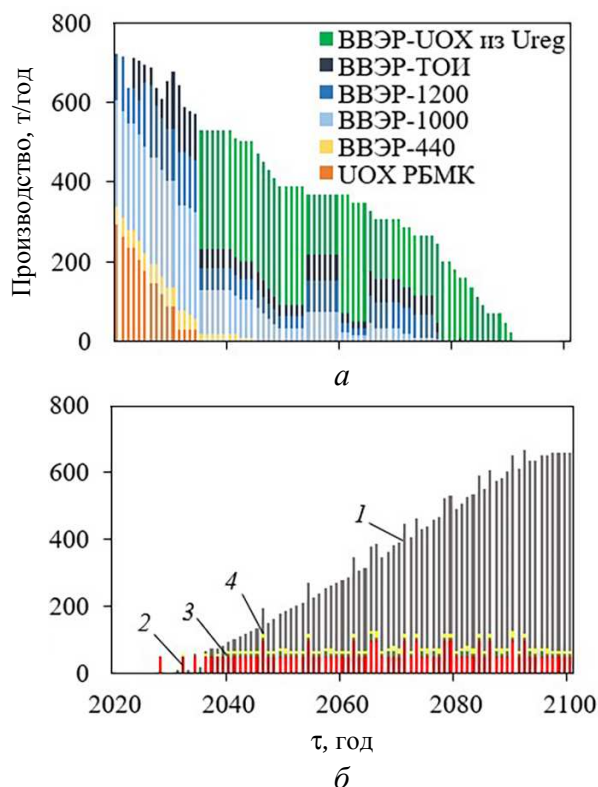
полное использование в быстром реакторе складского и вновь получаемого плутония после переработки отработавшего топлива теплового реактора, а также плутония от расширенного воспроизводства в быстром реакторе;



Р и с. 4. Переработка отработавшего топлива тепловых (1) и быстрых реакторов (2) в базовом сценарии двухкомпонентной ядерной энергетики

максимальное использование энергетического потенциала ^{235}U в тепловом реакторе путем регенерации при переработке отработавшего топлива и рециклировании, в том числе с дообогащением с учетом возможностей газодиффузионной очистки от четных изотопов.

Сценарий предполагает постепенный переход на быстрые реакторы, причем ВВЭР работают в открытом ЯТЦ на оксидном урановом топливе, включая дообогащенный регенерированный уран, с переработкой выгружаемого отработавшего топлива, быстрые реакторы — в замкнутом ЯТЦ на смешанном нитридном уран-плутониевом топливе. Переработка отработавшего топлива и рефракция топлива быстрого реактора осуществляются пристанционно в рамках развития промышленных энергокомплексов. Общее потребление природного урана оценено 226 тыс. т, т.е. немного меньше половины оте-

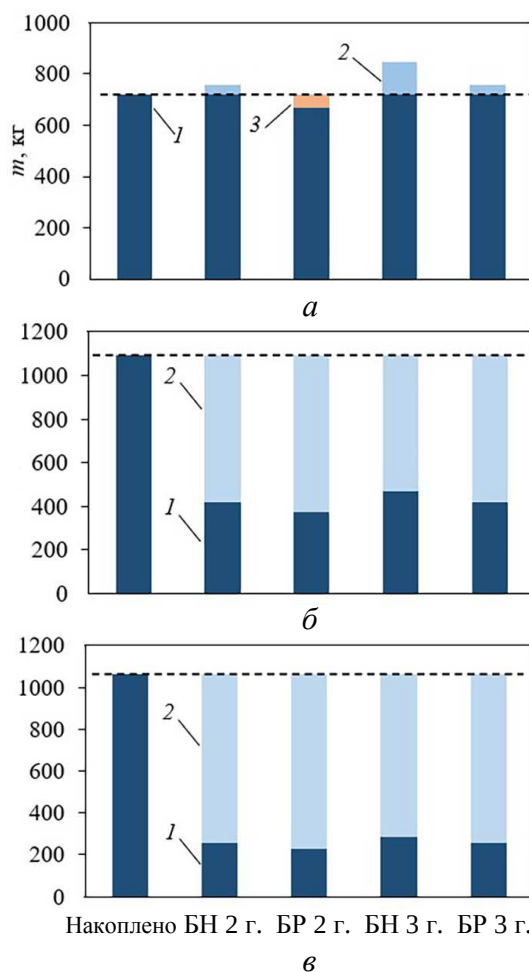


Р и с. 5. Потребление уранового тепловыми (а) и смешанного уран-плутониевого топлива быстрыми реакторами (б): производство регенерированного топлива (1), вторых (2), первых (3) и начальной загрузки (4)

чественных доступных ресурсов. Такой масштаб представляется разумным с точки зрения принципа устойчивого развития.

В принятой схеме несложно связать мощность быстрых реакторов W в системе двухкомпонентной ядерной энергетики с запасами плутония M : $M = (7,3—9,2)W$. При этом следует отметить именно взаимосвязь мощности быстрого реактора, а не числа энергоблоков, так как по завершении эксплуатации одного быстрого реактора оставшееся топливо с учетом КВ ≥ 1 может быть использовано в замещающем его новом реакторе.

По аналогии с базовым можно рассчитать другие варианты. Однако описанная схема замыкания ЯТЦ и соотношение между мощностью быстрых реакторов и запасами плутония позволяют оценивать интегральные параметры ядерной энергетики и ЯТЦ для разных вариантов стратегии. Такие оценки показывают возможность перехода на быстрые реакторы с утилизацией отработавшего ядерного топлива и плутония тепловых реакторов до 2100 г. как для базового варианта, так и варианта с пониженной до 71 ГВт мощностью (рис. 6). Необходимо от-



Р и с. 6. Баланс накопления плутония и его утилизации в быстрых реакторах в базовом сценарии (вариант 5) и при заполнении зоны неопределенности ВВЭР: а, б, в — базовый (вариант 5), базовый, базовый-штрих вариант соответственно; 1, 3 — утилизировано и не утилизировано соответственно; 2 — недостаток плутония

метить, что любое уменьшение доли быстрых реакторов при заданном в базовом сценарии темпе роста установленной мощности АЭС приведет к увеличению потребления природного урана и времени достижения радиационной эквивалентности радиоактивных отходов после переработки отработавшего ядерного топлива. В предельном случае развития системы исключительно за счет ВВЭР потребление урана составит более 700 тыс. т к 2100 г., что превышает экономически обоснованные запасы страны, количество накопленного к этому времени отработавшего топлива достигнет ~ 100 тыс. т тяж. мет.

Исходя из согласования объема переработки отработавшего топлива и потребления плутония в оптимальном сценарии (вариант 5), целесообразно планировать создание завода по перера-

ботке отработавшего топлива тепловых реакторов мощностью ~700 т тяж. мет. в год в 2035 г., производств по регенерации смешанного топлива быстрых реакторов со второй половины 2030-х гг., не включая опытно-демонстрационный энергокомплекс.

Следует отметить важность синхронизации переработки отработавшего топлива и утилизации ее продуктов, поскольку в противном случае переработка, например, отработавшего топлива ВВЭР-440 и хранение выделенного плутония на РТ-1 не только не решают проблему долгоживущих отходов, но и влекут за собой проблемы последующей переочистки плутония и создания специальной установки для этой цели, в условиях отсутствия фракционирования — попадания трансурановых актиноидов в отходы без возможности их выжигания.

Следует также обратить внимание на то, что утилизация плутония в быстром реакторе гарантирует исключение накопления и хранения вторичного отработавшего ядерного топлива, характерного, например, для однократного вовлечения смешанного оксидного уран-плутониевого топлива в тепловой или быстрый реактор. Некоторые специалисты предлагают отложенное решение по отработавшему топливу быстрых реакторов [4]. Отложенная переработка отработавшего топлива быстрого реактора в пользу переработки отработавшего топлива ВВЭР принципиально не меняет баланс плутония, но более затратна из-за необходимости примерно в 15 раз большего объема переработки, а также приводит к накоплению отработавшего топлива быстрых реакторов, т.е., по сути, перемещает проблему накопления отработавшего ядерного топлива от одного типа реакторов к другому [4].

Причиной, определяющей возможность использования быстрых реакторов для многократного рецикла плутония, является относительно слабая чувствительность к изменению его изотопного состава с учетом возможности компенсации массовой долей плутония в топливе. Применительно к быстрому реактору с малым запасом реактивности вопрос использования разного состава плутония стимулировал поиск дополнительных мер для стабилизации запаса реактивности на выгорание топлива.

Утилизация америция и нептуния от переработки отработавшего топлива ВВЭР в быстром реакторе. Необходимость сжигания

не менее 99% нептуния и америция с попаданием в радиоактивные отходы не более 0,1% за один рецикл обоснована в рамках теории радиационной эквивалентности [6]. Теоретически и экспериментально принципиальная возможность трансмутации америция и нептуния в быстрых реакторах на нейтронно-физическом уровне продемонстрирована и не вызывает сомнений [7]. Анализ показал, что наибольший вклад в биологическую опасность вносят плутоний и америций, поэтому выжигание последнего без утилизации плутония не имеет смысла с точки зрения достижения радиационной эквивалентности. В активной зоне энергетических быстрых реакторов снижение радиационной опасности америция достигается только при многократном рецикле, и совместный рецикл с плутонием наиболее предпочтителен. Утилизация нептуния и америция не только не ухудшает безопасность быстрого реактора при разумной концентрации не более 4—5%, но и позволяет минимизировать максимальный запас реактивности на выгорание топлива и снизить опасность реактивных аварий [8, 9].

Обратим внимание на важную роль плутония в двухкомпонентной ядерной энергетике, а также на то, что количество утилизированного плутония определяет установленную мощность быстрого реактора и, как следствие, объем сжигания америция и нептуния на системном уровне.

Для энергетических быстрых реакторов определяющим является технико-экономический аспект, который проявляется в оптимальном использовании смешанного уран-плутониевого топлива с минимальными осложнениями, связанными с вовлечением нептуния и америция в замкнутый ЯТЦ. Сочетание трансмутации нептуния и америция с производством электроэнергии — главное преимущество быстрых реакторов в замкнутом ЯТЦ в концепции проектного направления «Прорыв». Темп утилизации нептуния и америция целесообразно сбалансировать с потреблением плутония в быстром реакторе. В такой сбалансированной схеме утилизации плутония совместно с нептунием и америцием в стартовых загрузках быстрого реактора со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом один реактор мощностью 1250 МВт может утилизировать ~0,93 т америция и ~0,76 т нептуния отработавшего топлива ВВЭР.

Объем утилизируемых трансурановых актиноидов можно увеличить путем их загрузки в течение всего жизненного цикла работы быстрого реактора. Постоянная подпитка америцием и нептунием при эксплуатации быстрого реактора позволяет примерно в 3 раза увеличить потребление америция по сравнению со сбалансированной схемой до ~2,8 т за 60 лет работы или в среднем ~46 кг/год при той же концентрации актиноидов в топливе на уровне ~1,1%. При возможности увеличения доли америция в топливе до 2% быстрый реактор приближается к реакторам-сжигателям с потреблением ~100 кг америция в год, доведя общий объем его утилизации за время эксплуатации до ~6 т.

Расчетные результаты позволяют оценить возможность решения проблемы америция и нептуния на системном уровне в рассмотренных сценариях развития двухкомпонентной ядерной энергетики нашей страны. Приведенные в табл. 3, 4 результаты иллюстрируются рис. 7 путем сравнения ожидаемого накопления с возможностями системы быстрых реакторов различной мощности.

Таблица 3. Оценка накопления и потенциала утилизации Pu, Np и Am от отработавшего топлива теплового реактора в быстром реакторе по сбалансированной схеме при разных сценариях развития ядерной энергетики

Мощность ядерной энергетики: быстрый реактор/ВВЭР	Накопление к 2100 г., т			Утилизация к 2100 г., т		
	Pu	Np	Am	Pu	Np	Am
92: 92/0	720	32	44	720	52	68
71: 71/0	657	32	44	653	40	53
92: 52/40	1092	59	78	469	29	39
71: 31/40	1062	59	78	285	18	23

Таблица 4. Оценка возможностей утилизации америция в различных сценариях развития ядерной энергетики

Мощность ядерной энергетики: быстрый реактор/ВВЭР	Накопление, т	Утилизация в быстрых реакторах за 60 лет, т				
		1,1*	0,6	0,7	1,1	2
92: 92/0	44	68	70	99	203	463
71: 71/0	44	53	54	76	157	357
92: 52/40	76—122**	39	40	56	115	262
71: 31/40	76—138**	23	24	33	68	156

*Для сбалансированной схемы (для сравнения).

**При использовании несбалансированного плутония в ВВЭР.

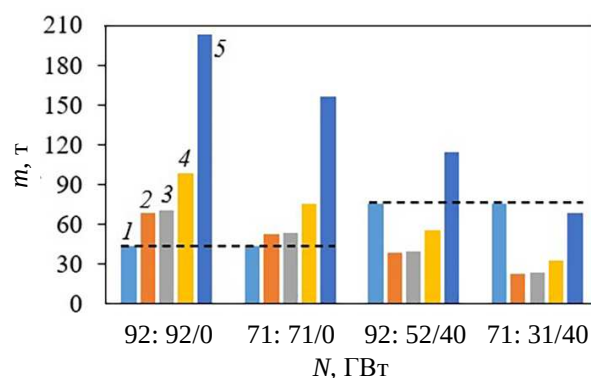


Рис. 7. Накопление в ВВЭР (1) и утилизация 1,1* (2), 0,6 (3), 0,7 (4), 1,1% Am (5) в быстрых реакторах в разных вариантах развития двухкомпонентной ядерной энергетики до 2100 г.

Масштабное внедрение быстрых реакторов в ядерную энергетику в сценариях проектного направления «Прорыв» (вариант 5 стратегии ядерной энергетики) позволяет с запасом 1,2—1,5 раза сбалансированно утилизировать сопутствующие плутонию америций и нептуний из отработавшего топлива тепловых реакторов еще на стадии пуска быстрых реакторов [1].

При работе до конца XXI в. ВВЭР мощностью ~40 ГВт со снижением мощности быстрых реакторов до 52—31 МВт утилизация америция и нептуния возможна в распределенной за жизненный цикл быстрого реактора схеме при концентрации америция 1,1% тяж. ат. Однако в этих сценариях существует несбалансированный остаток плутония, который существенно нивелирует эффект от снижения радиотоксичности долгоживущих радиоактивных продуктов переработки отработавшего топлива ВВЭР. При использовании несбалансированного плутония в ВВЭР накопление америция и нептуния возрастет в 1,6—1,8 раза и приведет к необходимости увеличения концентрации америция до ~2% тяж. ат.

Заключение. Среди возможных сценариев двухкомпонентной ядерной энергетики в рамках границ Стратегии развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспектив на период до 2100 г. оптимальным представляется вариант с максимально широким внедрением быстрых реакторов, сочетающих конкурентоспособные технико-экономические параметры производства электроэнергии с преимуществами в части ядерного топливного цикла.

Численный анализ показывает возможность максимально эффективного использования за-

пасов плутония при переработке отработавшего топлива тепловых реакторов до конца XXI в., достаточных для широкомасштабного развития быстрых реакторов в ядерной энергетике без увеличения КВ (т.е. при КВ ~1) и без использования зон воспроизводства (бланкетов).

Сбалансированная с потреблением плутония стратегия обращения с америцием и нептунием в быстрых реакторах показывает возможность их утилизации в первом поколении быстрых реакторов, введенных до 2100 г., без необходимости использования специализированных реакторов-сжигателей.

Задержка с вводом быстрых реакторов в ядерной энергетике при работе ВВЭР приводит к увеличению потребления природного урана с выходом за пределы его экономически обоснованных запасов в стране, накоплению отработавшего топлива тепловых реакторов, необходимости форсирования сжигания америция и нептуния за счет применения более радиационно опасных топливных композиций, если при этом усложнение топливного цикла не приведет к ухудшению их конкурентоспособности относительно альтернативных источников энергии на электроэнергетическом рынке.

Использование плутония в ВВЭР со снижением потенциала развития быстрых реакторов в подобных сценариях может быть связано только с неудачами в достижении их конкурентоспособных показателей. Однако этому важному и определяющему аспекту, как правило, не придается особое значение.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Стратегия** развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года (одоблено решением Президиума НТС ГК «Росатом» 26 декабря 2018 г.). М., Госкорпорация «Росатом», 2018.
2. **Бабушкин С.В., Васильев Б.А., Васяев А.В. и др.** Реакторные установки с быстрыми реакторами с натриевым теплоносителем для двухкомпонентной ядерной энергетики. — *Атомная энергия*, 2020, т. 129, вып. 1, с. 20—29.
3. **Petrenko A., Maksimov A., Katalovich A.** Current state of development of industrial power complexes with fast neutron reactors. — *Nucl. Engng Design*, 2022, v. 386, p. 111547.
4. **Клинов Д.А., Гулевич А.В., Елисеев В.А. и др.** Возможности облагораживания плутония в БН-800. — *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы*, 2020, вып. 2, с. 15—21.
5. **Муравьев Е.В.** Системные исследования в обоснование стратегии развития ядерной энергетики. М., АО «НИКИЭТ», 2019.
6. **Адамов Е.О., Власкин Г.Н., Лопаткин А.В.** Радиационно-эквивалентное обращение радиоактивных нуклидов в ЯТЦ — эффективная альтернатива отложенному решению проблемы накопления ОЯТ. — *Изв. РАН. Энергетика*, 2015, № 6, с. 15—25.
7. **Власкин Г.Н., Рачков В.И., Хомяков Ю.С.** Нейтронно-физическое обоснование трансмутации Np, Am, Cm. — *Атомная энергия*, 2014, т. 117, вып. 5, с. 262—266.
8. **Egorov A.V., Khomyakov Yu.S., Rachkov V.I. e.a.** Minor actinides transmutation in equilibrium cores of next generation FRs. — *Nucl. Energy Techn.*, 2019, № 5, v. 4, p. 353—359.
9. **Khomyakov Yu.S., Rodina E.A., Shmidt O.V. e.a.** Justification and optimization of FNR transition to the closed fuel cycle mode. — In: 1475 (2020) 012017 IOP Publ. doi: 10.1088/1742-6596/1475/1/012017 IOP Conf. — *J. Phys. Conf. Ser.*, March, 2020.

Поступила в Редакцию 3.11.22

УДК 621.039.542.44

ИССЛЕДОВАНИЕ РАСТВОРИМОСТИ ФТОРИДА ПЛУТОНИЯ В РАСПЛАВЕ LiF—BeF_2 В ОБОСНОВАНИЕ ЖИДКОСОЛЕВОГО РЕАКТОРА ДЛЯ ТРАНСМУТАЦИИ Np, Am, Cm

Белогов М.Н., Дырда Н.Д., Рыкованов Г.Н., Санников И.В., Санникова П.А., Симоненко В.А., Субботин В.Г., Фазылов Р.Р., Хмельницкий Д.В., Шелан В.А., Шульц О.В.
(ФГУП «РФЯЦ — ВНИИТФ им. академ. Е.И. Забабахина», г. Снежинск)

e-mail: m.n.belonogov@vniitf.ru

Одним из способов уменьшения в долгосрочной перспективе активности отходов ВВЭР является извлечение и трансмутация содержащихся в отработавшем ядерном топливе Np, Am, Cm ($\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$). Под трансмутацией понимает-

ся перевод $\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$ и образующихся из них в результате нейтронного облучения и радиоактивного распада других актиноидов в продукты деления. В настоящее время рассматривается возможность трансмутации $\text{MA}_{\text{ОЯТ}}$ как в быстрых