

НАУЧНЫЕ И ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ВОПРОСЫ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

© 2025 г. Г.Н. Рыкованов^{а,*}

^аРоссийский федеральный ядерный центр — Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики им. Е.Н. Забабахина, Снежинск, Россия

*E-mail: g.n.rykovanov@vniitf.ru

Поступила в редакцию 11.02.2025 г.

После доработки 12.02.2025 г.

Принята к публикации 17.03.2025 г.

Ядерная энергетика — локомотив развития науки и широкого спектра промышленных и технологических сегментов экономики России. Работы, запланированные в национальном проекте “Новые атомные и энергетические технологии”, сделают нашу страну лидером в таких областях, как создание атомных реакторов большой и малой мощности, технологии замыкания топливного цикла, переработки и захоронения отработанного ядерного топлива, изучение свойств материалов при радиационном воздействии, а также термоядерные исследования.

Ключевые слова: атомная энергетика, двухкомпонентная атомная энергетика, отработанное ядерное топливо, реакторы, национальный проект “Новые атомные и энергетические технологии”.

DOI: 10.31857/S0869587325040033, **EDN:** EEQVVD

Прежде чем говорить о направлениях работ Росатома в области новых энергетических технологий и вытекающих отсюда научных и технологических задачах, кратко остановимся на целесообразности развития атомной энергетики. В её истории произошёл ряд трагических событий, связанных с разрушением реакторов в аварийных ситуациях¹, кроме того, есть нерешённые вопросы, касающиеся накопленного отработанного ядерного топлива (ОЯТ) (более 250 тыс. т) и обращения с высокоактивными отходами переработки топлива (ВАО). По этой причине в мире наблюдается снижение доли атомной энергетики с 18% в 1990-е годы до 9%

в настоящее время, что обусловлено падением интереса к ней в США и Европе.

Есть три основные причины, позволяющие считать необходимым расширение работ в данной области (три-Э). Первая — *энергетическая*. В таблице 1 приведены показатели энергии, запасённой в различных видах ископаемого топлива. Для нынешней структуры атомной энергетики с преобладанием реакторов на тепловых нейтронах ресурсы ^{235}U ограничены и уступают традиционным углю, нефти и газу. Вовлечение ^{238}U в топливный цикл при переходе на реакторы на быстрых нейтронах резко меняет ситуацию. В обзорах и исследованиях по энергетике отмечается, что угля человечеству хватит примерно на 350–400 лет. Вовлечение ^{238}U в производство энергии увеличит эти цифры в 14 раз (1400–4000 лет). Замкнутый ядерный топливный цикл на базе быстрых реакторов за счёт ^{238}U решит проблему топливных ресурсов, увеличивая их используемую базу примерно в 150 раз и выводя атомную энергетику на приоритетную позицию в общем энергобалансе.

Вторая причина — *экологическая*. В настоящее время атомная энергетика отнесена к углеродно-

¹ Аварии на АЭС “Три-Майл-Айленд” в 1979 г., на Чернобыльской АЭС в 1986 г., на АЭС “Фукусима-1” в 2011 г.



РЫКОВАНОВ Георгий Николаевич — академик РАН, научный руководитель РФЯЦ–ВНИИТФ.

Таблица 1. Энергоёмкость природных ресурсов, %

Природный ресурс	Без учёта ²³⁸ U, открытый ядерный топливный цикл, тепловой реактор	С учётом ²³⁸ U, замкнутый ядерный топливный цикл, реактор на быстрых нейтронах
Уголь	52	8
Нефть	22	3
Газ	20	3
Уран	6 (на базе ²³⁵ U)	86 (на базе ²³⁸ U)

нейтральному типу электрогенерации. Параллельно бурно развиваются такие направления электрогенерации без выброса парниковых газов, как солнечная и ветрогенерация. К их недостаткам можно отнести большие материальные затраты и занимаемую площадь. Для сравнения, ресурсоёмкость технологий (бетон, стекло, металлы, сплавы) для возведения офшорных (морских) ветряных электростанций (ВЭС) составляет 14685 т/ТВт·ч, ГЭС – 14042 т/ТВт·ч, наземных ВЭМ – 9866 т/ТВт·ч, фотоэлектрических преобразователей – 5355 т/ТВт·ч, АЭС – 3299 т/ТВт·ч. Что касается площадей, то АЭС мощностью 1 ГВт занимает 30 га, солнечные и ветростанции той же мощности – примерно в 100 и 1000 раз больше соответственно. Солнце и ветер, бесспорно, внесут свой вклад в общий объём электрогенерации, но доминировать в условиях российского климата не будут.

Согласно исследованиям Гарвардского и Бирмингемского университетов (2021), ежегодно от последствий сжигания ископаемого топлива и загрязнения атмосферного воздуха погибают 8.7 млн человек. Если касательно изменения климатической ситуации из-за выбросов парниковых газов существуют различные точки зрения, то влияние загрязнения окружающей среды на здоровье человека не подвергается сомнению.

Третья причина, *экономическая*, связана с наличием зарубежного высокотехнологического рынка строительства АЭС (рис. 1). До 2050 г. в дружественных России странах ввод АЭС в эксплуатацию, по самым скромным прогнозам, составит от 190 до 320 ГВт (стоимость одного энергоблока ~ 5 млрд долл., то есть в совокупности порядка 1–1.6 трлн долл.). Усиливается конкуренция на рынке зарубежного строительства, к США и Франции присоединились Китай и Южная Корея. Решающую роль будут играть новизна технических решений, направленных на повышение эффективности и безопасности АЭС, и обращение с ОЯТ. Все технические решения должны быть предварительно проверены на практике. Это и есть основная научная, технологическая и практическая задача Росатома в области энергетики.

В 2018 г. госкорпорация приняла стратегию развития атомной энергетики до 2100 г., которая подразумевает функционирование двухкомпонентной атомной энергетики с использованием двух типов реакторов (на тепловых и быстрых нейтронах) и реализацией замкнутого топливного цикла. Цель – создание ядерно-энергетической системы 4-го поколения, отвечающей требованиям повышенной безопасности, высокой экономичности, неограниченности ресурсов и минимизации отхо-

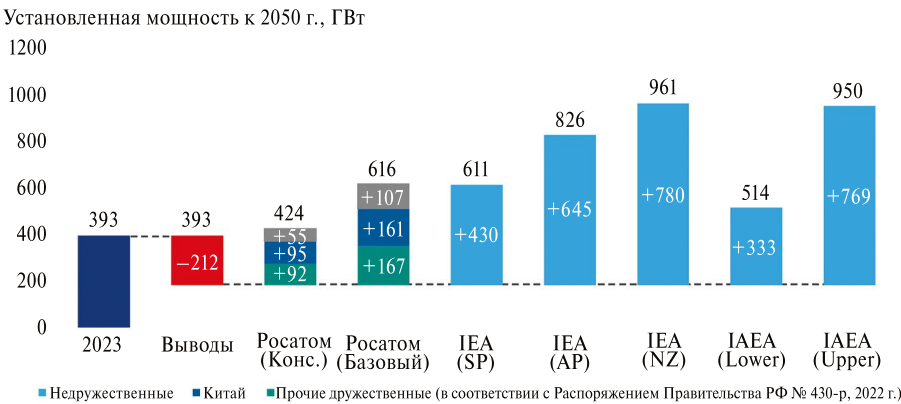


Рис. 1. Прогноз рынка строительства АЭС в мире

дов. Логика наличия двух типов реакторов связана с меньшей (в настоящее время) стоимостью электроэнергетики на тепловых реакторах. Определяющий элемент стратегии — реакторы на быстрых нейтронах, позволяющие вовлечь ^{238}U в топливный цикл, что переводит атомную энергетику, по сути, в разряд возобновляемых источников энергии. Рециклирование U, Pu и MA (^{237}Np , ^{241}Am , ^{244}Cm) в топливе реакторов позволяет снизить объём отработанного ядерного топлива и даёт надежду на безопасное захоронение радиоактивных отходов его переработки.

В рамках национального проекта “Новые атомные и энергетические технологии” в период 2025–2035 гг. планируется развивать технологии водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР) и реакторов на быстрых нейтронах (РБН). Это этап проверки технической состоятельности и становления новой атомной энергетики. После 2035 г. начнётся постепенное замещение действующих АЭС России энергоблоками повышенной безопасности и эффективности обоих типов с целью завершения формирования к 2100 г. двухкомпонентной ядерной энергетики с замкнутым ядерным топливным циклом.

Одна из составляющих двухкомпонентной энергетики базируется на технологии реакторов с водой под давлением с тепловым спектром нейтронов. Доля таких реакторов в мире приближается к 90%. В России это реакторы типа ВВЭР, которые планируется усовершенствовать до возможности 100%-ной загрузки U–Pu топливом с повышением безопасности, коэффициента воспроизводства топлива (делящихся материалов) с 0.3 до 0.7. Запуск головного блока ВВЭР-С на базе Кольской АЭС-2 запланирован на 2035 г. В настоящее время ведутся испытания элементов двухкомпонентной ядерной энергетики на действующем реакторе на быстрых нейтронах БН-800. В 2024 г. началось изучение работы реактора при 100%-ной загрузке U–Pu топливом. Следующий шаг — выявление особенностей, возникающих при радиохимической переработке ОЯТ. В активную зону также загружены несколько тепловыделяющих элементов с топливом, содержащим ^{241}Am . До 2035 г. мы надеемся накопить экспериментальную информацию об эффективности трансмутации минорных актинидов (то есть их перевода в осколки деления или менее опасные радиоактивные элементы в $\text{p}\gamma$ -, $\text{p}\alpha$ - и $\text{n}2\text{n}$ -реакциях).

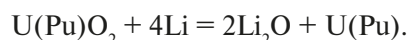
Краеугольным камнем экспериментального обоснования стратегии выступает строительство АЭС на базе реактора БРЕСТ-300 (АО “Сибирский химический комбинат”, Томск). Эта разработка станет прообразом промышленно-энергетического комплекса (ПЭК) нового типа, который будет включать:

- атомные энергетические блоки, генерирующие электроэнергию;
- завод по изготовлению ядерного топлива, включающий необходимость перевозки делящихся материалов по стране;

- радиохимический комплекс переработки ОЯТ, исключаяющий его транспортировку на большие расстояния (сейчас — в Челябинскую область и Красноярский край).

К 2028 г. будут запущены модуль фабрикации топлива и реактор. Понятно, что за три года до запуска не должно оставаться научных и технологических вопросов по реакторной установке. Как в случае любой новой сложной технической системы, они могут появиться в процессе эксплуатации. Результаты строительства и эксплуатации ПЭК позволят на практике оценить экономичность ядерно-энергетического комплекса 4-го поколения.

Минимизация отходов обусловлена технологией переработки отработанного ядерного топлива. Во всём мире на заводах по переработке ОЯТ применяется гидрометаллургическая технология (пирех-процесс), основы которой были заложены ещё в 1940-х годах. Для растворения топлива используются кислоты и органические растворители, которые разлагаются при высоком уровне радиации. Для модуля переработки топлива реактора БРЕСТ с участием Института высокотемпературной электрохимии УрО РАН разрабатывается пирохимическая технология — электролиз в расплаве соли LiCl (рис. 2):



Отказ от воды и органических растворителей позволяет работать с высокоактивным ОЯТ и сокращает время его нахождения в бассейне предварительной выдержки с 7 лет до 1 года. Таким образом сокращается объём ядерного топлива в обороте. На данный момент получены следующие результаты: степень извлечения U — 99.7%, степень очистки по благородным, щелочным и щёлочноземельным элементам — 10^{-5} , по редкоземельным элементам — 10^{-4} . Отметим, что штатные U и Pu имеют чистоту на уровне 10^{-6} , что на 1–2 порядка выше достигнутой. Запуск модуля переработки БРЕСТА планируется в 2030 г. Времени на разработку альтернативных технологий нет. Из-за несовершенства пиротехнологии придётся применять комбинированную (пиро + гидро) технологию. Поэтому основная задача до 2030 г. — улучшение пиротехнологии с повышением степени извлечения делящихся материалов и снижением количества примесей.

К 2045–2050 гг. будет построен новый завод по переработке накопленного отработанного ядерного топлива водо-водяных энергетических реакторов и реакторов канального типа большой мощности. Скорее всего, здесь тоже будет некий симбиоз гидрометаллургии и пирохимии, где есть рабочее тело (растворы или расплавы), которое в конечном счёте тоже превращается в радиоактивные отходы. Ещё есть время, чтобы предложить и проверить альтернативные технологии переработки. Может

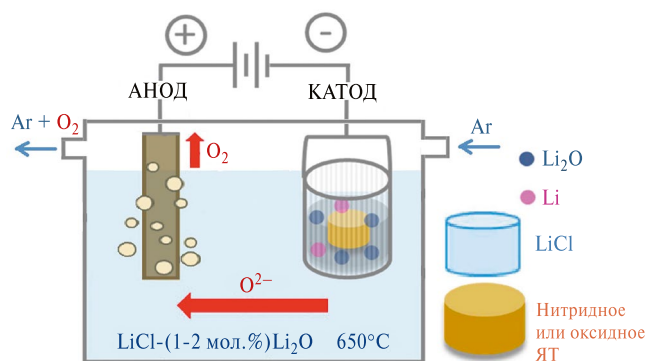


Рис. 2. Пирохимическая технология переработки ОЯТ

быть, плазменная технология обращения с ОЯТ, где рабочим телом является электромагнитное поле, окажется эффективной? Работы по этому направлению стартовали в Объединённом институте высоких температур РАН.

Гидрометаллургическая технология переработки (ригх-процесс) была создана для выделения Рн, который шёл на производство ядерного оружия, и U, который возвращался в топливо реактора. Всё остальное — радиоактивные продукты деления и трансурановые элементы (высокоактивные отходы, ВАО) — в существующей технологии помещаются в матрицу из стекла и хранятся в таком виде. Проблема, которая пока далека от окончательного решения, заключается в захоронении ВАО после переработки отработанного ядерного топлива. В этом плане наиболее привлекательна, с точки зрения готовности технологий и величины финансовых и материальных затрат, предложенная Институтом проблем безопасного развития атомной энергетики РАН идея радиационно-миграционного захоронения ВАО. Этот способ предполагает создание дополнительных барьеров, ограничивающих миграцию нуклидов. Такое решение подсказано самой природой. На рисунке 3, а схематично изображён окружённый глиной урановый рудный массив в одном из месторождений в Канаде. Радиационных проявлений в окрестности рудника обнаружено не было. Для изучения вопросов обращения с высокоактивными отходами к 2035 г. планируется завершить строительство подземной исследовательской лаборатории на глубине около 500 м в Канском гранитном массиве в Красноярском крае (рис. 3, б, в). Металлические контейнеры с отходами будут размещены в вертикальных скважинах и дополнительно изолированы слоем бентонитовой глины.

Проведено расчётное моделирование миграции нуклидов при условии разрушения защитных металлических контейнеров в интервале 1–3 тыс. лет. Учитывались индивидуальная способность к выщелачиванию нуклидов из стеклянной матрицы, диффузионный перенос с учётом сорбции и пределов

растворимости радиоактивных соединений через бентонитовый барьер, наличие водной фильтрации через горизонтальные и вертикальные трещины в гранитном массиве, поступление радионуклидов с питьевой водой, растительным и мясным рационом питания. Время появления радионуклидов на дневной поверхности — от 1 тыс. до 1 млн лет. Важно, что превышений допустимой годовой дозы для населения не отмечено. Результаты расчётного моделирования зависят от таких малоизученных параметров, как, например, фактическое состояние гранитного массива, изменение состояния алюмофосфатного стекла под воздействием радиации. Поэтому программу исследований по этому вопросу, включая экспериментальные работы, следует продолжить, не дожидаясь завершения строительства подземной лаборатории.

Ряд специалистов, в первую очередь из Росатома, обращают внимание на то, что ни одна страна пока не получила разрешение на захоронение ОЯТ или ВАО. Предвидя такое развитие событий, следует предложить способы резкого снижения объёмов высокоактивных отходов или полного их исключения. В качестве решения предлагается идеология радиологической эквивалентности, где сравниваются потенциальная биологическая опасность для человека захораниваемых продуктов переработки ОЯТ и природного урана, потраченного на изготовление ядерного топлива. Для этого рассматриваются различные варианты фракционирования ВАО (табл. 2). Предстоит выполнить большой объём работ как по радиохимии, так и по выработке концепции окончательного обращения с ВАО. Росатом здесь — в некотором смысле заинтересованная структура. Поэтому окончательные рекомендации остаются за академическим сообществом, а именно, специалистами по геологии, радиохимии, медицине, сельскому хозяйству, способными обосновать негативное воздействие ОЯТ и ВАО на человека и окружающую среду.

Одна из проблем реакторов с водяным охлаждением типа ВВЭР — низкий КПД. Для угольной генерации он сейчас близок к 50%, для ВВЭР ~ 36%. Причина кроется в проблеме реализации режима сверхкритического давления на блоке ВВЭР из-за существенно больших тепловых потоков. Как видно из графика (рис. 4), в экспериментах при повышении уровня теплового потока наблюдается локальный перегрев тепловыделяющих элементов, который в конечном счёте приводит к разгерметизации уранового топлива и выходу радиоактивных продуктов деления в первый контур. Физика возникновения режима с ухудшенной теплоотдачей не вполне ясна. Сейчас этот вопрос изучается в рамках программы МАГАТЭ G-4. С 2022 г. российские учёные не имеют доступа к результатам этой программы, поэтому необходимо расширить круг отечественных специалистов, занимающихся данной проблемой. В качестве начальной экспериментальной базы

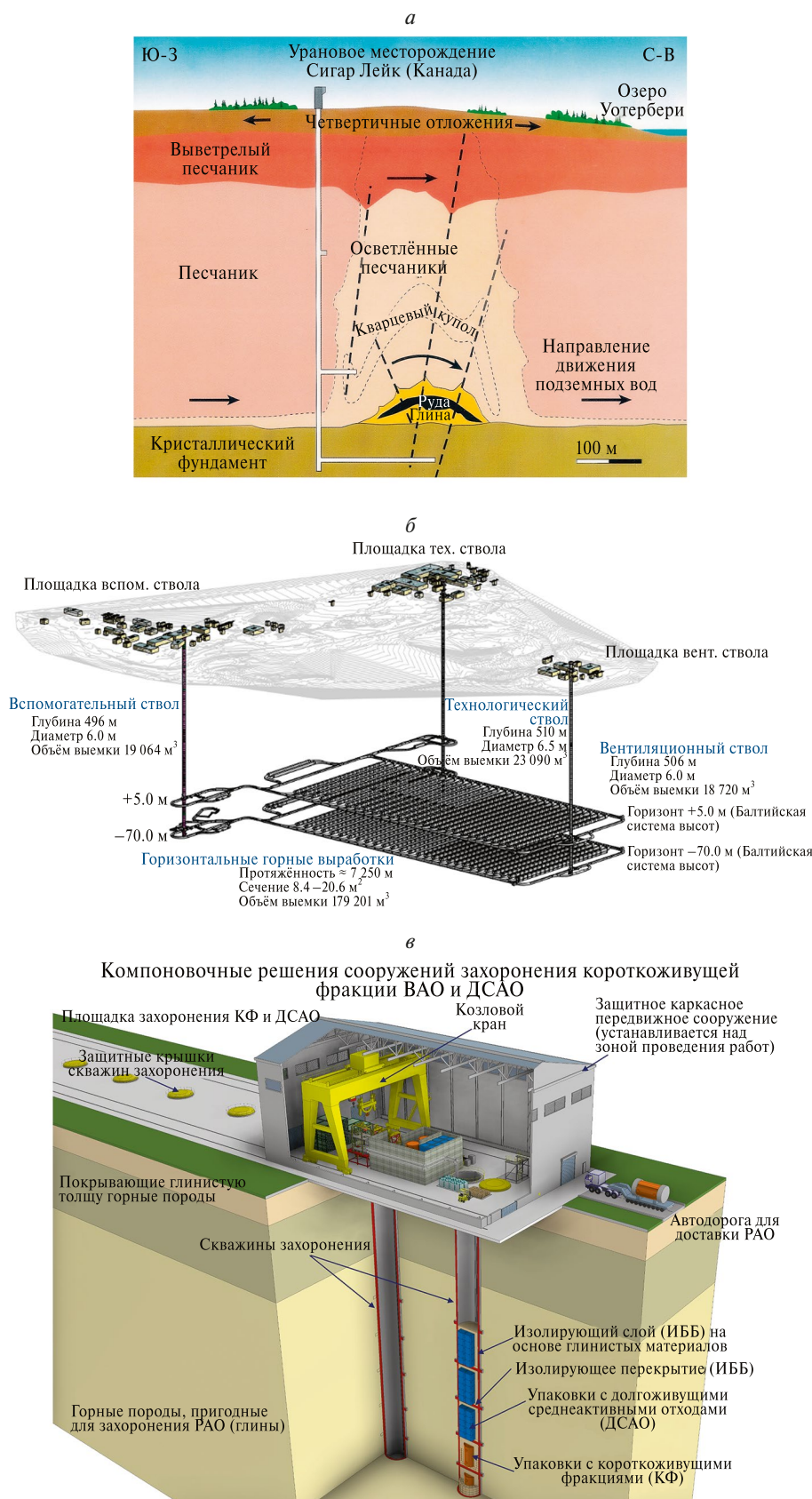


Рис. 3. Схема расположения уранового рудника в Канаде (*а*) и российский проект подземной исследовательской лаборатории (*б, в*)

Таблица 2. Сценарии фракционирования ВАО

Сценарий	Состояние исследований	Преимущества
Выделение фракции трансурановых элементов (Np, Am и Cm)	Экспериментально показана технологическая осуществимость	Вариант выделения и дожигания фракции трансурановых элементов даёт сравнимые величины потенциальной биологической опасности через 300 лет после переработки ОЯТ с затраченным на производство топлива АЭС ураном
Выделение “короткоживущей фракции” (¹³⁷ Cs + ⁹⁰ Sr)	Экспериментально показана технологическая осуществимость	Через 150–300 лет контролируемого хранения “короткоживущая фракция” ВАО переходит в разряд среднеактивных отходов, технологии захоронения которых отработаны
Глубокое фракционирование, выделение других групп продуктов деления	Экспериментальные исследования не проводились	Максимальное сокращение радиоактивных отходов для глубинного захоронения

может послужить стенд, созданный в Курчатовском институте. Переход на режим сверхкритического давления позволит снизить стоимость 1 КВт·ч электроэнергии, в том числе за счёт уменьшения капитальных затрат.

Свойства материалов для атомной энергетики должны слабо изменяться под действием радиации. Многократное смещение атомов в кристаллической решётке под воздействием нейтронов приводит к набуханию материала, потере пластичности и прочности. Применению материалов в конструкции реактора предшествуют длительные исследования их свойств на образцах, которые размещаются в активной зоне реактора. Из графика на рисунке 5 видно, как много материалов было изучено, прежде чем для оболочек тепловыделяющих элементов реактора на быстрых нейтронах была выбрана аустенитная сталь ЧС-68. Формально на каждый образец необходимо затратить примерно 8 лет (5 лет облучения в реакторе до 100 СНА (параметр повреждающей дозы), 2 года вне реакторной выдержки, 1 год на изучение свойств). Задача повышения уровня выгорания топлива требует выхода на уровень облучения примерно в 1.5 раза больше. Это уже 12 лет. Что же делать? В экспериментах была продемонстрирова-

на близость повреждения кристаллической решётки нейтронами и ионами. Переход на облучение протонами и ионами уменьшает продолжительность исследований радиационной стойкости материалов с 12 лет до 1 года. Однако есть нюанс, связанный с различным пробегом заряженных частиц и нейтронов:

- область изменения свойств при воздействии заряженными частицами составляет 2–100 мкм (в реакторе на всю толщину и длину образца);
- размеры образцов для материаловедческих исследований ещё меньше.

Любой материал для технического устройства должен быть сертифицирован, то есть примене-

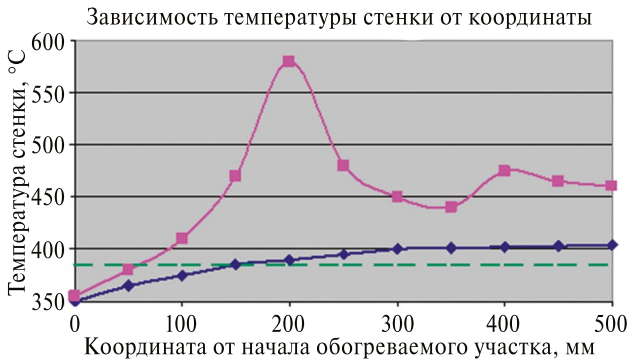


Рис. 4. Проблема КПД реакторных систем

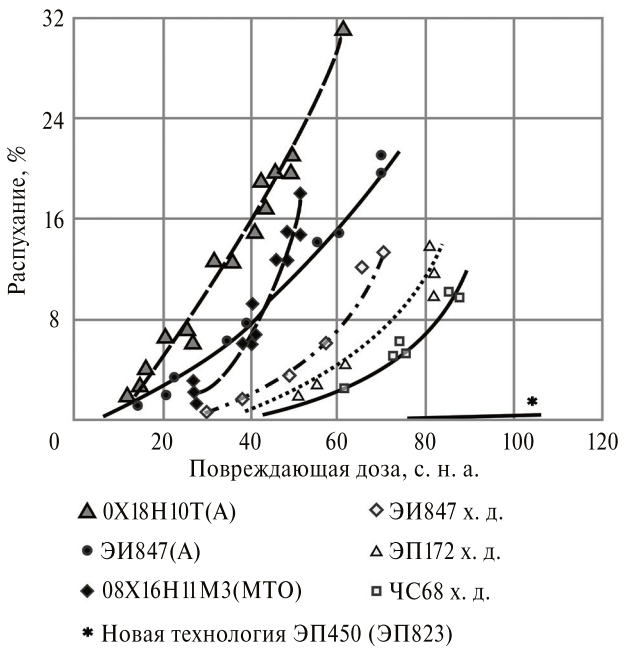


Рис. 5. Испытания сталей при радиационном воздействии

ние заряженных частиц предполагает обоснование и утверждение соответствующих методик. Другими словами, от демонстрации схожести поведения материалов при воздействии нейтронов и заряженных частиц до узаконенного применения такого подхода в изучении свойств материалов предстоит ещё длинный путь. В этих вопросах мы надеемся на помощь институтов, объединённых секцией ядерной физики Отделения физических наук РАН, материаловедческих институтов РАН и структур Курчатовского института.

Если мы хотим перейти на микроуровень при экспериментальном обосновании свойств материалов, вполне естественно поставить вопрос о физическом обосновании такого подхода. Инструмент для этого — компьютерное моделирование свойств материалов — находится в стадии разработки. Квантомеханические расчёты потенциалов взаимодействия в приближении функционала плотности дополняются молекулярным моделированием свойств материалов. Такой подход открывает возможность построения многомасштабной модели вещества полностью “из первых принципов”, без опоры на экспериментальные данные и использование эмпирических параметров. К настоящему времени удалось достаточно хорошо описать свойства деформируемых материалов. На рисунке 6 представлены экспериментальная и расчётная фазовые диаграммы урана, изменения предела текучести R_p при старении. Подобный перспективный подход к многокомпонентным сталям будет развиваться по мере роста вычислительных мощностей.

Некоторое время весь мир обсуждал перспективы и планы перехода на водородную энергетику. В Росатоме по этому вопросу был подготовлен и проведён с участием Российской академии наук президиум НТС, по итогам которого были сделаны следующие выводы:

- водород не является перспективным материалом для масштабной энергетики;
- водород — необходимый элемент в химической промышленности, нефтепереработке, металлургии;
- основная доля водорода производится методом паровой конверсии метана при температуре порядка 800°C; разработанный в предыдущие годы высокотемпературный, охлаждаемый гелием реактор обладает приемлемыми для паровой конверсии метана характеристиками.

Применение высокотемпературного газоохлаждаемого ядерного реактора (ВТГР) для паровой конверсии метана позволят полностью отказаться от расхода метана на нагрев, тем самым сократить его расход на производство водорода почти вдвое. Специалисты Росатома и Института нефтехимического синтеза им. А.В. Топчиева РАН совместно изучают это направление с 2019 г. В период 2019–2024 гг. были созданы экспериментальная установка производ-

ства водорода, запущенная в 2021 г., и опытно-демонстрационная установка производительностью 100 т водорода в год, запуск которой планируется в первом полугодии 2025 г. Поскольку практически всё оборудование для производства водорода, используемое в России, поступает из-за рубежа, разработка отечественных аналогов приобретает особую актуальность и может стать самостоятельным направлением. Завершение разработки конструкторской документации на ВТГР запланировано на 2028 г. Инновационные исследования по водородной тематике направлены на достижение технологического лидерства нашей страны и заслуживают включения в упомянутый ранее национальный проект.

Ещё одно важное направление — атомные станции малой мощности (АСММ). Доля АЭС в системе генерации электроэнергии за Уральскими горами не превышает 2%, в то время как в Центральном, Средневолжском, Южном и Северо-Западном федеральных округах она достигает 35%. В Институте энергетических исследований РАН проведён анализ мощностей генерации, необходимых для населённых пунктов регионов Дальнего Востока. В силу высокого удельного энерговыделения ядерная электрогенерация оправдана, начиная с 10 МВт. Это примерно 3% энергосистем населённых пунктов в Якутии, Хабаровском крае, Магаданской области и на Чукотке. Ситуация в этих регионах изменяется в сторону больших мощностей с учётом потребления электроэнергии строящимися (или планируемыми к строительству) предприятиями и масштабного развития электросети.

В национальный проект включена АСММ на базе реактора Шельф-М, которая предназначена для обеспечения теплом и электроэнергией небольших поселений и промышленных объектов. Пуск энергоблока на месторождении Совиное (Чукотка) запланирован на 2030 г. Характеристики станции: водо-водяной реактор под давлением, тепловая мощность 28–35 МВт, электрическая мощность — до 10 МВт, кампания а.з. реактора² — до 80 тыс. эффективных часов, периодичность перегрузки 8–10 лет, масса энергокапсулы — 350–400 т. Особенность этой установки заключается в возможности её заводского изготовления с последующей транспортировкой целиком или крупными модулями и сборкой на месте эксплуатации.

В национальный проект также включена автономная станция теплоснабжения (АСТ) на базе реакторной установки “Елена” тепловой мощностью 7 МВт. Она предназначена для северных территорий нашей страны, способна работать без перегрузки топлива в течение 40 лет и исключает аварии, связанные с потерей теплоотвода. Всё это переводит АСТ в разряд малообслуживаемых станций (рис. 7).

² Кампания а.з. реактора — время работы реактора на номинальной мощности без перегрузки (перемещения) топлива.

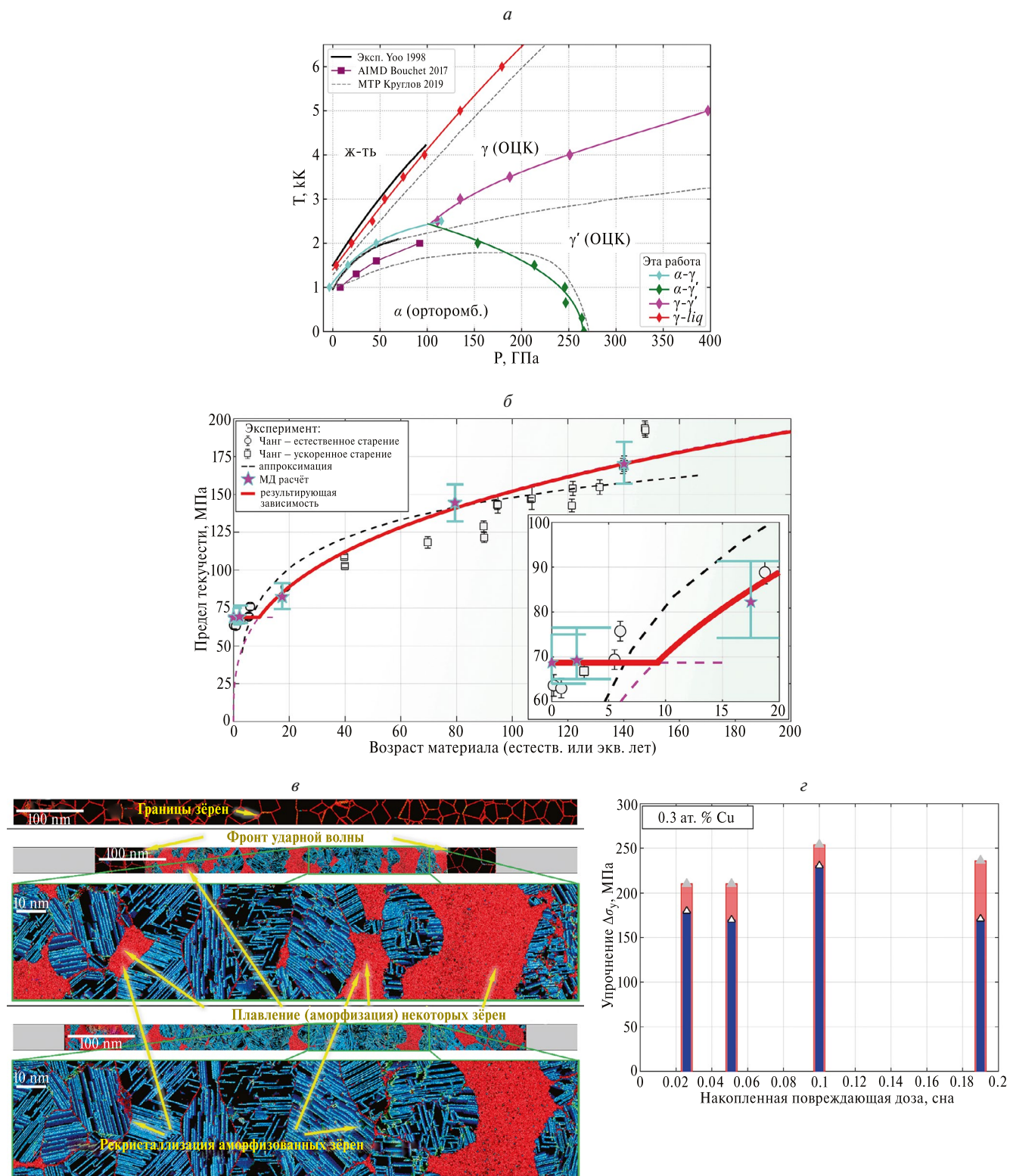


Рис. 6. Результаты компьютерного моделирования свойств материалов

а — фазовая диаграмма урана, согласно расчётам методом квантовой молекулярной динамики с использованием машинно-обученных потенциалов; *б* — старение плутония, изменение предела текучести сплава плутония с галлием со временем (красная кривая — расчёт ВНИИТФ, черные символы — экспериментальные данные по ускоренному старению); *в* — моделирование пластической деформации бериллия в сильных ударных волнах; *г* — упрочнение модельной перлитной стали при нейтронном облучении (синие столбики — расчёт ВНИИТФ, красные — эксперимент)



Рис. 7. Проект автономной станции теплоснабжения “Елена”

Как известно, российские учёные вносят огромный интеллектуальный и материальный вклад в реализацию международного проекта установки с магнитным удержанием плазмы ИТЭР. В рамках национального проекта “Новые атомные и энергетические технологии” планируется разработать отечественную установку — Токамак с реакторными технологиями (ТРТ). В 2023–2024 гг. был составлен

эскизный проект, а также созданы элементы инфраструктуры и базовых технологических систем. Реализация технического проекта будет осуществляться в 2025–2026 гг., изготовление основных систем — в 2026–2034, а физический пуск — в 2035 г. Токамак будет оборудован:

- инновационной электромагнитной системой из высокотемпературных сверхпроводников;
- уникальной литиевой защитой первой стенки;
- инновационной системой мегаваттных инжекторов;
- мегаваттными гиротронами с параметрами выше мировых;
- технологией гибридного blankets.

Совместные разработки ГК “Росатом”, Российской академии наук и НИЦ “Курчатовский институт”, объединённые в национальном проекте “Новые атомные и энергетические технологии”, выдвинут Россию на лидирующие позиции в области атомных реакторов большой и малой мощности, замыкания топливного цикла, переработки и захоронения отработанного ядерного топлива, термоядерной энергетики, в исследовании свойств материалов при радиационном воздействии.

SCIENTIFIC AND TECHNOLOGICAL ISSUES OF NUCLEAR ENERGY

G.N. Rykovanov^{a,*}

^aE.N. Zababakhin All-Russian Scientific Research Institute of Technical Physics, Snezhinsk, Russia

**E-mail: g.n.rykovanov@vniitf.ru*

Nuclear energy is the engine of the development of science and a wide range of industrial and technological segments of the Russian economy. The work planned in the national project “New Atomic and Energy Technologies” will make our country a leader in such areas as the creation of high and low-power nuclear reactors, fuel cycle closure technologies, reprocessing and burial of spent nuclear fuel, studying the properties of materials under radiation exposure, as well as thermonuclear research.

Keywords: nuclear power engineering, two-component nuclear power engineering, spent nuclear fuel, reactors, national project “New Atomic and Energy Technologies”.