

ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ПРЕИМУЩЕСТВА ПУСКА ВНУТРЕННЕ БЕЗОПАСНЫХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ЗАМКНУТЫМ ТОПЛИВНЫМ ЦИКЛОМ НА ОБОГАЩЕННОМ УРАНЕ

М.А. Орлов

ООО «ОРЛАН»,

119234, Москва, Ленинские горы, д. 1, ООО «Научный парк МГУ»



Обосновываются экономические преимущества использования в стартовых загрузках внутренне безопасных быстрых реакторов (БР) с замкнутым топливным циклом обогащенного урана вместо уран-плутониевого регенерата, получаемого посредством переработки отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов. Обоснования приводятся с учетом как предварительно проведенных базовыми предприятиями АО «ТВЭЛ» и АО «СХК» технико-экономических оценок, так и выполненных в Частном учреждении ИТЦП «Прорыв» нейтронно-физических и системно-экономических исследований. Показано, что пуск быстрого реактора на обогащенном уране вместо уран-плутониевого топлива при учете затрат на предварительную переработку ОЯТ тепловых реакторов позволяет достичь существенного экономического выигрыша на этапе сооружения и ввода АЭС в эксплуатацию. Показано, что уже при умеренно высоких значениях коэффициента дисконтирования урановый старт быстрого реактора с замкнутым топливным циклом является экономически предпочтительным в сравнении с вариантом пуска на уран-плутониевом топливе с позиций тарифа безубыточности.

Ключевые слова: внутренне безопасный быстрый реактор, пуск на обогащенном уране, приведенная стоимость электроэнергии, экономика.

Орлов М.А. Экономические преимущества пуска внутренне безопасных быстрых реакторов с замкнутым топливным циклом на обогащенном уране. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 1. – С. 05-18. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.1.01> .

ВВЕДЕНИЕ

С начала XX в. развивающийся мир стремится существенно повысить уровень потребления электроэнергии на душу населения. Но развитие традиционных источников электроэнергии принципиальным образом ограничивается в силу истощения топливных ресурсов и сопряжено с масштабными выбросами продуктов сгорания углеводородов, что снижает потенциал традиционной генерации на фоне ядерной энергетики (ЯЭ), сырьевая база которой в случае развертывания реакторного парка на основе ресурсосберегающих быстрых ядерных реакторов (ЯР) становится практически неисчерпаемой. Известно, что тепловые реакторы (ТР), на базе которых ввиду ошибки в исходной постановке задачи исторически развивалась ядерная генерация, не обладают потенциалом для решения всей совокупности встающих в масштабах энергетики проблем (экономика,

© *М.А. Орлов, 2023*

безопасность, полное использование урана, нераспространение, отходы).

Технические решения быстрых реакторов изначально и в ходе всего процесса их эволюционирования были нацелены на достижение высоких темпов бридинга плутония (за счет форсирования коэффициента воспроизводства (КВ) и энергонапряженности), что пагубно отражается на безопасных и экономических показателях ЯР. Требования высокого бридинга были обусловлены выбранным способом пуска быстрых реакторов – на плутонии из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) ТР; в противном случае было бы невозможно развить на базе БР широкомасштабную ЯЭ с темпами, к достижению которых стремится развивающийся мир в XX – XXI вв. и далее. (Заметим, что в ОЯТ получивших наибольшее распространение в мире легководных реакторов содержится около 1% Pu.)

Активная зона (а.з.) сооружаемого на площадке АО «СХК» пилотного опытно-демонстрационного быстрого реактора «БРЕСТ» характеризуется умеренными КВ и энергонапряженностью. Это позволило за счет заложенных в его конструкции природных качеств и закономерностей (в первую очередь – отрицательных обратных связей по мощности реактора, а также температуре топлива и теплоносителя) обеспечить его повышенный иммунитет к тяжелым авариям [1]. Вследствие этого такие реакторы оправданно называть природоподобными (имеется в виду, что атомная энергетика характеризуется наименьшим среди прочих видов генерации энергии углеродным следом на полном жизненном цикле), или реакторами естественной безопасности. Под природоподобием подразумевается также наличие замкнутого ядерного топливного цикла, исключающего накопление огромных объемов радиоактивных отходов (РАО), в природе отсутствующих и на протяжении всей истории развития атомной энергетике считавшихся ее главной нерешенной проблемой.

Россия является признанным мировым лидером в сфере быстрых реакторных технологий (в частности, именно здесь функционируют единственные на планете промышленные быстрые ЯР БН-600 и БН-800). В мире существуют несколько центров исследований свинцовоохлаждаемых быстрых реакторов [2]. К примеру в Румынии планируется сооружение реактора на быстрых нейтронах ALFRED [3, 4], однако в его активной зоне предполагается использовать смешанное оксидное топливо, заметно менее плотное и теплопроводное в сравнении с принятым в БРЕСТ-ОД-300 мононитридом, что не позволяет обеспечить малый выбег реактивности по микроампанию и достичь уровня безопасности, внутренне присущей разрабатываемому проектным направлением «Прорыв» отечественному реактору. В Бельгии планируется ввод в эксплуатацию многоцелевого гибридного исследовательского реактора для высокотехнологичных применений MYRRHA с внешним ускорительным источником нейтронов [5, 6]. Однако в нем, в частности, наряду с оксидным топливом применяется свинцово-висмутовый теплоноситель. Нейтронное облучение ^{210}Bi приводит к возникновению радиотоксичного полония-210 с высокоэнергетическим α -излучением. Также оксидное урановое топливо и свинцово-висмутовый теплоноситель предполагается использовать в маломощных быстрых реакторах URANUS (Южная Корея) [7] и CLEAR (Китай) [8].

Нацеленность технических средств разрабатываемых в рамках Проектного направления «Прорыв» быстрых ЯР на решение проблем безопасности может привести к смягчению правил проектирования и эксплуатации новых АЭС [9] и как следствие – к улучшению их экономических показателей. Построить на базе таких реакторов крупномасштабную энергетiku с темпами, позволяющими развивающимся странам существенно приблизиться по уровню душевого энергопотребления к передовым государствам уже в нынешнем веке, можно лишь путем их пуска на обогащенном уране $U_{\text{обог}}$, позволяющего существенно сэкономить расход природного урана $U_{\text{прир}}$ на запуск реактора.

Ярко выраженные стратегические преимущества пуска внутренне защищенных быс-

рых реакторов с замкнутым ЯТЦ на обогащенном уране были подтверждены на международном форуме FR-17 [10]. Там же (и в материале [11]) наряду с подтверждением технологической возможности пуска быстрых ЯР естественной безопасности на обогащенном уране были высказаны предположения об экономической рентабельности данного варианта замкнутого ЯТЦ не только в отдаленном, но и в ближайшем будущем.

Эти прогнозы были оправданы, ведь неслучайно основная часть мирового ядерного парка (суммарной мощностью ~400 ГВт) работает на обогащенном урановом топливе. Данные предположения нашли подтверждение в [12], где были представлены результаты системно-экономических расчетов для российской ЯЭ с учетом ее предыстории (наличие топливных и перерабатывающих производств, предприятий сублиматно-разделительного комплекса, пунктов хранения РАО и др.). В ходе этих расчетов было принято во внимание большое количество нюансов: наличие складских ресурсов Рц (45 т энергетического и 50 т оружейного) и высокообогащенного урана [13], ожидаемый ввод централизованных перерабатывающих производств (ОДЦ и т.д.), несколько усложняющих понимание сути вопроса, хотя не влияющих на сделанные выводы об экономической оправданности задействования в начальных загрузках уже первых ПЭК обогащенного уранового топлива серьезным образом. В данной публикации приводится более наглядное принципиальное доказательство экономической перспективности пуска быстрого ЯР на обогащенном уране без заострения внимания на множественных нюансах системно-стратегического моделирования, по большей части перечисленных в [12] (хотя в ряде случаев не нашедших отражения в [12], в настоящей статье приводятся дополнительные уточняющие комментарии).

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЕ ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ И НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ ИЗЫСКАНИЯ

По ряду причин для изготовления смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) топлива на пилотном модуле фабрикации и рефабрикации (МФР) опытно-демонстрационного энергокомплекса (ОДЭК) используется технология карботермического синтеза (КТС). В частности, это обусловлено тем, что как плутоний из ОЯТ ТР для производства стартовой загрузки, так и регенерированный (после гидрометаллургической переработки) топливный материал в ЯТЦ ОДЭК будут поставляться на стадию фабрикации в оксидной форме, являющейся исходной именно для метода КТС. Вместе с тем, как отмечалось в [12], для производства начальных загрузок БР на основе уранового топлива целесообразно задействовать компактный высокопроизводительный метод прямого синтеза топливного порошка [14 – 16].

Для проверки предположений об экономической выгодности пуска быстрых реакторов на обогащенном уране был подготовлен ряд запросов в различные профильные организации. Специалисты АО «ТВЭЛ» на основании предоставленных им исходных данных в части конструктивного исполнения а.з. пускаемого на обогащенном уране быстрого ЯР оценили капитальные затраты на сооружение «нитридной» линии на одном из существующих топливных заводов, оказавшиеся меньшими по сравнению с таковыми для производств МФР ОДЭК. Сотрудники АО «СХК» выполнили оценку стоимости обогативания для изготовления уранового топлива методом прямого гидрирования-нитрирования, а также оценили эксплуатационные расходы. Ценовые параметры фабрикации уранового топлива указанным способом также оказались оптимистичными на фоне стоимостных показателей производства уран-плутониевого нитрида методом КТС.

Топливные балансы для случая пуска промышленного быстрого ЯР на обогащенном урановом топливе с последующим функционированием в замкнутом ЯТЦ были рассчитаны в рамках предварительно проведенных нейтронно-физических исследований [10, 11], в ходе которых был развеян распространенный ранее стереотип (см., например, [17])

о чрезмерной технологической сложности выполнения в течение всего жизненного цикла пущенного на уране быстрого реактора основополагающего требования естественной безопасности – обеспечения малого отклонения реактивности (сопоставимого с эффективной долей запаздывающих нейтронов) от равновесного значения [18]. Оптимизационные расчеты выявили возможность заметного упрощения переходного режима от стартового уранового к равновесному уран-плутониевому циклу с долей $P_u \sim 14\%$ (по мере увеличения содержания в топливе Pu-фракции). Если в предыдущих работах такой переход предлагалось осуществлять в несколько итераций, то в [10, 11] была показана возможность заметно более простого перехода путем двух- или даже однократного изменения в процессе эксплуатации реактора (при повышении технологичности самих этих изменений). Этот результат оказался возможным за счет того, что в [10, 11], в отличие от предыдущих работ (например, [19]), эволюция изотопной топливной композиции рассчитывалась с детальным моделированием частичных перегрузок (с учетом переделов ЯТЦ при многократном рецикле топлива на комплексе переработки ОЯТ и модуле фабрикаци и рефабрикаци в условиях перехода к равновесному режиму работы), что позволило смягчить требования к нейтронно-физическим характеристикам а.з. относительно прежде рассмотренных вариантов, в которых перегрузки топлива осуществлялись только по кампаниям. В рамках расчетов [10, 11] была показана возможность уменьшения массы стартовой загрузки и регенерируемого в ходе частичных перегрузок топлива, а также увеличения удельной глубины его выгорания в сравнении с предлагавшимися ранее вариантами уранового старта быстрых реакторов естественной безопасности. По результатам этой деятельности, в частности, было оформлено четыре ноу-хау, в которых с учетом недавних изысканий базовых институтов [20] был рассмотрен и вариант управления нейтронно-физическими характеристиками топливной загрузки за счет варьирования обогащения нитридного ЯТ по изотопу ^{15}N [11].

Отметим также и следующее обстоятельство. Урановое топливо по своим нейтронно-физическим характеристикам – самое далекое от равновесного на фоне любого (даже низкофонового) уран-плутониевого, поэтому обоснование возможности обеспечения приемлемого запаса реактивности для внутренне защищенного реактора в течение всего времени его функционирования при старте с урана означает, что в случае его пуска на смешанном топливе с плутонием любого изотопного состава такая возможность тем более существует. В [11] «всеядность» быстрого реактора по отношению к плутонию любой изотопной композиции была доказана также и непосредственным расчетным образом (в дополнение к основному результату, имея в виду, что уран-плутониевый старт, в отличие от уранового, не открывает принципиальной возможности для развития в нынешнем веке энергетики, необходимой всему миру для достижения уровня душевого энергопотребления стран «Золотого миллиарда»).

ДОКАЗАТЕЛЬСТВО СУЩЕСТВЕННОГО ВЫИГРЫША В НАЧАЛЬНЫХ ЗАТРАТАХ ПРИ ПУСКЕ ВНУТРЕННЕ БЕЗОПАСНОГО БЫСТРОГО РЕАКТОРА НА ОБОГАЩЕННОМ УРАНЕ

Легко убедиться, что пуск быстрого ЯР естественной безопасности, работающего в замкнутом ЯТЦ, на обогащенном уране вместо уран-плутониевого топлива, получаемого посредством переработки ОЯТ ТР, приводит к достижению на начальном этапе ощутимого экономического выигрыша – для этого достаточно сопоставить структуры удельных затрат на производство стартовой загрузки ЯР в двух вышеуказанных случаях.

Действительно, при пуске быстрого реактора на обогащенном природном уране необходимо понести затраты на его добычу, конверсию (вносящую незначительный вклад в совокупную стоимость ЯТ), обогащение, преобразование гексафторида урана в тетрафторид, восстановление тетрафторида урана до металла и фабрикацию топлива. Что

касается процедур добычи природного урана и разделения изотопов, то на фоне фукусимских событий они стали в среднем заметно более рентабельными [12, 21].

Ввиду пирофорности нитридное топливо характеризуется большими по сравнению с окисным затратами на фабрикацию, однако, как уже говорилось, по оценкам специалистов АО «СХК» использование метода прямого гидрирования-нитрирования для изготовления стартовой урановой загрузки быстрого ЯР с учетом радиационной безопасности уранового топлива позволяет достичь ощутимого экономического выигрыша по сравнению с вариантом фабрикации начальной загрузки на основе высокофонового СНУП-топлива методом КТС.

В случае старта быстрого ЯР на обогащенном уране остается непереработанным объем ОЯТ ТР (около килотонны), который в варианте пуска реактора на СНУП-топливе требовался бы для обеспечения его начальной загрузки необходимым количеством плутония. Соответственно, при оценке стоимостных показателей производства начальных урановых загрузок быстрых ЯР следует учесть также затраты на хранение этой непереработанной массы ОЯТ. На рисунках 1а и 1б представлены структуры затрат на изготовление стартовой урановой загрузки быстрого ЯР. Для определенности в качестве ТР на рисунках рассматриваются водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР).

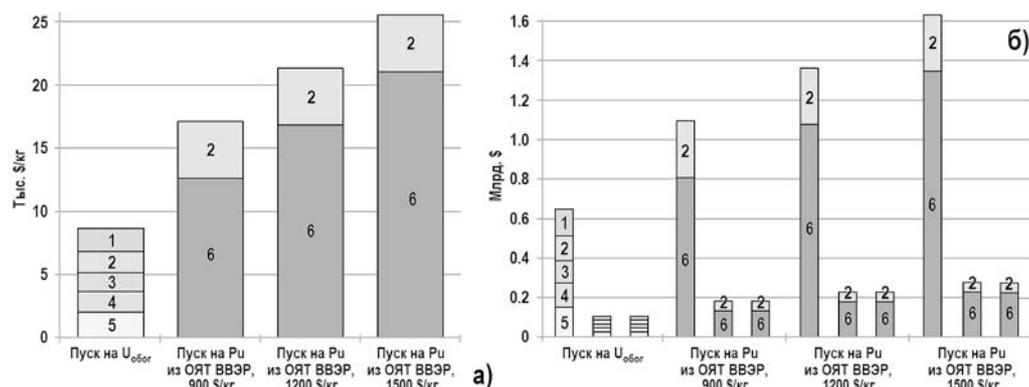


Рис. 1. Затраты на производство начальной загрузки ПЭЖ на основе обогащённого урана либо плутония, полученного в результате переработки ОЯТ ВВЭР: а) – удельные; б) – абсолютные (с учетом партий топлива подпитки для первых двух частичных перегрузок). Обозначения для вкладов: 1 – хранение ОЯТ ВВЭР; 2 – изготовление; 3 – перевод U_{62} в металл; 4 – обогащение; 5 – добыча $U_{прир}$; 6 – переработка ОЯТ ВВЭР

При этом, если все перечисленные выше операции, необходимые для производства стартовой урановой загрузки быстрого ЯР, в общей сложности могут быть реализованы в течение десятилетия, то хранение ОЯТ ТР, очевидно, осуществляется и в дальнейшем, в связи с чем затраты на него следует оценивать с учетом фактора дисконтирования. Для определенности и из соображений консерватизма на рисунках приводятся абсолютные затраты на хранение непереработанного объема ОЯТ ТР в течение 15-ти лет.

Что же касается варианта пуска быстрого ЯР на уран-плутониевом топливе, то здесь удельные затраты на производство начальной загрузки складываются из стоимости переработки ОЯТ тепловых реакторов (с учетом всех стадий полного жизненного цикла обращения с ОЯТ) и стоимости фабрикации ЯТ.

Для производства 1 кг уран-плутониевого регенерата для топлива быстрого ЯР в первом приближении требуется переработать примерно в 14 раз большую массу ОЯТ тепловых реакторов (в сумме для фабрикации стартовой загрузки ~1000 т). При этом удельная стоимость переработки с учетом всех сопутствующих операций по данным MIT может достигать ~ 1500 \$/кг [22, 23]. (Как уже говорилось, в ОЯТ ТР содержится ~ 1% Pu, в котором вдобавок достаточно интенсивно распадается изотоп ^{241}Pu , в то время как концентрация энергетического Pu в топливе быстрого ЯР, работающего в равновес-

ном режиме, достигает ~ 14%.)

Хранение ОЯТ ТР стоит недорого (~ 8\$/кг в год), вследствие чего его переработка до настоящего времени не получила заметного распространения в мире. Это привело к достаточно ощутимому разбросу в ее ценовых показателях (они зависят от производительности и фактического объема загрузки перерабатывающего завода, доли условно постоянных затрат, технологического и аппаратурного оформления производства, стоимостных показателей отдельных стадий полного цикла обращения с ОЯТ и др.). Следует иметь в виду, что совокупные затраты на обращение с ОЯТ ТР включают в себя и расходы на временное хранение ОЯТ, транспортирование, а также промежуточное хранение и остекловывание высокоактивных отходов – в сумме эти затраты могут достигать ~ 250 \$/кг.

Поскольку для производства 1 кг уран-плутониевого топлива БР требуется переработать ~ 14 кг ОЯТ ТР, то удельные затраты на получение свежего (т.е. являющегося продуктом переработки стороннего, а не собственного ОЯТ) U-Pu-сырья для фабрикации топлива БР равняются ~ 12,6 тыс. \$/кг и 21 тыс. \$/кг при стоимостях обращения с ОЯТ ТР 900 \$/кг и 1500 \$/кг соответственно.

Удельная стоимость фабрикации СНУП-топлива (включая отчисления на обращение с РАО), согласно требованиям конкурентоспособности, полагается равной ~ 4,5 тыс. \$/кг. Таким образом, основные затраты в случае производства стартовой загрузки на основе уран-плутониевого топлива необходимо понести на переработку ОЯТ ТР.

На рисунке 1а в первом столбце представлена структура удельных затрат на изготовление стартовой урановой загрузки быстрого ЯР, а последующие столбцы вплоть до четвертого иллюстрируют структуру стоимости производства начальной уран-плутониевой загрузки (в случаях, когда удельная стоимость переработки ОЯТ ТР равняется соответственно 900, 1200 и 1500 \$/кг). На рисунке 1б аналогичным образом сопоставляются абсолютные затраты на изготовление стартовой загрузки быстрого ЯР с учетом первых подпиточных партий топлива. Видно, что пуск на уране позволяет достичь существенного экономического выигрыша на этапе изготовления стартовой партии топлива (с учетом большего нейтронного выхода на деление и меньшего сечения поглощения в спектре быстрого ЯР у ^{239}Pu по сравнению с ^{235}U и, следовательно, большей массы урановой загрузки по отношению к уран-плутониевой), главным образом, из-за весьма существенного вклада в совокупные топливные затраты ЯР, пускаемого на СНУП-топливе, стоимости переработки ОЯТ тепловых реакторов.

Следует отметить, что если отдельно рассматривать затраты на развитие мощностей быстрых и тепловых ЯР, то существует (и представляется достаточно оправданным) подход, согласно которому расходы на переработку ОЯТ ТР целесообразно переложить по большей части на парк быстрых реакторов, так как эта переработка в случае их пуска на U-Pu-топливе является необходимой для наработки Pu с целью формирования стартовых загрузок именно быстрых ЯР. Что же касается затрат на хранение ОЯТ тепловых реакторов, то их, очевидно, оправданно возложить на парк ТР.

Таким образом, использование в стартовых загрузках внутренне защищенных ЯР уранового топлива открывает возможность для повышения конкурентоспособности парка быстрых ЯР на фоне тепловых. Следует также иметь в виду, что пуск быстрых ЯР естественной безопасности на обогащенном уране позволит смягчить предъявляемые к ним императивные требования конкурентоспособности в части стоимости изготовления СНУП-топлива в случае, если по каким-либо причинам выполнение этих требований вызовет затруднения.

В следующем разделе будут проанализированы различия в затратах на ядерный топливный цикл быстрого ЯР при его пуске на $\text{U}_{\text{обог}}$ и U-Pu-топливе в режиме частичных перегрузок, когда реактор подпитывается исключительно собственным регенерированным топливом.

По мере исчерпания ресурсов природного урана следует ожидать его удорожания, однако, во-первых, из рис. 1 видно, что экономический выигрыш при изготовлении стартовой загрузки из $U_{обог}$ вместо U - Pu -регенерата из ОЯТ ТР все равно достаточно велик; во-вторых, как показало минувшее десятилетие, стоимость добычи природного урана (как и работы разделения) в большей степени определяется политической конъюнктурой, нежели ресурсными ограничениями.

ОБОСНОВАНИЕ ЭКОНОМИЧЕСКИХ ПРЕИМУЩЕСТВ УРАНОВОГО СТАРТА БЫСТРОГО ЯР С УЧЕТОМ ЗАТРАТ ПЕРЕХОДНОГО РЕЖИМА К РАВНОВЕСНОМУ УРАН-ПЛУТОНИЕВОМУ ТОПЛИВУ

Рассмотрим этап перехода от стартовой загрузки к стационарному режиму работы реактора с квазиравновесной изотопной топливной композицией. Этот этап характеризуется большим количеством нюансов. Известно, что при пуске быстрого ЯР, работающего в ЗЯТЦ, на $U_{обог}$, возникает переходный период, в ходе которого изотопный состав топлива претерпевает существенные изменения [10, 11]. Для того, чтобы обеспечить выполнение требования, налагаемого на выбег реактивности в периоды между очередными перегрузками, в [10, 11] было предложено, в частности, несколько ограничивать выгорание топлива на переходном этапе по сравнению с его значением в установившемся режиме (оптимальную с технико-экономических позиций стратегию перегрузок предлагалось определить в ходе дальнейших углубленных исследований).

В случае пуска быстрого ЯР на СНУП-топливе равновесного изотопного состава (для производства которого требуется предварительная долговременная выдержка ОЯТ ТР перед переработкой длительностью в ~ 25 лет) продолжительность переходного периода можно полагать незначительной (несколько лет). Среднее выгорание топлива в таком случае уже после первой топливной кампании можно принять равным его оптимальной величине, устанавливающейся в стационарном режиме работы реактора. На сегодняшний день целевое значение средней глубины выгорания нитридного топлива быстрого ЯР, которое планируется достичь в перспективе, принято считать равным ~ 12% т.а. (что соответствует длительности топливной микрокампании ~ 500 эфф. суток). При пуске быстрого ЯР на обогащенном уране, как говорилось выше, вначале возникает переходный период, в ходе которого происходит преобразование стартового уранового топлива в равновесное уран-плутониевое, и в работе [11] предлагалось на этом переходном этапе поддерживать длительность интервала между частичными перегрузками на уровне ~ 400 – 440 эфф. суток (всего же этот период занимает ~ 15 – 20 микрокампаний).

Для определенности будем считать, что все операции по изготовлению нитридного топлива быстрого ЯР, отображенные на рис. 1, в каждом из рассмотренных случаев (с пуском реактора на $U_{обог}$ и U - Pu -топливе) занимают в общей сложности пять лет (с учетом того, что они могут осуществляться параллельно). Положим длительность внешнего топливного цикла равной двум годам, тогда переработка собственного ОЯТ быстрого ЯР и рефабрикация нитридного топлива в наиболее простом случае начинаются спустя два года после пуска реактора.

Некоторое уменьшение глубины выгорания в случае старта быстрого ЯР на $U_{обог}$ вместо U - Pu -топлива означает, что переработка и рефабрикация топлива будут осуществляться чаще, а увеличение массы начальной загрузки при пуске на $U_{обог}$ приводит к росту объема этих операций. Однако важно иметь в виду, что переработка и рефабрикация топлива осуществляются с задержкой по времени относительно процедуры изготовления стартовой загрузки, и с учетом дисконтирования их вклад в суммарные топливные затраты ослабляется.

Что касается переработки ОЯТ быстрого ЯР, то важно понимать, что ее стоимость в первом приближении пропорциональна количеству накопленных в топливе продуктов

деления, а их содержание в выгруженном за кампанию ОЯТ пропорционально глубине выгорания топлива. Некоторый рост массы топливной загрузки при пуске на урановом топливе приводит к уменьшению энергонапряженности реактора, а следовательно, и скорости накопления продуктов деления. Поэтому затраты на переработку ОЯТ быстрого ЯР в случае его пуска на урановом топливе вместо уран-плутониевого в переходном режиме меняются несущественно.

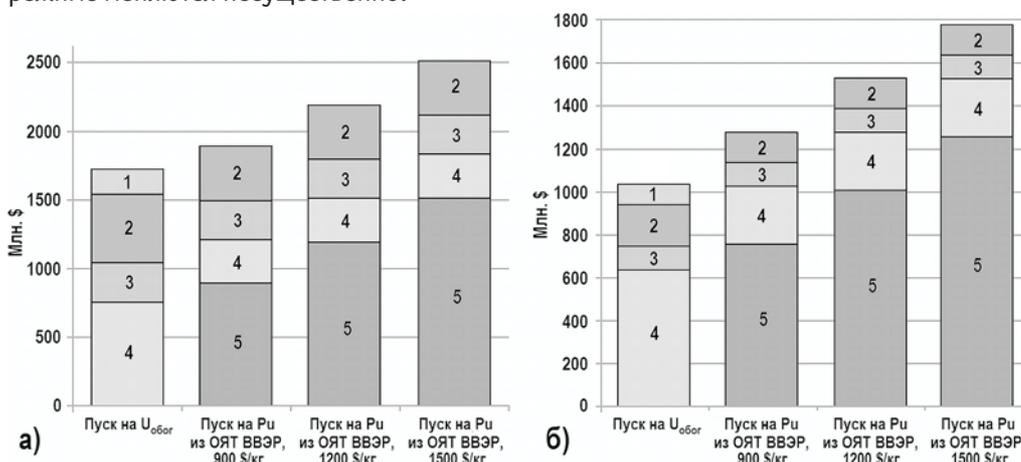


Рис. 2. Сопоставление суммарных затрат на замкнутый ЯТЦ быстрого реактора естественной безопасности в вариантах пуска на обогащённом ураном и U-Pu-топливе в зависимости от удельной стоимости переработки ОЯТ ВВЭР при ставках дисконтирования а) – 5%; б) – 10%. Обозначения для вкладов: 1 – хранение ОЯТ ВВЭР; 2 – рефабрикация топлива БР; 3 – переработка ОЯТ БР; 4 – все стадии производства стартовой загрузки БР; 5 – переработка ОЯТ ВВЭР

Однако ввиду учащения процедуры рефабрикации и некоторого роста объема регенерируемого в ходе частичных перегрузок топлива быстрого ЯР возрастают и затраты на его производство. На рисунке 2а сопоставлены затраты на ЯТЦ в течение всего срока эксплуатации быстрого реактора (полагаемого равным 60-ти годам; хранение непрерывно переработанного ОЯТ ТР в варианте старта быстрого ЯР с урана рассматривается в течение этого же срока) в случаях его пуска на урановом и U-Pu-топливе при коэффициенте дисконтирования 5% годовых. Видно, что экономия на начальном этапе перевешивает потери, связанные с некоторым уменьшением выгорания топлива и ростом массы начальной загрузки, при стоимости переработки ОЯТ ТР, превышающей ~ 900 \$/кг.

Более существенные экономические преимущества достигаются при более высоком коэффициенте дисконтирования (на рис. 2б приведен пример для нормы дисконта 10% годовых) по очевидным причинам: пуск на уране позволяет достичь заметной экономии именно в стартовый период, наиболее важный с позиций дисконтирования.

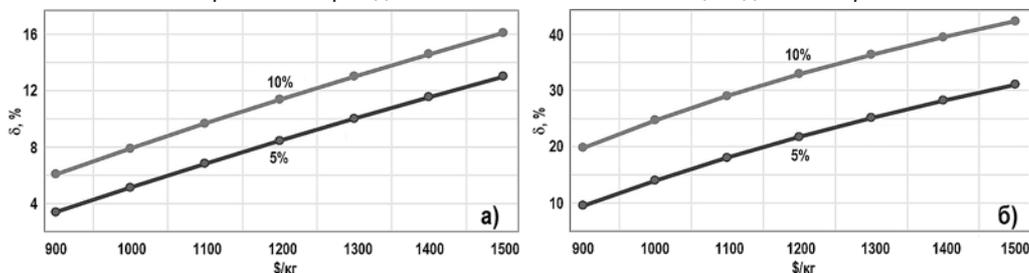


Рис. 3. Относительный процентный выигрыш δ при ставках дисконтирования 5 и 10% в случае пуска быстрого ЯР естественной безопасности на обогащенном уране вместо уран-плутониевого топлива в зависимости от удельной стоимости переработки ОЯТ ВВЭР: а) – в суммарных приведенных затратах на сооружение и функционирование ПЭК на базе внутренне безопасной реакторной установки; б) – в приведенных затратах на замкнутый ЯТЦ

На рисунке 3 представлен выигрыш δ в процентах от суммарных дисконтирован-

ных на запуск всего энергокомплекса и от топливных затрат при пуске внутренне защищенного быстрого ЯР на обогащенном уране вместо U-Pu-топлива в зависимости от стоимости переработки ОЯТ ВВЭР в объеме, требуемом для накопления плутония для стартовой загрузки ЯР во втором случае.

Важно иметь в виду, что, как отмечалось в [11], требование предварительной длительной выдержки ОЯТ замедляет темпы развития ЯЭ на базе быстрых ЯР естественной безопасности. В действительности при развитии широкомасштабной ЯЭ на основе таких реакторов (характеризующихся умеренными энергонапряженностью и КВ) в случае их пуска на U-Pu-топливе потребуются ослабление требований к длительности выдержки ОЯТ ТР; в этом случае в топливе будет находиться повышенное содержание делящегося изотопа ^{241}Pu , интенсивный распад которого будет приводить к росту абсолютной величины отрицательного выбега реактивности, и для нейтрализации этого эффекта также целесообразно ограничивать выгорание на начальном этапе (наиболее значимом с позиций дисконтирования). Аналогичная проблема возникает при использовании в стартовой загрузке быстрого ЯР оружейного плутония из-за отсутствия в нем на начальном этапе и последующего накопления изотопа ^{240}Pu с относительно небольшим сечением захвата нейтрона [11].

В ряде публикаций указанную проблему предлагается решать, в частности, добавлением в стартовую загрузку минорных актинидов, остающихся от переработки ОЯТ ТР. Однако важно иметь в виду, что вовлечение в ТЦ высокофонового по сравнению с плутонием америция приводит к удорожанию фабрикации топливной загрузки ввиду необходимости наращивания систем радиационной защиты (а нептуний следует зарезервировать для массового использования в стартовых загрузках быстрых ЯР). Детальной проработки способов обеспечения малого выбега реактивности при пуске БР на U-Pu-топливе неравновесного изотопного состава на сегодняшний момент не проводилось.

Имеются и прочие нюансы, не затронутые в этом разделе, однако на результате они принципиальным образом не сказываются.

ВЫВОДЫ

Выполненные ведущими российскими предприятиями топливного дивизиона Госкорпорации «Росатом» оценки стоимостных показателей производства начальных урановых загрузок быстрых ЯР с имманентными свойствами безопасности в совокупности с проведенными в Частном учреждении ИТЦП «Прорыв» нейтронно-физическими и системно-стратегическими исследованиями подтвердили высказанные на конференции FR-17 (Россия, г. Екатеринбург Свердловской обл.) предположения, революционизирующие современные подходы к формированию стратегии развертывания мировой ЯЭ: природоподобные ядерные реакторы не только необходимо стратегически, но и выгодно экономически пускать на топливе, предоставленном человечеству самой природой (т.е. урановом, подвергшемся обогащению), а не на искусственном, смешанном с трансурановым элементом – плутонием, в силу своей радиотоксичности в природе отсутствующим. При этом использовать для производства стартовой партии ЯТ целесообразно наиболее «прямой» способ получения нитридного топливного порошка – метод прямого гидрирования-нитрирования.

В частности, были получены доказательства того, что уже при умеренных ставках дисконтирования (более ~ 5%) и значениях стоимости переработки ОЯТ ВВЭР (которые, согласно различным источникам, могут достигать ~ 1500 \$/кг) пуск на уране является фактором улучшения экономических показателей быстрых ЯР с позиций приведенной стоимости электроэнергии. Ранее считалось, что ЯЭ утрачивает конкурентоспособность по сравнению с другими видами генерации электроэнергии при высоких коэффициентах дисконтирования. Полученные результаты в части экономических преимуществ пуска на обогащенном урановом топливе расширяют границы конкурентоспособности ЯЭ на

базе внутренне безопасных быстрых реакторов, позволяя повысить максимальную ставку дисконтирования, при которой ввод быстрого ЯР, работающего в замкнутом ЯТЦ, вместо консервативного ТР (не решающего совокупности проблем полного использования энергетического потенциала ЯТ, аварийной безопасности, экономики, отработавшего топлива и т.д.), а также вместо ВИЭ и традиционных источников электроэнергии, оказывается экономически целесообразным.

Литература

1. Adamov E. O., Orlov V. V., Filin A. I., Leonov V. N., Sila-Novitski A. G., Smirnov V. S., Tsikunov V. S. The Next Generation of Fast Reactors. // Nuclear Engineering and Design. – 1997. – Vol. 173. – Iss. 1-3. – PP. 143-150. DOI: [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(97\)00098-8](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(97)00098-8).
2. Alemberti A., Tucek K., Takahashi M., Obara T., Kondo M., Moiseev A., Tocheny L., Smith C., Hwang I. S., Wu Y., Jin M. Lead-cooled Fast Reactor (LFR) System Safety Assessment. / Gen IV International Forum. 3 June 2020. Электронный ресурс: https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2020-06/gif_lfr_ssa_june_2020_2020-06-09_17-26-41_202.pdf (дата доступа 15.12.2022).
3. Alemberti A., Mansani L., Frogheri M., Turcu I., Constantin M. The ALFRED Project. // Conference Paper. – Nov. 2013. Электронный ресурс: https://www.researchgate.net/publication/264422929_The_ALFRED_Project (дата доступа 15.12.2022).
4. Tarantino M. ALFRED Overview and Safety Features. / IXth Joint IAEA-GIF Technical Meeting/Workshop on the Safety of Liquid Metal Cooled Fast Reactors, 2021. Электронный ресурс: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/52/041/52041029.pdf (дата доступа 15.12.2022).
5. Дорохова И. MYRRHA ускоряется. // Атомный эксперт – 2020. – № 1-2. Электронный ресурс: https://atomicexpert.com/myrrha_uskoryaetsya (дата доступа 15.12.2022).
6. Abderrahim H., Baeten P., Didier J. De Bruyn, Heyse J. MYRRHA, a Multipurpose Hybrid Research Reactor for High-end Applications. // Nuclear Physics News. – Feb. 2010. – PP. 137-146. Электронный ресурс: https://www.researchgate.net/publication/44812130_MYRRHA_a_Multipurpose_hybrid_Research_Reactor_for_High-end_Applications (дата доступа 15.12.2022).
7. Shin Y. H., Park S., Kim B. S., Choi S. and Hwang I. S. Small Modular Reactor Development Plan in Korea. // AIP Conference Proceedings. – 2015. – 1659. – 020002. DOI: <http://dx.doi.org/10.1063/1.4916841>.
8. Pengcheng Zh., Chen Zh., Zhou T., Chen H. CFD Analysis of Thermal Stratification of China Lead Alloy Cooled Research Reactor (CLEAR-I). / Proceedings of the 2013 XXI-st International Conference on Nuclear Engineering ICONE21. July 29 – August 2, 2013, Chengdu, China. Электронный ресурс: https://www.researchgate.net/publication/262647071_CFD_Analysis_of_Thermal_Stratification_of_China_Lead_Alloy_Cooled_Research_Reactor_CLEAR-I (дата доступа 15.12.2022).
9. Варшавский Л. Е. Исследование динамики показателей эксплуатации АЭС (на примере атомной энергетики США). // Прикладная эконометрика. – 2013. – № 30 (2). – С. 115-137.
10. Orlov M. A. Complex discussion of inherent safety fast reactors start-up with enriched uranium concept (strategical, economical aspects, problems of neutron physics etc.). R&D program proposal // Proc. of the Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development, June 26-29, 2017, Yekaterinburg. STI/PUB/1836, 260 p.; 2018; ISBN: 978-92-0-108618-1. P. 238. Электронный ресурс: <https://www-pub.iaea.org/books/iaea-books/13414/Fast-Reactors-and-Related-Fuel-Cycles-Next-Generation-Nuclear-Systems-for-Sustainable-Development-FR17> (дата доступа 15.12.2022).
11. Орлов М. А. Нейтронно-физический анализ способов оптимизации переходного режима к уран-плутониевому топливу равновесного состава при пуске быстрого реактора естественной безопасности на обогащенном уране. // ВАЯТ. Серия: Ядерно-реак-

торные константы. – 2018. – Вып. 1. – С. 169-178.

12. Орлов М.А. Пуск на обогащенном уране как фактор повышения инвестиционной привлекательности быстрых реакторов естественной безопасности. / Сб. докладов V Международной научно-технической конференции «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики (МНТК НИКИЭТ – 2018)», 2-5 октября 2018 г. – М.: НИКИЭТ, 2018. – С. 352-361.

13. Podvig P., Editor, with contributions by Arkhangelskiy N., Diakov A., Khlopkov A., Konukhov D., Kovchegina D., Miasnikov E. The Use of Highly-Enriched Uranium as Fuel in Russia. International Panel on Fissile Materials, Research Report No. 16. 2017. Электронный ресурс: http://fissilematerials.org/blog/2017/09/the_use_of_highly-enriched.html (дата доступа 15.12.2022).

14. Решетников Ф.Г., Котельников Р.Б., Rogozkin B.D. и др. Исследование методов изготовления сердечников из монокарбида, мононитрида, карбонитрида урана для твэлов реакторов на быстрых нейтронах. / Proc. of the Symposium on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors Held by the International Atomic Energy Agency in Brussels, 2-6 July 1973, pp. 25-46.

15. Rogozkin B.D., Степеннова Н.М., Прошкин А.А. Мононитридное топливо для быстрых реакторов. // Атомная энергия. – 2003. – Т. 95. – Вып. 3. – С. 208-221.

16. Rogozkin B.D., Степеннова Н.М., Федоров Ю.Е. и др. Результаты испытаний смешанного мононитридного топлива $U_{0,55}Pu_{0,45}N$ и $U_{0,4}Pu_{0,6}N$ в реакторе БОР-60 до выгорания 12% тяж. ат. // Атомная энергия. – 2011. – Т. 110. – Вып. 6. – С. 332-345.

17. Волков И.А., Симоненко В.А., Макеева И.Р. и др. Использование обогащенного урана в быстром реакторе со свинцовым теплоносителем. // Атомная энергия. – 2016. – Т. 121. – Вып. 1. – С. 20-25.

18. Adamov E.O., Ashurko Yu.M., Egorov A.V. et al. Minimization of reactivity margin in equilibrium cores of liquid metal cooled fast reactors. / Proc. of the Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development, June 26-29, 2017, Yekaterinburg. STI/PUB/1836, 260 pp.; 2018; ISBN: 978-92-0-108618-1. P. 149. Электронный ресурс: <https://www-pub.iaea.org/books/iaeaabooks/13414/Fast-Reactors-and-Related-Fuel-Cycles-Next-Generation-Nuclear-Systems-for-Sustainable-Development-FR17> (дата доступа 15.12.2022).

19. Орлов В.В., Лемехов В.В., Смирнов В.С., Уманский А.А. Способ эксплуатации ядерного реактора на быстрых нейтронах с нитридным топливом и жидкометаллическим теплоносителем. Патент РФ № 2501100. Опубликовано: 10.12.2013.

20. Lizunov A.V., Solodov A.A. Method of obtaining ^{15}N nitrogen isotope. / Institute of Safety Problems of Nuclear Power Development of the Russian Academy of Sciences Preprint. No. IBRAE-2015-04. – М.: IBRAE RAS, 2015. – 35 p.

21. Электронный ресурс: <https://www.uhc.com/p/prices/UxCPrices.aspx> (дата доступа 15.12.2022).

22. The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT Study. – Massachusetts Institute of Technology, 2003. ISBN 0-615-12420-8. Электронный ресурс: <https://web.mit.edu/nuclearpower/pdf/nuclearpower-full.pdf> (дата доступа 15.12.2022).

23. The Future of the Nuclear Fuel Cycle. An interdisciplinary MIT study. – Massachusetts Institute of Technology, 2011. ISBN 978-0-9828008-1-2. Электронный ресурс: https://web.mit.edu/jparsons/www/publications/MIT%20Future_of_Nuclear_Fuel_Cycle.pdf (дата доступа 15.12.2022).

Поступила в редакцию 19.12.2022 г.

Автор

Орлов Михаил Андреевич, генеральный директор, кандидат физ.-мат. наук
E-mail: mikhorlov@yandex.ru

UDC: 621.039

ECONOMIC ADVANTAGES OF STARTING-UP OF INHERENTLY SAFE FAST REACTORS WITH A CLOSED FUEL CYCLE ON FORTIFICATED URANIUM

Orlov M.A.

ORLAN LLC

1 Leninskie Gory, MSU Science Park LLC, 119234 Moscow, Russia

ABSTRACT

The publication substantiates the economic advantages of using in the starting loads of inherently safe fast reactors with a closed fuel cycle of enriched uranium instead of uranium-plutonium regenerate obtained by reprocessing of thermal reactors spent nuclear fuel (SNF). The justifications are given taking into account both the preliminary technical and economic assessments carried out by the basic enterprises of TVEL JSC and SHK JSC, and the neutron-physical and system-economic studies performed in the Private Institution of the ITCP Proryv (Breakthrough). It is shown that the starting-up of a fast reactor on enriched uranium instead of uranium-plutonium fuel, taking into account the costs of preliminary reprocessing of thermal reactors spent fuel, allows achieving a significant economic gain at the stage of construction and commissioning of nuclear power plants. It is also shown that even at moderately high values of the discount coefficient, the uranium start of a fast reactor with a closed fuel cycle is economically preferable in comparison with the option of starting on uranium-plutonium fuel from the positions of the break-even tariff.

Key words: inherently safe fast reactor, start-up with enriched uranium, leveled cost of electricity, economics.

Orlov M.A. Economic Advantages of Starting-up of Inherently Safe Fast Reactors with a Closed Fuel Cycle on Fortificated Uranium. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023, no. 1, pp. 05-18; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.1.01> (in Russian).

REFERENCES

1. Adamov E.O., Orlov V.V., Filin A.I., Leonov V.N., Sila-Novitski A.G., Smirnov V.S., Tsikunov V.S. The Next Generation of Fast Reactors. *Nuclear Engineering and Design*. 1997, v. 173, iss. 1-3, pp. 143-150; DOI: [https://doi.org/10.1016/S0029-5493\(97\)00098-8](https://doi.org/10.1016/S0029-5493(97)00098-8).
2. Alemberti A., Tucek K., Takahashi M., Obara T., Kondo M., Moiseev A., Tocheny L., Smith C., Hwang I.S., Wu Y., Jin M. Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) System Safety Assessment. *Gen IV International Forum*. 3 June 2020. Available at: https://www.gen-4.org/gif/upload/docs/application/pdf/2020-06/gif_lfr_ssa_june_2020_2020-06-09_17-26-41_202.pdf (accessed Dec. 15, 2022).
3. Alemberti A., Mansani L., Frogheri M., Turcu I., Constantin M. The ALFRED Project. *Conference Paper*. November 2013. Available at: https://www.researchgate.net/publication/264422929_The_ALFRED_Project (accessed Dec. 15, 2022).
4. Tarantino M. ALFRED Overview and Safety Features. *IXth Joint IAEA-GIF Technical Meeting/Workshop on the Safety of Liquid Metal Cooled Fast Reactors*, 2021. Available at: https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/52/041/52041029.pdf (accessed Dec. 15, 2022).
5. Dorochova I. MYRRHA Accelerates. *Atomnyj Ekspert*. 2020, no. 1-2. Available at: https://atomicexpert.com/myrrha_uskoryaetsya (accessed Dec. 15, 2022) (in Russian).
6. Abderrahim H., Baeten P., Didier J. De Bruyn, Heyse J. MYRRHA, a Multipurpose Hybrid

Research Reactor for High-end Applications. *Nuclear Physics News*. Feb. 2010, pp. 137-146. Available at: https://www.researchgate.net/publication/44812130_MYRRHA_a_Multipurpose_hybrid_Research_Reactor_for_High-end_Applications (accessed Dec. 15, 2022).

7. Shin Y.H., Park S., Kim B.S., Choi S. and Hwang I.S. Small Modular Reactor Development Plan in Korea. *AIP Conference Proceedings*. 2015, 1659, 020002; DOI: <http://dx.doi.org/10.1063/1.4916841>.

8. Pengcheng Zh., Chen Zh., Zhou T., Chen H. CFD Analysis of Thermal Stratification of China Lead Alloy Cooled Research Reactor (CLEAR-I). *Proceedings of the 2013 XXI-st International Conference on Nuclear Engineering ICONE21*. July 29 - August 2, 2013. Chengdu, China. Available at: https://www.researchgate.net/publication/262647071_CFD_Analysis_of_Thermal_Stratification_of_China_Lead_Alloy_Cooled_Research_Reactor_CLEAR-I (accessed Dec. 15, 2022).

9. Varshavsky L.E. A Study of the Dynamics of NPP Operation Indicators (Using the Example of the US Nuclear Power Industry). *Prikladnaya Econometrika*. 2013. no. 30 (2), pp. 115-137 (in Russian).

10. Orlov M.A. Complex Discussion of Inherent Safety Fast Reactors Start-Up with Enriched Uranium Concept (Strategical, Economical Aspects, Problems of Neutron Physics etc.). R&D Program Proposal. *Proc. of the Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development*, June 26-29, 2017, Yekaterinburg. STI/PUB/1836, 260 p.; 2018; ISBN: 978-92-0-108618-1. P. 238. Available at: <https://www-pub.iaea.org/books/iaeabooks/13414/Fast-Reactors-and-Related-Fuel-Cycles-Next-Generation-Nuclear-Systems-for-Sustainable-Development-FR17> (accessed Dec. 15, 2022).

11. Orlov M.A. Neutronics Analysis of Ways to Optimize the Transition Regime to Uranium-Plutonium Fuel of Equilibrium Composition During the Launch of Inherently Safe Fast Reactor on Enriched Uranium. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornye Konstanty*. 2018, iss. 1, pp. 169-178 (in Russian).

12. Orlov M.A. Launch with Enriched Uranium as a Factor of Increasing the Investment Attractiveness of Inherently Safe Fast Reactors. *Proc. of the V-th Inter. Scientific and Technical Conf. "Innovative Projects and Technologies of Nuclear Energy (ISTC NIKIET-2018)"*, October 2-5, 2018. Moscow. NIKIET Publ., 2018, pp. 443-450 (in Russian).

13. Podvig P., Editor, with contributions by Arkhangelskiy N., Diakov A., Khlopkov A., Konukhov D., Kovchegin D., Miasnikov E. The Use of Highly-Enriched Uranium as Fuel in Russia. *International Panel on Fissile Materials*, Research Report No. 16. 2017. Available at: http://fissilematerials.org/blog/2017/09/the_use_of_highly-enriched.html (accessed Dec. 15, 2022).

14. Reshetnikov F.G., Kotelnikov R.B., Rogozkin B.D., Bashlykov S.N., Samokhvalov I.A., Titov G.V., Shishkov M.G., Belevantsev V.S., Fedorov Yu.E., Simonov V.P.. Investigation of Methods for Manufacturing Cores from Monocarbide, Mononitride, and Uranium Carbonitride for Fuel Rods of Fast Neutron Reactors. *Proc. of the Symposium on Fuel and Fuel Elements for Fast Reactors Held by the International Atomic Energy Agency in Brussels*, 2-6 July 1973, pp. 25-46.

15. Rogozkin B.D., Stepennova N.M., Proshkin A.A.. Mononitride Fuel for Fast Reactors. *Atomnaya Energiya*. 2003, v. 95, iss. 3, pp. 208-221 (in Russian).

16. Rogozkin B.D., Stepennova N.M., Fedorov Yu.E., Shishkov M.G., Kryukov F.N., Kuzmin S.V., Nikitin O.N., Belyaeva A.V., Zabudko L.M. Results of $U_{0.55}Pu_{0.45}N$ and $U_{0.4}Pu_{0.6}N$ Mixed Mononitride Fuel Tests in a Bor-60 Reactor to Burnup 12% h.a. *Atomnaya Energiya*. 2011, v. 110, iss. 6, pp. 332-345. (in Russian).

17. Volkov I.A., Simonenko V.A., Makeeva I.R., Dyrda N.D., Belonogov M.N., Trapeznikov M.A. Use of Enriched Uranium in a Fast Reactor with Lead Coolant. *Atomic Energy*. 2016, v. 121, pp. 22-28; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-016-0157-0>.

18. Adamov E.O., Ashurko Yu.M., Egorov A.V., Khomyakov Yu.S., Muratov A.G., Orlov M.A., Orlov V.V., Rachkov V.I., Shvetsov Yu.E., Suslov I.R. and Volkov A.V. Minimization of

Reactivity Margin in Equilibrium Cores of Liquid Metal Cooled Fast Reactors. *Proc. of the Intern. Conf. on Fast Reactors and Related Fuel Cycles: Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development*, June 26-29, 2017, Yekaterinburg. STI/PUB/1836, 260 pp.; 2018; ISBN: 978-92-0-108618-1. P. 149. Available at: <https://www-pub.iaea.org/books/iaeabooks/13414/Fast-Reactors-and-Related-Fuel-Cycles-Next-Generation-Nuclear-Systems-for-Sustainable-Development-FR17> (accessed Dec. 15, 2022).

19. Orlov V.V., Lemekhov V.V., Smirnov V.S., Umansky A.A. *Method of Operation of a Fast Neutron Nuclear Reactor Running on Nitride Fuel, with Liquid Metal Coolant*. Patent of the Russian Federation No. 2501100. Publication date: 10.12.2013 (in Russian).

20. Lizunov A.V., Solodov A.A. *Method of Obtaining ¹⁵N Nitrogen Isotope*. Institute of Safety Problems of Nuclear Power Development of the Russian Academy of Sciences Preprint. No. IBRAE-2015-04. Moscow. IBRAERAS Publ., 2015, 35 p.

21. Available at: <https://www.uxc.com/p/prices/UxCPrices.aspx> (accessed Dec. 15, 2022).

22. *The Future of Nuclear Power. An Interdisciplinary MIT study*. Massachusetts Institute of Technology, 2003. ISBN 0-615-12420-8. Available at: <https://web.mit.edu/nuclearpower/pdf/nuclearpower-full.pdf> (accessed Dec. 15, 2022).

23. *The Future of the Nuclear Fuel Cycle. An Interdisciplinary MIT study*. Massachusetts Institute of Technology, 2011. ISBN 978-0-9828008-1-2. Available at: https://web.mit.edu/jparsons/www/publications/MIT%20Future_of_Nuclear_Fuel_Cycle.pdf (accessed Dec. 15, 2022).

Author

Orlov Mikhail Andreevich, Director General, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: mikhorlov@yandex.ru