

ISSN 1561-8358 (Print)

ISSN 2524-244X (Online)

УДК 621.039

<https://doi.org/10.29235/1561-8358-2022-67-1-57-64>

Поступила в редакцию 26.11.2021

Received 26.11.2021

**В. Т. Казазян, А. П. Малыхин, Е. Ф. Войтецкая, Н. М. Днепровская,
И. Е. Рубин, Н. А. Тетерева**

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны
Национальной академии наук Беларуси, Минск, Республика Беларусь*

ПРЕДВАРИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ ПРИМЕНЕНИЯ РЕМИКС-ТОПЛИВА В РЕАКТОРАХ ВВЭР-1200 БЕЛОРУССКОЙ АЭС

Аннотация. Переход от традиционного уранового к регенерированному топливу, в котором используются переработанное отработавшее топливо и обогащенный природный уран, позволяет повысить эффективность топливоиспользования и снизить объемы отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). На основе анализа опубликованных материалов, касающихся в основном топливных циклов реактора ВВЭР-1000, сделан вывод, что наиболее подходящим в условиях Республики Беларусь является использование РЕМИКС-топлива. Для подтверждения этого вывода по отношению к реакторам ВВЭР-1200 Белорусской АЭС в рамках Государственной программы «Научные технологии и техника» на 2021–2025 годы подпрограммы 3 «Научное обеспечение эффективной и безопасной работы Белорусской атомной электростанции и перспективных направлений развития атомной энергетики» проведены расчетные исследования. Получены характеристики 12-месячного топливного цикла при многократном рецикле (повторном использовании топлива) по РЕМИКС-технологии при обогащении добавляемого урана 19,75 % и сохранении проектной мощности и длительности кампании. Доля ОЯТ, которая не возвращается в реактор, составляет 12,8 % (для цикла с урановым топливом – 100 %); доля отходов, предназначенных для захоронения или долговременного хранения, соответственно уменьшается в 8 раз, а удельный расход природного урана сокращается с 202 г/(МВт·сут) для уранового топлива до 159 г/(МВт·сут) для РЕМИКС-топлива. Полученные результаты можно учесть при разработке стратегии топливоиспользования на Белорусской АЭС.

Ключевые слова: РЕМИКС-топливо, обогащенный природный уран, переработанное отработавшее топливо, топливный цикл, рецикл, отработавшее ядерное топливо, удельный расход природного урана

Для цитирования: Предварительный анализ возможности применения РЕМИКС-топлива в реакторах ВВЭР-1200 Белорусской АЭС / В. Т. Казазян [и др.] // Вест. Нац. акад. наук Беларусі. Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2022. – Т. 67, № 1. – С. 57–64. <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2022-67-1-57-64>

**Vagan T. Kazazyan, Aliy P. Malykhin, Elena F. Vaitetskaya, Nina M. Dneprovskaya,
Isaak E. Rubin, Natalia A. Tetereva**

*Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus, Minsk,
Republic of Belarus*

PRELIMINARY ANALYSIS OF THE POSSIBILITY OF USING REMIX FUEL IN VVER-1200 REACTORS OF THE BELARUSIAN NPP

Abstract. The transition from conventional uranium to regenerated fuel, which uses reprocessed spent fuel and enriched natural uranium, improves fuel efficiency and reduces the amount of spent nuclear fuel (SNF). Based on the analysis of published materials concerning mainly the fuel cycles of the VVER-1000 reactor, it was concluded that the most suitable in the conditions of the Republic of Belarus is the use of REMIX fuel. To confirm this conclusion in relation to the VVER-1200 reactors of the Belarusian NPP, computational studies were carried out within the framework of the State program “Science-intensive technologies and equipment” for 2021–2025, subprogram 3 “Scientific support for the effective and safe operation of the Belarusian nuclear power plant and promising directions for the development of nuclear energy”. The characteristics of a 12-month fuel cycle with multiple recycling (reuse of fuel) according to the REMIX technology with 19.75 % enrichment of added uranium and maintaining the design capacity and duration of the campaign have been obtained. The share of SNF that is not returned to the reactor is 12.8 % (for a cycle with uranium fuel – 100 %); the fraction of waste intended for disposal or long-term storage, respectively, decreases by 8 times, and the specific consumption of natural uranium is reduced from 202 g/(MW·day) for uranium fuel to 159 g/(MW·day) for REMIX fuel. The results obtained can be taken into account when developing a fuel use strategy at the Belarusian NPP.

Keywords: REMIX fuel, enriched natural uranium, reprocessed spent fuel, fuel cycle, recycle, spent nuclear fuel, specific consumption of natural uranium

For citation: Kazazyan V. T., Malykhin A. P., Vaitetskaya E. F., Dneprovskaya N. M., Rubin I. E., Teterova N. A. Preliminary analysis of the possibility of using REMIX fuel in VVER-1200 reactors of the Belarusian NPP. *Vestsi Natsyyanal'най akademii navuk Belarusi. Seryya fizika-technichnykh navuk = Proceedings of the National Academy of Sciences of Belarus. Physical-technical series*, 2022, vol. 67, no. 1, pp. 57–64 (in Russian). <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2022-67-1-57-64>

Введение. Развитие мировой атомной энергетики началось с реализации в тепловых реакторах наиболее простого открытого ядерного топливного цикла (ТЦ), при котором отработавшее ядерное топливо (ОЯТ) после одной топливной кампании отправляется на захоронение или длительное хранение. Хотя при этом ОЯТ еще содержит высокий энергопотенциал, его переработка и использование поначалу были очень дорогостоящими и неэффективными. Тогда же для более высокого использования топливного потенциала и сокращения объема ОЯТ предполагался постепенный переход к замкнутому топливному циклу, включающему в себя наработку делящихся изотопов плутония в быстрых реакторах и полную переработку выгружаемого из реакторов топлива [1]. Но пока такого перехода не произошло, и во все блоки АЭС с тепловыми реакторами суммарной мощностью 400 ГВт ежегодно загружают более 10 тыс. т тепловыделяющих сборок (ТВС); в такой же степени происходит и накопление ОЯТ и высокоактивных продуктов его переработки. К началу 2020 г. в мире накоплено более 300 тыс. т ОЯТ [2], из них только в России – около 24 тыс. т ОЯТ, и ежегодно из реакторов выгружается порядка 650–700 т [3]. С вводом в действие Белорусской АЭС будет также накапливаться определенное количество отработавшего топлива.

Между тем даже неполное возвращение ОЯТ в реакторы позволяет значительно сократить объемы сохраняемого отработавшего топлива, а также снизить удельный расход природного урана вследствие дополнительного вовлечения в ТЦ изотопов ^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu [4, 5]. При этом снижается или исключается содержание в ОЯТ плутония, составляющее основную трудность при долговременном контролируемом хранении из-за его высокой токсичности, радиоактивности и риска распространения ядерных материалов.

Достигнутый прогресс в переработке ОЯТ и производстве топлива из регенерированных материалов, включая их транспортировку (применение автоматизации, освоение новых технологий разделения изотопов и др.), позволил уже сейчас в ряде стран (Франция, Россия) вовлечь в топливный цикл делящиеся продукты переработки в объеме примерно 2 тыс. т ОЯТ/год. Проводятся исследования по использованию в тепловых реакторах топлива, регенерированного из урана и плутония, как в плане улучшения экономических показателей, так и с целью решения серьезных проблем экологии [6, 7].

Условная классификация регенерированного топлива. В зависимости от происхождения и технологий переработки исходного ОЯТ, а также технологии изготовления и способа размещения в активных зонах тепловых реакторов регенерированного оксидного топлива оно условно разделяется на регенерированное урановое топливо (РУТ), МОКС-топливо и РЕМИКС-топливо [6].

Регенерированное урановое топливо изготавливается из регенерированного урана, выделяемого при переработке ОЯТ промышленных, транспортных или энергетических реакторов. В Российской Федерации накоплен более чем 30-летний опыт использования регенерированного урана для производства ядерного топлива (например, ОЯТ ВВЭР-440 используется для фабрики топлива РБМК) и более чем 15-летний опыт производства топлива из регенерированного урана для АЭС с реакторами PWR и BWR Западной Европы [8].

МОКС-топливо (англ. Mixed-OXide fuel) изготавливается из плутония, полученного при переработке ОЯТ промышленных или энергетических реакторов. При его изготовлении к плутонию добавляется обедненный или природный уран в количестве, обеспечивающем необходимые размножающие свойства МОКС-топлива. В настоящее время в некоторых странах на практике реализован вариант однократного рецикла МОКС-топлива в части (не более трети по соображениям безопасной эксплуатации) активной зоны действующих легководных реакторов. Такой вариант позволяет существенно снизить расход природного урана, но не решает проблемы накопления ОЯТ в целом. Многократный рецикл плутония в легководных реакторах оказался затруднительным из-за чрезмерного накопления высших изотопов плутония и минорных актинидов. В результате проблема хранения уранового ОЯТ легководных реакторов в этих странах конвертировалась в проблему хранения отработавшего МОКС-топлива.

РЕМИКС-топливо (англ. REgenerated MIXture of U, Pu oxides) призвано обеспечить наиболее полное возвращение регенерированного топлива в реакторы ВВЭР. В России исследуется возможность использования РЕМИКС-топлива, состоящего из неразделенной смеси урана и плутония, получаемой по упрощенной переработке ОЯТ, в которую добавляется около 20 % обогащенного природного урана (не более 20 % по ^{235}U). Добавление свежего урана необходимо для компенсации отрицательной реактивности от присутствия в смеси четных изотопов ^{236}U , ^{240}Pu , ^{242}Pu и сохранения необходимых размножающих свойств. Наибольшее распространение получил такой технологический вариант, когда в регенерированное топливо плутоний дополнительно не добавляется, а сохраняется лишь тот, который наработан в реакторе. Основу состава РЕМИКС-топлива реактора ВВЭР-1000 составляют изотопы: 1–1,5 % ^{239}Pu + 2,5–3 % ^{235}U + ^{238}U . Вследствие относительно небольшого содержания плутония РЕМИКС-топливо допускает загрузку всей активной зоны и многократное рециклирование [9], при этом не выявлено превышения допустимых пределов по мощности ТВС и твэлов. Сокращение удельного расхода природного урана по сравнению с открытым урановым топливным циклом составляет ~20 %.

С одной стороны сравнительно с урановым топливом несколько уменьшились эффективность жидкостной системы регулирования реактивности, эффективная доля запаздывающих нейтронов, время жизни мгновенных нейтронов деления. С другой стороны, стали более отрицательными такие параметры безопасности, как коэффициенты обратных связей по мощности, температуре топлива и замедлителя. В целом перечисленные отличия не создают препятствий для практического использования РЕМИКС-топлива.

Технология РЕМИКС имеет и существенные недостатки по сравнению с урановым топливом. Это рост затрат на изготовление ТВС из «грязного» уран-плутониевого топлива и их эксплуатацию, переработку РЕМИКС-ОЯТ и обращение с высокоактивными отходами, содержащими увеличенные количества радиотоксичных минорных актинидов, в первую очередь ^{232}U [2, 3, 10]. Отмеченные особенности проверяются на практике. В течение 2016–2026 гг. госкорпорацией «Росатом» реализуется программа «Реферирование РЕМИКС-топлива для организации его продвижения на зарубежные рынки». Программа включает в себя расчетно-экспериментальное обоснование РЕМИКС-топлива, обоснование безопасности активной зоны РУ типа ВВЭР-1000 с таким топливом, создание технологии и обоснование опытно-промышленного производства. В соответствии с программой на третьем энергоблоке Балаковской АЭС пять лет проводили испытания комбинированных экспериментальных ТВС, содержащих РЕМИКС-топливо. Опытно-промышленная эксплуатация инновационного топлива прошла успешно. В 2021 г. в госкорпорации «Росатом» было создано опытное производство полномасштабных ТВС с РЕМИКС-топливом в кооперации между Горно-химическим комбинатом (ФГУП «ГХК», г. Железногорск Красноярского края), где ведется изготовление РЕМИКС-таблеток, и Сибирским химическим комбинатом (АО «СХК», предприятие Топливной компании «Росатома» «ТВЭЛ» в Северске Томской области), на площадке которого изготавливаются твэлы и собираются РЕМИКС-ТВС. После 2026 г. предполагается перевод одного из блоков ВВЭР-1000 (ВВЭР-1200) на РЕМИКС-топливо [6].

Преимущества использования РЕМИКС-топлива в условиях Республики Беларусь.

Сравнивая особенности различных видов регенерированного топлива применительно к развитию белорусской атомной энергетики в будущем, легко видеть, что перспективным может быть только использование РЕМИКС-топлива. Переход на топливо из регенерированного урана не решает проблему ликвидации наработанного плутония и, кроме того, требует разделения изотопов урана и плутония, усложняющего переработку ОЯТ. Переход на МОКС-топливо также не актуален для Республики Беларусь, не обладающей необходимыми запасами плутония.

Таким образом, из анализа опубликованных данных по использованию РЕМИКС-топлива следует, что переход на такое топливо на АЭС Республики Беларусь позволит:

- 1) в несколько раз снизить объем ОЯТ, поступающего на длительное хранение, уменьшить потребление природного урана, а также ограничить или исключить присутствие в нем плутония в соответствии с международными соглашениями;
- 2) повысить уровень компетенции специалистов Республики Беларусь, занятых изучением возможности и условий возврата в Беларусь переработанного ОЯТ, определяемых поставщиком ядерного топлива.

Кроме того, использование РЕМИКС-топлива на Белорусской АЭС может стать необходимостью при развитии технологий ядерного топливного цикла, изменении цен на природный уран и др.

Преимущества от внедрения РЕМИКС-топлива обоснованы исследованиями топливных циклов реактора ВВЭР-1000. Поэтому в рамках Государственной программы «Научные технологии и техника» на 2021–2025 годы подпрограммы 3 «Научное обеспечение эффективной и безопасной работы Белорусской атомной электростанции и перспективных направлений развития атомной энергетики» ведется работа по обоснованию преимущества замены уранового топлива на РЕМИКС-топливо для реакторов ВВЭР-1200 Белорусской АЭС.

Цель настоящего исследования – получение основных характеристик топливного цикла реакторов ВВЭР-1200 (пока без оценки радиационных характеристик РЕМИКС-топлива).

Проектное топливо ВВЭР-1200. Активная зона реактора состоит из 163 ТВС разных типов, каждая из которых содержит 312 тепловыделяющих элементов, в основном заполненных двуокисью урана UO_2 (ТВЭлов) и, в небольшом количестве, смесью UO_2 и выгорающего поглотителя Gd_2O_3 (ТВЭгов). ТВЭлы и ТВЭги имеют четыре разные начальные обогащения. Данные по составам в основном взяты из проектных документов блока №1 Белорусской АЭС. Для исследований по эффективности РЕМИКС-топлива наиболее удобен стационарный режим годичной перегрузки, в который через несколько лет после пуска переходят энергоблоки АЭС. В этом режиме при перегрузке 42 наиболее выгоревшие ТВС удаляются, а оставшиеся ТВС и 42 свежие расставляются таким образом, чтобы длительность кампании была оптимальной. В стационарном режиме схема перегрузки ежегодно повторяется; она используется также и для моделирования ТЦ с РЕМИКС-топливом. Длительность топливной кампании составляет три (для пяти ТВС Z40D2) или четыре (для остальных ТВС) года. Реакторы ВВЭР-1200 имеют в стационарном режиме перегрузки более высокие начальное обогащение по ^{235}U и среднюю глубину выгорания выгружаемого топлива по сравнению с ВВЭР-1000 (соответственно 4,79 % и 55,5 МВт·сут/кг U против 4,33 % и 49,2 МВт·сут/кг U [9]). Проектная картограмма расположения ТВС в активной зоне показана на рис. 1. Для каждой ТВС приведены ее тип согласно проектной документации и год эксплуатации.

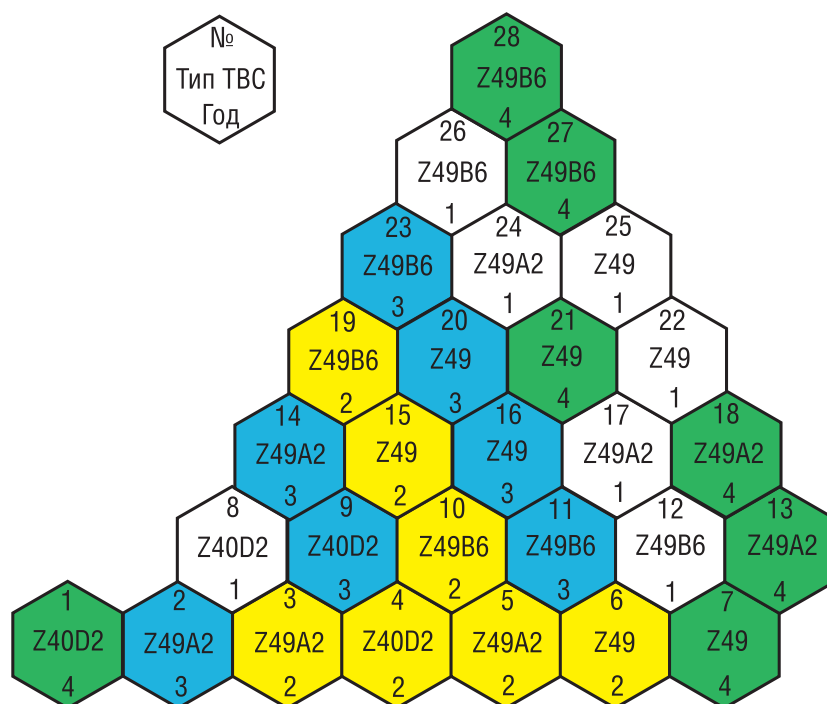


Рис. 1. Картограмма стационарной топливной загрузки реактора ВВЭР-1200 в элементе поворотной симметрии 60°

Fig. 1. Cartogram of the stationary fuel loading of the VVER-1200 reactor in the element of rotation symmetry of 60°

Расчетная модель. Моделирование рециклов реактора ВВЭР-1200, так же как и проектных топливных циклов, выполняется с помощью расчетной модели, используемой в Объединенном институте энергетических и ядерных исследований – Сосны НАН Беларуси (ОИЭЯИ – Сосны), которая включает в себя коды ТВС-М (аттестационный паспорт от 21.02.2002 № 135) и DYN3D (лицензионное соглашение № 0 012 011 между Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf и ОИЭЯИ – Сосны). Первый код предназначен для подготовки малогрупповых констант всех составов (типов ТВС), второй – для трехмерного диффузионного расчета реактора с описанием выгорания топлива и перемены положения ТВС при перегрузках. Поскольку все расчеты соответствуют проектному режиму работы реактора на номинальной мощности, диапазоны изменения параметров, определяющих константы (температур топлива и замедлителя, плотности замедлителя), принимались, по возможности, минимальными, что сократило объем вычислений при подготовке библиотек констант.

Исходные составы РЕМИКС-топлива для рецикла r в данной работе получаются из состава регенерированного топлива от рецикла $r-1$ (для первого рецикла – из выгоревшего и переработанного уранового топлива) добавлением к нему состава обогащенного до 19,75 % по ^{235}U природного урана. Если обозначить долю добавляемого природного урана через x , то содержание актинида l в РЕМИКС-топливе перед рециклом r будет (в кг/т тяжелых металлов (ТМ)) соответственно для ^{235}U , ^{238}U и всех остальных актинидов:

$$\rho_{r,235} = \rho_{r-1,235}(1-x) + 19,75x; \rho_{r,238} = \rho_{r-1,238}(1-x) + 802,5x; \rho_{r,l} = \rho_{r-1,l}(1-x).$$

Начальные составы ТВС РЕМИКС-топлива R40D2, R49, R49A2 и R49B6, примерно эквивалентные по своим размножающим свойствам проектным Z40D2, Z49, Z49A2 и Z49B6, определяются на основе состава твэлов, составляющих 84 % от суммарного числа твэлов и твэгов, ежегодно загружаемых в активную зону. Для проектного топлива это твэлы с максимальным обогащением 4,95 %. Если считать, что доля x относится к таким твэлам, то для твэлов с меньшим обогащением и твэгов доля добавляемого природного урана также будет меньшей. Уменьшение доли x для них выполняется таким образом, чтобы соотношения обогащений в проектных и соответствующих РЕМИКС-твэлах были одинаковыми. Обогащение РЕМИКС-твэлов оценивается по сумме содержания нечетных (делящихся) актинидов ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu .

Для каждого рецикла доля добавляемого обогащенного урана подбирается так, чтобы средняя глубина выгорания топлива (длительность кампании) в стационарном режиме перегрузки совпадала с проектной.

После этого определяются средняя по составам доля добавляемого урана \bar{x} , доля отходов ТМ, которая не может быть возвращена в реактор, и удельный расход природного урана. Доля отходов ТМ находится из соотношения

$$\frac{\rho_{\text{U+Pu}} + \bar{x} - 1}{\rho_{\text{U+Pu}}} \cdot 100 \%,$$

где $\rho_{\text{U+Pu}}$ – среднее суммарное содержание актинидов после рецикла. Удельный расход природного урана в единицах г/(МВт·сут) для уранового топлива (η – среднее обогащение топлива подпитки, %):

$$\frac{1000}{E} \cdot \frac{\eta - 0,3}{0,7 - 0,3},$$

а для РЕМИКС-топлива:

$$\frac{1000}{E} \cdot \frac{\bar{x} \cdot (19,75 - 0,3)}{0,7 - 0,3},$$

где E – среднее выгорание выгружаемых ТВС в МВт·сут/кг ТМ, содержание ^{235}U в природном уране 0,7 %, в отвале – 0,3 %.

Результаты расчетов. В табл. 1 приведены средние по активной зоне составы выгружаемого проектного топлива и загружаемого и выгружаемого топлива для пяти рециклов ВВЭР-1200, а на рис. 2 – сравнение среднего начального (до рецикла) содержания ^{235}U , сумм четных и нечетных изотопов плутония, полученных в данной работе и взятых из [11] для ВВЭР-1000.

Т а б л и ц а 1. Содержание U и Pu в топливе, кг/т тяжелых металлов, в начале и конце топливного цикла
 T a b l e 1. Content of U and Pu in fuel, kg/t heavy metals, at the beginning and at the end of the fuel cycle

Состав	Проект	Рецикл 1		Рецикл 2		Рецикл 3		Рецикл 4		Рецикл 5	
	После	До	После	До	После	До	После	До	После	До	После
^{235}U	9,93	46,2	13,6	48,2	15,7	49,6	17,1	50,5	18,0	51,3	18,6
^{236}U	6,17	5,3	10,0	8,6	12,9	11,2	15,3	13,3	17,1	14,9	18,6
^{238}U	913,2	936,7	900,2	927,3	891,7	921,2	886,1	916,9	882,2	913,7	879,2
^{238}Pu	0,45	0,38	0,92	0,79	1,28	1,11	1,54	1,34	1,74	1,52	1,89
^{239}Pu	7,19	6,17	8,67	7,51	9,44	8,21	9,89	8,62	10,18	8,87	10,36
^{240}Pu	3,25	2,79	4,15	3,59	4,54	3,94	4,74	4,13	4,85	4,23	4,92
^{241}Pu	1,91	1,64	2,68	2,32	3,02	2,63	2,20	2,79	3,31	2,88	3,37
^{242}Pu	0,93	0,79	1,86	1,61	2,43	2,11	2,77	2,41	2,97	2,59	3,095
U+Pu	943,0	1000	942,1	1000	941,0	1000	940,6	1000	940,4	1000	940,1

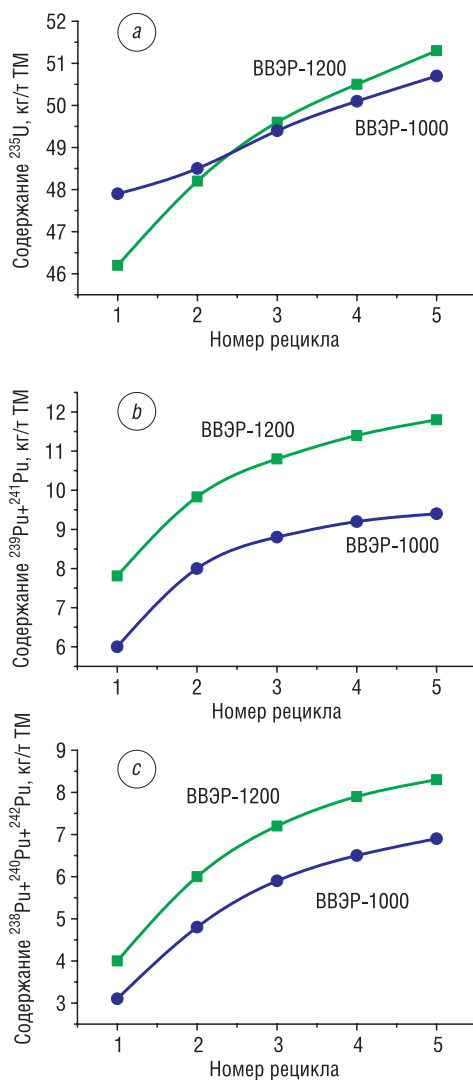


Рис. 2. Изменение среднего содержания ^{235}U (a), $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ (b) и $^{238}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu} + ^{242}\text{Pu}$ (c) по рециклам в реакторах ВВЭР-1000 и ВВЭР-1200

Fig. 2. Change in the average content of ^{235}U (a), $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ (b) and $^{238}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu} + ^{242}\text{Pu}$ (c) on recycles in VVER-1000 and VVER-1200 reactors

Поскольку основу РЕМИКС-топлива составляет неразделенная смесь урана и плутония, с каждым рециклом содержание плутония возрастает, но в случае ВВЭР-1200 оно заметно выше, так как и обогащение, и глубина выгорания топлива ВВЭР-1200 больше. Состав топлива в обоих случаях «ухудшается»: увеличивается концентрация ^{236}U , снижающего реактивность реактора, а доля делящихся изотопов Pu для ВВЭР-1200 уменьшается с 66 до 58 %. Однако вследствие замедления отмеченных изменений к концу рассматриваемого интервала, величина \bar{x} , приведенная в табл. 2, стабилизируется после третьего рецикла на уровне 0,18.

Остается часть ОЯТ, равная 12,8 %, которая не может быть использована в рециклах. Свести ее к нулю в принципе возможно, если использовать при изготовлении РЕМИКС-топлива высокообогащенный природный уран [3]. При обогащении ~59 % доля \bar{x} может достигнуть значения 0,06, при котором отходы ОЯТ исключаются. В данной работе для подпитки цикла принято обогащение 19,75 %, исходя из договоренности о нераспространении ядерного оружия. Но и при таком ограничении доля отходов ОЯТ уменьшается почти в 8 раз по сравнению с урановым топливом.

Т а б л и ц а 2. Характеристики эффективности РЕМИКС-топлива ВВЭР-1200 по рециклам

T a b l e 2. Efficiency characteristics of VVER-1200 REMIX fuel in terms on recycles

Величина	Проект	Рецикл 1	Рецикл 2	Рецикл 3	Рецикл 4	Рецикл 5
Средняя доля добавляемого обогащенного урана \bar{x}	–	0,191	0,185	0,182	0,180	0,180
Доля отходов ОЯТ, %	100	14,1	13,4	13,0	12,8	12,8
Удельный расход природного урана, г/(МВт·сут)	202 205*	168 171*	163 167*	160 –	159 –	159 –

П р и м е ч а н и е. * – значения получены для ВВЭР-1000 по данным [9].

Удельный расход природного урана вследствие использования РЕМИКС-топлива в ВВЭР-1200 сокращается на 21 % (в ВВЭР-1000 ~20 %). Небольшая разница может быть вызвана тем, что при переходе к РЕМИКС-топливу ужесточение спектра нейтронов (и наработка плутония) в реакторе ВВЭР-1200 несколько больше.

Заключение. В результате анализа опубликованных материалов, главным образом касающихся топливных циклов реакторов ВВЭР-1000, сделан вывод, что из всех типов регенерированного топлива в условиях Республики Беларусь наиболее подходящим для использования на Белорусской АЭС является РЕМИКС-топливо. Получены характеристики ТЦ ВВЭР-1200 с РЕМИКС-топливом для многократного рецикла при сохранении проектной мощности и длительности кампании. В случае обогащения добавляемого природного урана 19,75 % его доля составляет 0,18; при этом доля ОЯТ, которая не возвращается в реактор – 12,8 % (для цикла с урановым топливом – 100 %); удельный расход природного урана сокращается с 202 г/(МВт·сут) для уранового топлива до 159 г/(МВт·сут), а доля отходов уменьшается в 8 раз. Но окончательный вывод о целесообразности перехода реакторов Белорусской АЭС на РЕМИКС-топливо можно сделать только при сравнении получаемых преимуществ и дополнительных затрат. Соответствующий анализ предполагается выполнить на следующих этапах исследования, включая и рассмотрение 18-месячного ТЦ.

Список использованных источников

1. Адамов, Е. О. Переработка отработавшего ядерного топлива и рециклирование ядерных материалов в двух-компонентной ядерной энергетике / Е. О. Адамов, Ю. С. Мочалов, В. И. Рачков // *Атомная энергия*. – 2021. – Т. 130, вып. 1. – С. 28–34.
2. Оценка конкурентоспособности регенерированного уран-плутониевого РЕМИКС-топлива в тепловых реакторах / А. В. Матвеев [и др.] // *Атомная энергия*. – 2021. – Т. 130, вып. 1. – С. 52–56.
3. Анализ перспективных направлений использования регенерированного урана и плутония в топливном цикле БелАЭС / А. В. Кузьмин [и др.] // *Энергетическая стратегия*. – 2020. – № 2 (74). – С. 34–38.
4. Анализ возможности использования топлива на основе регенерата урана в ВВЭР / В. Н. Проселков [и др.] // *Атомная энергия*. – 2003. – Т. 95, вып. 6. – С. 422–428.
5. Использование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах / Ю. С. Федоров [и др.] // *Атомная энергия*. – 2005. – Т. 99, вып. 2. – С. 136–141.
6. Переработка облученного топлива: новые требования и инновационные подходы / И. А. Масленников [и др.] // *Безопасность окружающей среды*. – 2010. – № 1. – С. 90–93.
7. Анализ радиационных и теплофизических характеристик отработавшего РЕМИКС-топлива / С. В. Маковский [и др.] // *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы*. – 2017. – Вып. 4. – С. 134–143.
8. Формирование поставок защищенного ядерного топлива на основе регенерированного урана для стран-реципиентов российских ядерных технологий / М. И. Федоров [и др.] // *Известия вузов. Ядерная энергетика*. – 2015. – № 1. – С. 128–135.
9. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-ной загрузкой топливом из регенерированного урана и плутония / А. М. Павловичев [и др.] // *Атомная энергия*. – 2006. – Т. 101, вып. 6. – С. 407–413.
10. Анализ характеристик РЕМИКС-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР / В. М. Декусар [и др.] // *Известия вузов. Ядерная энергетика*. – 2013. – № 4. – С. 109–117.
11. Радиационные характеристики РЕМИКС-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР-1000 / Д. В. Постоварова [и др.] // *Известия вузов. Ядерная энергетика*. – 2016. – № 1. – С. 100–110.

References

1. Adamov E. O., Mochalov Yu. S., Rachkov V. I. Spent Nuclear Fuel Reprocessing and Nuclear Materials Recycling in Two-Component Nuclear Energy. *Atomic Energy*, 2021, vol. 130, no. 1, pp. 29–35. <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00769-w>
2. Matveenko A. V., Kharitonov V. V., Pavlov Yu. G., Ul'yanin Yu. A. Competitiveness Assessment of Regenerated Uranium-Plutonium Remix Fuel in Thermal Reactors. *Atomic Energy*, 2021, vol. 130, no. 1, pp. 57–62. <http://doi.org/10.1007/s10512-021-00774-z>
3. Kuz'min A. V., Kazazyan V. T., Kuz'mina N. D., Malykhin A. P., Kovalevich V. G. Analysis of promising directions for the use of reprocessed uranium and plutonium in the fuel cycle of the BelNPP. *Energeticheskaya strategiya* [Energy Strategy], 2020, no. 2 (74), pp. 34–38 (in Russian).
4. Proselkov V. N., Aleshin S. S., Popov S. G., Sidorenko V. D., Slavyagin P. D., Tataurov A. L., Milovanov O. V., Mikhhev E. N., Anan'ev Yu. A., Pytkin Yu. N., Pimenov Yu. V. Analysis of the Possibility of Using Fuel Based on Reclaimed Uranium in VVER Reactors. *Atomic Energy*, 2003, vol. 95, no. 6, pp. 829–834. <http://doi.org/10.1023/b:aten.0000018995.09337.b5>
5. Fedorov Yu. S., Bibichev B. A., Zil'berman B. Ya., Kudryavtsev E. G. Use of regenerated uranium and plutonium in thermal reactors. *Atomnaya energiya* [Atomic Energy], 2005, vol. 99, iss. 2, pp. 136–141 (in Russian).
6. Maslennikov I. A., Fedorov Yu. S., Shadrin A. Yu., Zil'berman B. Ya., Babain V. A., Bibichev B. A. Processing of irradiated fuel: new requirements and innovative approaches. *Bezopasnost' okruzhayushchei sredy* [Environmental Safety], 2010, no. 1, pp. 90–93 (in Russian).

7. Makovskii S. V., Kuryndin A. V., Kirkin A. M., Sinegribov S. V. Analysis of the radiation and thermophysical characteristics of the spent REMIX fuel. *Voprosy atomnoi nauki i tekhniki. Ser. Yaderno-reaktornye konstanty* [Questions of Atomic Science and Technology. Ser. Nuclear Reactor Constants], 2017, iss. 4, pp. 134–143 (in Russian).

8. Fedorov M. I., D'yachenko A. I., Balagurov N. A., Artisyuk V. V. Formation of supplies of protected nuclear fuel based on reprocessed uranium for recipient countries of Russian nuclear technologies. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika* [News of Higher Educational Institutions. Nuclear Energy], 2015, no. 1, pp. 128–135 (in Russian).

9. Pavlovichev A. M., Pavlov V. I., Semchenkov Yu. M., Kudryavtsev E. G., Fedorov Yu. S., Bibichev E. A. Neutron-physical characteristics of a VVER core with 100% load of reprocessed uranium and plutonium fuel. *Atomic Energy*, 2006, vol. 101, no. 6, pp. 863–868. <http://dx.doi.org/10.1007/s10512-006-0182-5>

10. Dekusar V. M., Kagramanyan V. S., Kalashnikov A. G., Kapranova E. N., Korobitsyn V. E., Puzakov A. Yu. Analysis of the characteristics of REMIX fuel with multiple recycle in VVER reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika* [News of Higher Educational Institutions. Nuclear Energy], 2013, no. 4, pp. 109–117 (in Russian).

11. Postovarova D. V., Kovalev N. V., Onegin M. S., Bibichev B. A. Radiation characteristics of REMIX fuel during multiple recycle in VVER-1000 reactors. *Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika* [News of Higher Educational Institutions. Nuclear Energy], 2016, no. 1, pp. 100–110 (in Russian).

Информация об авторах

Казазян Ваган Тереникович – кандидат технических наук, доцент, заведующий лабораторией энергетического планирования, разработок технических нормативных актов, экспертного анализа материалов и научно-организационного обеспечения госпрограммы, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (д. Прилесье, 47/17, 223063, Лувослободской с/с, Минский район, Минская область, Республика Беларусь). E-mail: jipnr@sosny.bas-net.by

Мальхин Алий Петрович – кандидат технических наук, доцент, ведущий научный сотрудник лаборатории энергетического планирования, разработок технических нормативных актов, экспертного анализа материалов и научно-организационного обеспечения госпрограммы, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (д. Прилесье, 47/17, 223063, Лувослободской с/с, Минский район, Минская область, Республика Беларусь). E-mail: jipnr@sosny.bas-net.by

Войтецкая Елена Федоровна – научный сотрудник лаборатории нейтронной физики, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (д. Прилесье, 47/17, 223063, Лувослободской с/с, Минский район, Минская область, Республика Беларусь). E-mail: rubin@sosny.bas-net.by

Днепровская Нина Михайловна – научный сотрудник лаборатории нейтронной физики, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (д. Прилесье, 47/17, 223063, Лувослободской с/с, Минский район, Минская область, Республика Беларусь). E-mail: dneprnina@mail.ru

Рубин Исаак Ефимович – старший научный сотрудник лаборатории нейтронной физики, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (д. Прилесье, 47/17, 223063, Лувослободской с/с, Минский район, Минская область, Республика Беларусь). E-mail: rubin@sosny.bas-net.by

Тетерева Наталья Александровна – научный сотрудник лаборатории нейтронной физики, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (д. Прилесье, 47/17, 223063, Лувослободской с/с, Минский район, Минская область, Республика Беларусь). E-mail: tetna@mail.ru

Information about the authors

Vagan T. Kazazyan – Ph. D. (Engineering), Associate Professor, Head of Laboratory, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus (47/17, Prilesye village, 223063, Lugvoslobodskaya village, Minsk District, Minsk Region, Republic of Belarus). E-mail: jipnr@sosny.bas-net.by

Aliy P. Malykhin – Ph. D. (Engineering), Associate Professor, Leading Researcher, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus (47/17, Prilesye village, 223063, Lugvoslobodskaya village, Minsk District, Minsk Region, Republic of Belarus). E-mail: jipnr@sosny.bas-net.by

Elena F. Vaitsetskaia – Researcher of the Laboratory of Neutron Physics, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus (47/17, Prilesye village, 223063, Lugvoslobodskaya village, Minsk District, Minsk Region, Republic of Belarus). E-mail: rubin@sosny.bas-net.by

Nina M. Dneprovskaya – Researcher at the Laboratory of Neutron Physics, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus (47/17, Prilesye village, 223063, Lugvoslobodskaya village, Minsk District, Minsk Region, Republic of Belarus). E-mail: dneprnina@mail.ru

Isaak E. Rubin – Senior Researcher at the Laboratory of Neutron Physics, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus (47/17, Prilesye village, 223063, Lugvoslobodskaya village, Minsk District, Minsk Region, Republic of Belarus). E-mail: rubin@sosny.bas-net.by

Natalia A. Teterova – Researcher at the Laboratory of Neutron Physics, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus (47/17, Prilesye village, 223063, Lugvoslobodskaya village, Minsk District, Minsk Region, Republic of Belarus). E-mail: tetna@mail.ru