

ЭКОНОМИКА

УДК 658.5.012.2, 658.511.2

Оценка влияния номера рецикла на топливную составляющую себестоимости различных типов реакторов

В.Е. Галковская

ФГАОУВО «Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ» (ИАТЭ НИЯУ МИФИ), г. Обнинск, Российская Федерация
E-mail: galvika@mail.ru

Авторское резюме

Состояние вопроса: Актуальные исследования в области экономики ядерной энергетики охватывают широкий спектр вопросов формирования себестоимости электроэнергии АЭС. Отсутствие комплексного, системного подхода к оценке топливной составляющей себестоимости электроэнергии на различных типах реакторов формирует новые вызовы, обуславливающие необходимость осуществления сравнительного анализа эффективности топливной кампании и возможности рециклирования ядерного топлива.

Материалы и методы: Исследование основано на разработках отечественных и зарубежных ученых в области экономики ядерной энергетики и ядерной физики, опубликованных в научных периодических изданиях и в сети Интернет. Используются методы аналитического, технико-экономического и логического анализа, прогнозные качественные и количественные методы, метод группировки данных.

Результаты: Представлен сравнительный анализ изменения топливной составляющей себестоимости электроэнергии, произведенной на АЭС с реакторами типа ВВЭР и PWR с учетом номера рецикла, величины и стоимости компенсации начального присутствия четных изотопов урана при рецикле, стратегии обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами. Отмечена необходимость учета различных объемов топливной загрузки реакторов при расчете стоимости плутония. Выявлены несовершенства создания цепочки стоимости ядерного топлива в России и предложены рекомендации по их устранению. Выявлена целесообразность рециклирования урана при заданных условиях. Показано, что величина топливной составляющей себестоимости снижается с каждым последующим рециклом, что справедливо для АЭС с реакторами и ВВЭР, и PWR и обусловлено технико-экономическими характеристиками реакторов. Установлено, что топливная составляющая себестоимости электроэнергии ВВЭР-1000 ниже, чем PWR 14×14, что объясняется не только более низкой стоимостью переделов начальной и заключительной стадий ядерного топливного цикла, но и улучшенными техническими характеристиками реактора ВВЭР-1000 в сравнении с PWR 14×14, а также изотопный состав отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000 и PWR 14×14 различается, что влияет на топливную составляющую себестоимости электроэнергии при рециклировании.

Выводы: Результаты исследования могут быть использованы при обосновании выбора проекта строительства АЭС.

Ключевые слова: ядерный топливный цикл, АЭС, уран, плутоний, отработавшее ядерное топливо, себестоимость электроэнергии, рецикл.

Evaluation of the effect of recycle numbers on the fuel component of the cost of different reactor types

V.E. Galkovskaya

Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University MEPhI (INPE NRNU MEPhI), Obninsk, Russian Federation
E-mail: galvika@mail.ru

Abstract

Background: Current research in the field of economics of nuclear power industry covers a wide range of questions regarding the NPP electricity cost formation. Lack of a comprehensive systematic approach to the assessment of fuel component in the electricity cost for different types of reactors creates new challenges, making it necessary to make a comparative analysis of reactor life efficiency and the possibility of nuclear fuel recycling.

Material and methods: This study is based on Russian and foreign scientists' works in the field of economics of nuclear power industry and nuclear physics published in scientific periodical journals and on the Internet. It also employs methods of analytical, technical and economic and logical analysis as well as predictive qualitative and quantitative methods and data grouping.

Results: The paper presents a comparative analysis of changes in the fuel component of the cost of electricity produced at NPPs with VVER and PWR considering the number of recycling, value and cost of compensation for the initial presence of even uranium isotopes during recycling, the strategy of treating spent nuclear fuel (SNF) and radioactive waste (RW). It is shown that it is necessary to account for various volumes of fuel element columns for plutonium cost calculation. Some shortcomings have been revealed in the development of nuclear fuel value chain in Russia and suggestions for their elimination have been made. The paper demonstrates the feasibility of uranium recycling under set conditions. It is shown that the magnitude of the fuel component in the cost decreases with each subsequent recycle, which is true for nuclear power plants with VVER and PWR reactors, and is caused by technical and economic characteristics of the reactors. The fuel component in the cost of electricity for VVER-1000 has been found to be lower than that for PWR 14×14, which is explained by both the lower cost of repartitions of initial and final stages of the nuclear fuel cycle and by improved technical characteristics of VVER-1000 in comparison with PWR 14×14. VVER-1000 and PWR 14×14 also have significantly different isotopic compositions of SNF, which also affects the fuel component of the electricity cost at recycling.

Conclusions: The results of this research can be used for justification of the NPP construction project choice.

Key words: nuclear fuel cycle (NFC), NPP, uranium, plutonium, spent nuclear fuel (SNF), cost of electricity production, recycling.

DOI: 10.17588/2072-2672.2018.2.067-075

Введение. Эволюция подходов и методов оценки залежей урана позволяет говорить о достаточной ресурсной базе ядерной энергетики [1], представляющей собой альтернативу энергетике на органическом топливе. Мировое потребление первичных энергоресурсов и электроэнергии с учетом различных видов генерации и сценариев развития мировой энергетики характеризуется существенным ростом к 2040 г. доли альтернативных источников энергии и незначительным ростом ядерной энергетики⁷. Согласно текущему сценарию развития энергетики, доля ископаемого топлива в структуре мирового спроса останется относительно стабильной и к 2040 г. сократится лишь на 2,35 % (с 81,01 до 78,66 %). 450 Scenario, направленный на сокращение выбросов парниковых газов в атмосферу и развитие использования возобновляемых источников энергии, прогнозирует значительное сокращение использования ископаемого топлива к 2040 г. с 81,01 до 57,98 %, т.е. на 23,03 %. В каждом сценарии наблюдается значительное снижение доли нефти, которую планируется компенсировать преимущественно за счет альтернативных источников энергии и ядерной энергетики. Таким образом, возникает необходимость снижения себестоимости «атомной» электроэнергии, в том числе, за счет увеличения эффективности планирования расходов на ядерное топливо, что, в свою очередь, реализуется путем повышения точности расчета нейтронно-физических характеристик реактора [2, 3], рециклирования⁸ [4–10], учета вклада плутония в энерговыработку [11, 12] и оптимизации топливной составляющей себестоимости (ТСС) электроэнергии с учетом особенностей начальной и заключительной стадий

ядерного топливного цикла (ЯТЦ) [5, 15]. Снижение ТСС электроэнергии как фактора стратегии лидерства в издержках позволит достичь конкурентных преимуществ АЭС, максимально преумножив имеющийся потенциал атомной энергетики как внутри страны, так и на мировых рынках.

В настоящее время отечественными и зарубежными учеными предлагаются эффективные методики оценки ТСС, которые, однако, не позволяют сделать вывод об экономической целесообразности рециклирования топлива (с учетом номера рецикла) для различных типов тепловых реакторов и однозначно говорить о конкурентных преимуществах реакторов российского типа. Таким образом, предлагаемое исследование влияния номера рецикла на ТСС различных типов реакторов, на примере ВВЭР-1000 и PWR с ячейкой 14×14, занимающих 65 % мирового рынка энерговыработки, является крайне актуальным.

Методы исследования. Данное исследование базируется на классических методах определения топливной загрузки и ее стоимости с учетом технических характеристик реактора, опубликованных в [5, 14, 15]. Российские и мировые цены на переделы начальной и заключительной стадий ЯТЦ сформированы по данным открытых источников финансовой, бухгалтерской и годовой отчетности АО «Атомредметзолото»⁹, АО «ТВЭЛ»¹⁰, АО «Концерн Росэнергоатом»¹¹, ФГУП «ПО МАЯК»¹², ГК Росатом¹³, The UxConsulting

⁷ OECD/IEA World Energy Outlook 2016. URL: <http://dx.doi.org/10.1787/weo-2016-en>

⁸ IAEA–TECDOC–CD–1630. 2007. «Use of Re-processed Uranium». Proceedings of a Technical Committee Meeting held in Vienna.

⁹ АРМЗ. http://www.armz.ru/shareholders_and_investors/information_disclosure/

¹⁰ ТВЭЛ. <http://www.tvel.ru/wps/wcm/connect/tvel/tvelsite/finance/>

¹¹ Росэнергоатом. http://www.rosenergoatom.ru/shareholders/info_disclosure/god-otchet/

¹² ПО МАЯК. <http://www.po-mayak.ru/wps/wcm/connect/mayak/site/Production/>

¹³ ГК Росатом. <http://www.rosatom.ru/about/publicchnaya-otchetnost/>

Company¹⁴, AREVA¹⁵, Cameco¹⁶, URENCO¹⁷ [5]. Следует отметить важность номера цикла при рециклировании для расчета объема необходимой «свежей» топливной загрузки для компенсации начального присутствия четных изотопов урана. Расчеты коэффициентов компенсации наличия ²³⁶U в регенерированном уране представлены в [6–8], их экономическое применение в [5], основные аспекты работы с ОЯТ рассмотрены в [13].

Результаты исследования. Предложенная в [5] методика формирования ТСС электроэнергии АЭС представляет собой логично сформулированный пошаговый алгоритм расчета расходов на топливо с учетом номера рецикла, технологических потерь, вклада плутония в энерговыработку, стоимости его наработки и хранения, однако требует некоторых пояснений, которые в [5] не представлены.

Так, в методике [5, с. 69] приведена формула (2) расчета стоимости ежегодной потребности в природном уране (долл. США, руб.). Следует отметить, что на производстве закиси-оксида урана перерабатывается руда с различным содержанием урана по изотопу ²³⁵U и с различной себестоимостью добычи в зависимости от способа (шахтного, открытого), минерального состава руды, характера покрывающих пород и т.п. Следовательно, кроме нормативной прибыли, стоимость $C_{U_3O_8}$ включает все затраты по основным переделам производства закиси-оксида урана: амортизационные отчисления основных фондов (горные выработки, здания и сооружения, оборудование) и эксплуатационные расходы, состоящие из затрат:

- на разведывательные и горноподготовительные работы (около 50 % от общей величины эксплуатационных расходов);
- очистные работы, транспорт, вентиляцию, поддержание горных выработок, водоотлив, кондиционирование, электроэнергию, расходные материалы (химические реагенты, сталь и т.п.), удаление и захоронение отходов, содержащих уран;
- расходы на заработную плату и страховые взносы рудодобывающего предприятия;
- расходы на доставку руды на гидрометаллургический завод для ее переработки в урановый концентрат, на которые оказывают влияние транспортные тарифы;
- накладные расходы, составляющие традиционно в структуре ГК Росатом, в зави-

¹⁴ UxC. <https://www.uxc.com/p/prices/UxCPrices.aspx>

¹⁵ AREVA. <http://www.aveva.com/EN/finance-1176/regulated-financial-information-from-the-world-leader-in-the-nuclear-industry.html>

¹⁶ CAMECO. <https://www.cameco.com/invest/financial-information/annual-reports/2016>

¹⁷ URENCO. <http://urencо.com/investors/group-reports/annual-report-and-accounts-2016>

симости от методики расчета, 110 % от фонда заработной платы либо 40 % от объема заключенного договора.

При расчете расходов на обогащение урана в [5, с. 69] приводится оценка энергоемкости каждого из методов разделения изотопов и дается пояснение, что разработка лазерного метода разделения изотопов движется в двух направлениях: а) с использованием молекулярных соединений (UF_6) и б) с использованием атомов металлов (в парообразном состоянии).

В первом варианте гексафторид урана облучается излучением лазера с такой длиной волны, которая поглощается только одним типом молекул, например ²³⁵UF₆. Эти молекулы переходят в возбужденное состояние. Смесь возбужденных и невозбужденных молекул подвергается воздействию мощного излучения, при поглощении которого возбужденные молекулы ²³⁵UF₆ диссоциируют с образованием твердого соединения ²³⁵UF₅. Невозбужденные молекулы под действием такого дополнительного облучения диссоциации не подвергаются.

Во втором варианте селективному возбуждению под действием лазерного излучения подвергаются атомы ²³⁵U, находящиеся в виде металлического пара. Затем возбужденные атомы ²³⁵U ионизируются под дополнительным облучением, а образовавшиеся ионы извлекаются электромагнитными методами.

В идеальных условиях лазерным методом может быть достигнуто полное разделение изотопов. В реальных условиях высокое обогащение может быть достигнуто в однократной операции. При этом содержание урана в отвалах обогатительных производств составляет 0,2–0,3 %.

Далее отмечается, что коэффициент технологических потерь на данном переделе составляет примерно 0,6–1,2 % от итоговой стоимости ТВС [5, с. 69], однако цена отвального урана (как для отходов) при этом может приниматься равной нулю.

При проведении расчетов стоимости изготовления топлива, рассмотренной в [5, с. 69], необходимо учесть, что стоимость изготовления ТВС, состоящих из стержневых твэлов с окисным урановым топливом в оболочке из циркониевого сплава, колеблется от 90 до 200 долл. США за 1 кг тяжелого металла. Вместе с тем использование уран-плутониевого топлива увеличивает расходы на изготовление ТВС примерно в пять раз.

Далее, в ходе обоснования выбора варианта заключительной стадии ЯТЦ [5, с. 69–70] утверждается, что оценка экономической целесообразности переработки ОЯТ должна заключаться, в том числе, в более низкой стоимости химической переработки с учетом затрат на захоронение отходов по сравнению со

стоимостью полученных регенерированного урана и плутония.

Также следует отметить, что одним из недостатков предлагаемого метода расчета стоимости плутония [5, с. 71] является независимость цены плутония от фактически понесенных затрат на его производство, так как стоимость изготовления уран-плутониевого топлива в разы превосходит стоимость изготовления уранового топлива. Следует также отметить отсутствие возможности учесть разницу в загрузке топлива в активную зону для достижения заданной реактивности.

При осуществлении сравнительной оценки влияния номера рецикла на ТСС различных типов реакторов на примере ВВЭР-1000 и PWR с ячейкой 14×14 нами использована методика расчета ТСС, представленная в [5]. Детально технические характеристики PWR с ячейкой 14×14 представлены в [6]. Однако мировые цены на основные переделы ЯТЦ, представленные в [16, с. 384], были уточнены в соответствии с опубликованными данными¹⁸.

Рассмотрим изменение ТСС электроэнергии реактора ВВЭР-1000 и PWR 14×14 мощностью 1000 МВт со следующими начальными условиями: начальное обогащение для ежегодных перегрузок – 4,85 % по урану для ВВЭР и 4,5 % по PWR; содержание в отвале – 0,3 % (принято нами допущение) для обоих типов реакторов; удельная энерговыработка – 50 000 и 44 340 (МВт×сут)/т для ВВЭР и PWR соответственно; КИУМ – 0,85 для обоих типов реакторов; χ^{236} – 0,73 % для обоих типов реакторов; коэффициент накопления плутония – 0,2 для обоих типов реакторов; коэффициент воспроизводства – 0,6 для ВВЭР и 0,57 для PWR. Последние две характеристики приняты для расчета концентраций ^{235}U и $^{239,241}\text{Pu}$ в ОЯТ, которые составили 10,32 и 7,39 кг/т для реактора ВВЭР-1000 и 7,96 и 6,56 кг/т для реактора PWR 14×14. Технологические потери принимаются равными нулю в виду отсутствия требуемых для сравнения данных по реактору PWR 14×14.

Для реактора ВВЭР-1000 получены следующие значения: ежегодная загрузка реактора G_x в равновесном топливном цикле составляет 18,8 тонн обогащенного урана, масса рециклированного урана $G_x^{\text{рецикл}}$ составляет 17,03 тонн, масса компенсационного урана $G_x^{\text{компл}}$ – 1,77 тонн, удельная работа разделения составляет 6,907 ЕРР/кг, удельная работа разделения с учетом рецикла составляет 5,01 ЕРР/кг, концентрация делящихся изотопов урана в ОЯТ – 1,03205 %.

Аналогично для реактора PWR 14×14 ежегодная загрузка реактора G_x в равновесном

топливном цикле составляет 21,20 тонн обогащенного урана, масса рециклированного урана $G_x^{\text{рецикл}}$ составляет 19,03 тонн, масса компенсационного урана $G_x^{\text{компл}}$ – 2,17 тонн, удельная работа разделения составляет 6,231 ЕРР/кг, удельная работа разделения с учетом рецикла составляет 5,67 ЕРР/кг, концентрация делящихся изотопов урана в ОЯТ – 0,79585 %. Сравнительный анализ ТСС электроэнергии с учетом стратегии обращения ОЯТ по российским и мировым ценам на переделы ЯТЦ для ВВЭР-1000 и PWR 14×14 представлен в табл. 1.

В табл. 2 представлены данные ТСС электроэнергии, рассчитанные по российским ценам, с учетом номера рецикла в зависимости от типа реактора ВВЭР-1000 или PWR 14×14.

Полученные результаты аналогичны [5, с. 72] и сохраняют динамику снижения ТСС электроэнергии каждого последующего рецикла, по сравнению с переработкой топлива без рециклирования:

- при рецикле 1, 2 – на 39,16 % в случае ВВЭР-1000 и на 35,65 % в случае PWR 14×14;
- при рецикле 3 – на 39,20 % в случае ВВЭР-1000 и на 35,70 % в случае PWR 14×14;
- при рецикле 4 – на 39,23 % в случае ВВЭР-1000 и на 35,73 % в случае PWR 14×14.

При этом ТСС электроэнергии при рециклировании топлива на 12,5% ниже для ВВЭР-1000, чем для PWR 14×14, независимо от номера рецикла, что, с нашей точки зрения, зависит, в первую очередь, от технико-экономических характеристик реакторов (обогащения, удельной энерговыработки, коэффициентов воспроизводства).

В табл. 3 представлены данные ТСС электроэнергии, рассчитанные по мировым ценам, с учетом рецикла в зависимости от типа реактора ВВЭР-1000 или PWR 14×14.

ТСС электроэнергии, рассчитанная по мировым ценам, снижается с каждым последующим рециклом, но немного медленнее по сравнению с ТСС электроэнергии по российским ценам:

- при рецикле 1, 2 – на 33,50 % в случае ВВЭР-100 и на 29,68 % в случае PWR 14×14;
- при рецикле 3 – на 33,53 % в случае ВВЭР-100 и на 29,71 % в случае PWR 14×14;
- при рецикле 4 – на 33,56 % в случае ВВЭР-100 и на 29,74 % в случае PWR 14×14.

ТСС электроэнергии при рециклировании топлива на 12,7% ниже для ВВЭР-1000, чем для PWR 14×14, независимо от номера рецикла, что также обусловлено технико-экономическими характеристиками реакторов.

На рисунке графически продемонстрировано сравнение топливных составляющих себестоимости, рассчитанных по российским и мировым ценам на переделы начальной и заключительной стадий ЯТЦ, реакторов ВВЭР-1000 и PWR 14×14 с учетом номера рецикла.

¹⁸ UxC. <https://www.uxc.com/p/prices/UxCPrices.aspx> дата обращения: 27.11.2017 г.)

Таблица 1. Сравнительный анализ ТСС электроэнергии с учетом стратегии обращения ОЯТ по российским и мировым ценам на переделы ЯТЦ, долл. США

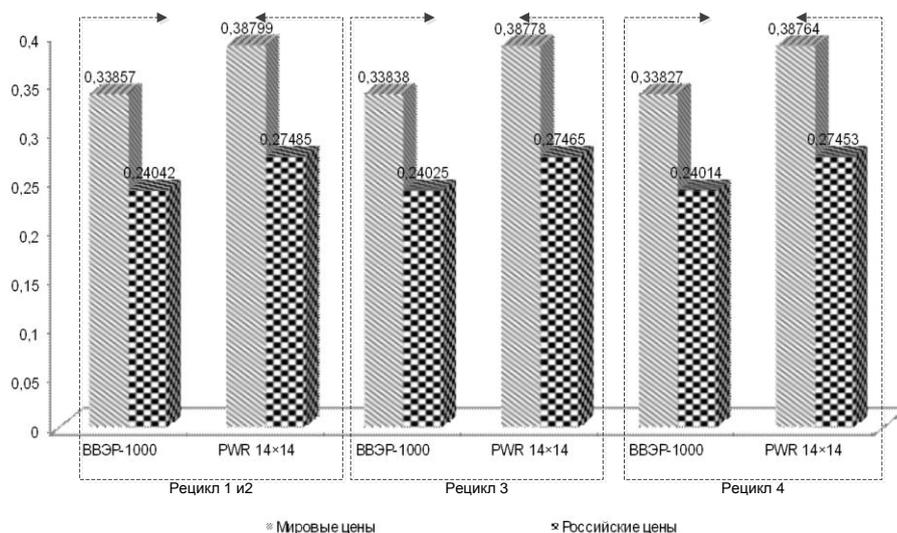
Наименование	Цена в России	Цена мирового рынка	ВВЭР-1000		PWR 14×14	
			Стоимость топлива (российские цены)	Стоимость топлива (мировые цены)	Стоимость топлива (российские цены)	Стоимость топлива (мировые цены)
Уран	40	56	8326402,71	11656963,80	8667016,46	12133823,04
Конверсия	17	4,5	3538721,15	936720,31	3683482,00	975039,35
Обогащение	24	40	3836269,45	5194699,09	3170605,79	5284342,99
Изготовление топлива	168	90	3158909,09	1692272,73	3562143,77	1908291,30
Итого (по начальной стадии ЯТЦ):			18140852,4	19480655,92	19083248,01	20301496,68
Прямое захоронение						
Транспортировка и промежуточное хранение	100	230	1880303,03	4324696,97	2120323,67	4876744,44
Инкапсулирование и прямое захоронение	400	610	7521212,12	11469848,48	8481294,68	12933974,39
Итого (по заключительной стадии ЯТЦ):			9401515,15	15794545,45	10601618,35	17810718,83
Стоимость топлива всего:			27542367,6	35275201,38	29684866,36	38112215,51
Переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ)						
Транспортировка и промежуточное хранение	40	60	752121,21	1128181,82	848129,47	1272194,20
Переработка ОЯТ	500	820	9401515,15	15418484,85	10601618,35	17386654,09
Остекловывание и захоронение РАО	60	100	1128181,82	1880303,03	1272194,20	2120323,67
Итого (с переработкой ОЯТ):			11281818,2	18426969,70	12721942,02	20779171,96
Стоимость топлива всего:			29422670,6	37907625,62	31805190,03	41080668,65
Стоимость топлива без переработки, долл. США/кг			1464,78	1876,04	1400,02	1797,47
Стоимость переработанного топлива, долл. США/кг			1564,78	2016,04	1500,02	1937,47
Топливная составляющая себестоимости (прямое захоронение), цент/кВт·ч			0,36989	0,47375	0,39867	0,51185
Топливная составляющая себестоимости (переработка ОЯТ), цент/кВт·ч			0,39515	0,50910	0,42714	0,55171

Таблица 2. Сравнительный анализ ТСС электроэнергии, рассчитанной по российским ценам на переделы ЯТЦ, с учетом номера рецикла в зависимости от типа реактора, долл. США

Наименование	Рецикл 1, 2		Рецикл 3		Рецикл 4	
	ВВЭР-1000	PWR 14×14	ВВЭР-1000	PWR 14×14	ВВЭР-1000	PWR 14×14
Начальная стадия ЯТЦ						
Уран	785387,10	888918,11	777055,29	878673,84	771937,09	872390,22
Конверсия	333789,52	377790,2	330248,50	373436,38	328073,26	370765,85
Обогащение	2341792,51	2914787,61	2340936,21	2914450,69	2340410,19	2914244,02
Изготовление топлива	315909,09	3562143,77	3158909,09	3562143,77	3158909,09	3562143,77
Итого (по начальной стадии ЯТЦ)	6619878,22	7743639,69	6607149,09	7728704,68	6599329,63	7719543,86
Заключительная стадия ЯТЦ: переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ)						
Транспортировка и промежуточное хранение	752121,21	848129,47	752121,21	848129,47	752121,21	848129,47
Переработка ОЯТ	9401515,15	10601618,4	9401515,15	10601618,4	9401515,15	10601618,35
Остекловывание и захоронение РАО	1128181,82	1272194,2	1128181,82	1272194,2	1128181,82	1272194,2
Итого (по заключительной стадии ЯТЦ):	11281818,2	12721942,0	11281818,2	12721942,0	11281818,18	12721942,02
Стоимость топлива всего:	17901696,4	20465581,7	18403957,9	20450646,7	18395999,78	20441485,87
ТСС цент/кВт·ч	0,24042	0,27485	0,24025	0,27465	0,24014	0,27453

Таблица 3. Сравнительный анализ ТСС электроэнергии, рассчитанной по мировым ценам на переделы ЯТЦ, с учетом номера рецикла в зависимости от типа реакторов, долл. США

Наименование	Рецикл 1, 2		Рецикл 3		Рецикл 4	
	ВВЭР-1000	PWR 14×14	ВВЭР-1000	PWR 14×14	ВВЭР-1000	PWR 14×14
Начальная стадия ЯТЦ						
Уран	1099541,94	1244485,35	1087877,41	1230143,38	1080711,93	1221346,31
Конверсия	88356,05	100003,29	87418,72	98850,81	86842,92	98143,90
Обогащение	3902987,51	4857979,36	3901560,35	4857417,81	3900683,64	4857073,37
Изготовление топлива	1692272,73	1908291,30	1692272,73	1908291,30	1692272,73	1908291,30
Итого (по начальной стадии ЯТЦ)	6783158,24	8110759,30	6769129,21	8094703,3	6760511,22	8084854,88
Заключительная стадия ЯТЦ: переработка отработавшего ядерного топлива (ОЯТ)						
Транспортировка и промежуточное хранение	1128181,82	1272194,20	1128181,82	1272194,20	1128181,82	1272194,20
Переработка ОЯТ	15418484,9	17386654,1	15418484,9	17386654,1	15418484,9	17386654,1
Остекловывание и захоронение РАО	1880303,03	2120323,67	1880303,03	2120323,67	1880303,03	2120323,67
Итого (по заключительной стадии ЯТЦ):	18426969,7	20779171,9	18426969,7	20779171,9	18426969,7	20779171,9
Стоимость топлива всего:	25210127,9	28889931,3	25196098,9	28873875,3	25187480,92	28864026,9
ТСС цент/кВт·ч	0,33857	0,38799	0,33838	0,38778	0,33827	0,38764



Сравнение ТСС реакторов ВВЭР-1000 и PWR 14×14 с учетом номера рецикла (российские и мировые цены), цент/Вт·ч

Анализируя расчетные данные (см. рисунок, табл. 2, 3), можно сделать вывод, что рециклирование топлива выгодно осуществлять для обоих типов реакторов как в России, так и за рубежом, что обусловлено экономией на работе разделения и стоимости природного урана. Однако изменение содержания изотопов урана в ОЯТ (например, повышение глубины выгорания топлива) может привести к иным результатам. Особо отметим, что конкурентные цены на переработку ОЯТ в России делают ее осуществление на российских заводах экономически выгодным для других стран. В данном исследовании не рассматривалось влияние на ТСС электроэнергии нарабатываемого плутония, которое, несомненно, велико:

нарабатываемый плутоний, являясь топливом для быстрых реакторов, в процессе ядерных реакций дает существенный вклад в энерговыработку.

В настоящее время на российском рынке ядерных технологий сложилась противоречивая ситуация. Предприятия, формирующие цепочку ценности электроэнергии, произведенной на АЭС, заинтересованы в росте стоимости по каждому из переделов и высоком устойчивом курсе рубля, так как оплата внутри Корпорации происходит в российской валюте. Следовательно, чем выше стоимость договора, например, для АЭС, на поставку топлива, тем выше прибыль АО «ТВЭЛ». Далее рассмотрим, что происходит на каждом этапе цепочки:

1) ОЯТ АЭС поступает на переработку, оплата которой на текущий момент осуществляется не за счет средств АЭС, но в дальнейшем планируется к включению в себестоимость электроэнергии. При этом стоимость ОЯТ как потенциального рециклированного топлива принимается для АЭС нулевой, несмотря на существенный энергетический потенциал;

2) ОЯТ перерабатывается, извлекаются делящиеся материалы. При этом владельцем переработанного топлива уже являются не АЭС, а перерабатывающие заводы;

3) переработанное топливо (делящиеся материалы) поступает на заводы по конверсии, обогащению и изготовлению АО «ТВЭЛ» и оплачивается как полуфабрикат;

4) рефабрикат поступает на АЭС и фактически оплачивается атомной станцией второй раз, чего можно было бы избежать в случае оплаты АЭС переработки как услуги, оставаясь при этом его владельцем.

Таким образом, имеет место несовершенство системы создания стоимости топлива внутри Корпорации, приводящее в общей сложности к снижению конкурентных преимуществ на глобальном рынке ядерных технологий и росту заинтересованности предприятий, входящих в структуру ГК Росатом, в повышении договорных объемов.

В этой связи предлагается разработать мероприятия по совершенствованию процесса формирования ТСС с учетом выявленных противоречий, а именно, оплачивать услуги по переработке ОЯТ АЭС, компенсируя атомной станции стоимость извлекаемых материалов.

Выводы. Показана экономическая эффективность рециклирования урана реакторов ВВЭР-1000 и PWR 14×14.

ТСС реакторов снижается с каждым последующим рециклом, сохраняя примерно одинаковые темпы для обоих типов реакторов (по российским и мировым ценам на переделы ЯТЦ), существенно отличаясь при этом по абсолютным показателям.

Так, стоимость прямого захоронения по сравнению с переработкой ОЯТ без рециклирования а) ниже на 6,39 % для реактора ВВЭР-1000 и на 6,94 % для реактора PWR 14×14 по российским ценам; б) ниже на 6,67 % для реактора ВВЭР-1000 и на 7,22 % для реактора PWR 14×14 по мировым ценам.

Рециклирование урана меняет ситуацию коренным образом:

1. Рецикл 1 и 2: стоимость прямого захоронения по сравнению с переработкой ОЯТ а) по российским ценам для реактора ВВЭР-1000 выше на 35 %, реактора PWR 14×14 – на 31,06 %; б) по мировым ценам для реактора ВВЭР-1000 выше на 28,53 %, реактора PWR 14×14 – на 24,2 %.

2. Рецикл 3: стоимость прямого захоронения по сравнению с переработкой ОЯТ а) по

российским ценам для реактора ВВЭР-1000 выше на 35,05 %, реактора PWR 14×14 – на 31,11 %; б) по мировым ценам для реактора ВВЭР-1000 выше на 28,57 %, реактора PWR 14×14 – на 24,24 %.

3. Рецикл 4: стоимость прямого захоронения по сравнению с переработкой ОЯТ а) по российским ценам для реактора ВВЭР-1000 выше на 35,08 %, реактора PWR 14×14 – на 31,14 %; б) по мировым ценам для реактора ВВЭР-1000 выше на 28,6 %, реактора PWR 14×14 – на 24,27 %.

Аналогично, сравнивая между собой ТСС реакторов ВВЭР-1000 и PWR 14×14, можно сделать вывод о более низкой стоимости топлива реактора ВВЭР-1000: на 12,5 % по российским ценам и на 12,7 % по мировым.

Отмечено несовершенство формирования цепочки создания стоимости ядерного топлива для АЭС, устранить которое возможно путем компенсации стоимости извлекаемых «полезных» изотопов урана (стоимость плутония и его экономическая компенсация не рассматривались).

Результаты исследования имеют практическую направленность и могут быть применены при обосновании выбора проекта строительства АЭС с использованием методов LCOE, LACE, BREI-ВНИИАЭС.

Автор выражает глубокую благодарность ведущему научному сотруднику АО «ГЦН РФ – ФЭИ», канд. физ.-мат. наук Г.М. Жердеву за неоцененные советы в области нейтронно-физического расчета и изотопной кинетики ядерных реакторов.

Список литературы

1. Valle A., Furlan C. Diffusion of nuclear energy in some developing countries // Technological Forecasting & Social Change. – 2014. – Vol. 81. – P. 143–153.

2. Жердев Г.М., Цибуля А.М. Аннотация комплекса WIMS-ABBN // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Ядерно-реакторные константы. – 2000. – № 2. – С. 79–84.

3. Барабанова Д.С., Жердев Г.М. Библиотека погрешностей характеристик распада радионуклидов в системе констант БНАБ // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2015. – № 1. – С. 150–156.

4. Каграманян В.С., Коробейников В.В., Рачков В.И. Концепции поэтапного освоения технологий быстрых реакторов и замыкания ядерного топливного цикла с учетом неопределенности знаний о будущем // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2014. – № 1. – С. 183–203.

5. Осецкая М.М., Алленых М.А. Разработка методики формирования топливной составляющей себестоимости электроэнергии АЭС // Вестник ИГЭУ. – 2017. – Вып. 6. – С. 67–76. doi: 10.17588/2072-2672.2017.6.067-076.

6. Дьяченко А.И., Балагуров Н.А., Артисюк В.В. Использование регенерированного урана из

топлива с глубоким выгоранием // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – № 1. – С. 135–143.

7. **Эволюция** изотопного состава регенерированного урана при многократном рецикле в легководных реакторах с подпиткой природным ураном / А.Ю. Смирнов, Г.А. Сулаберидзе, П.Н. Алексеев и др. // Вопросы атомной науки и техники. Сер.: Физика ядерных реакторов. – 2010. – № 4. – С. 70–80.

8. **Волк В., Хаперская А.** Возврат урана из отработавшего топлива РБМК в ядерный топливный цикл // Атомная энергия – 2010. – Т. 109, вып. 1. – С. 3–10.

9. **Ellis R.J.** Prospects of Using Reprocessed Uranium in CANDU Reactors, in the US GNEP Program. – Oak Ridge National Laboratory, PO Box, Oak Ridge, TN 37831–6172. 2008.

10. **Durante P.** Processing of recycled uranium: experience in the Cogema group // TopFuel97. BNES. 1997.

11. **Мосеев П.А., Коробейников В.В., Мосеев А.Л.** Оптимизация управления складскими запасами плутония в замкнутом топливном цикле с реакторами на тепловых и быстрых нейтронах // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 2. – С. 123–132.

12. **Пономарев-Степной Н.Н.** Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с замкнутым ядерным топливным циклом на основе БН и ВВЭР // Атомная энергия. – 2016. – Т. 120, вып. 4. – С. 183–191.

13. **Андрушечко С.А., Васильев Б.Ю., Украинцев В.Ф.** Обоснование некоторых аспектов ядерной и радиационной безопасности при работе с отработавшим топливом повышенного обогащения на АЭС с реакторами ВЭЭР-440 // Ядерная физика и инжиниринг. – 2013. – Т. 4, № 8. – С. 695.

14. **Синев М.Н.** Экономика ядерной энергетики: Основы технологии и экономики производства ядерного топлива. Экономика АЭС: учеб. пособие для вузов. – 3-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 480 с.

15. **Осецкая М.М., Украинцев В.Ф., Галковская В.Е.** Управление топливной составляющей (начальной и заключительной стадий ЯТЦ) себестоимости электроэнергии при формировании производственной программы на АЭС России // Экономика и предпринимательство. – 2017. – № 4–2 (81–2). – С. 590–599.

16. **Осецкая М.М., Жердев Г.М., Алленых М.А.** Оценка влияния расходов на топливо на производственную программу электроэнергетических предприятий России // Фундаментальные исследования. – 2017. – № 10–2. – С. 381–386.

References

1. Valle, A., Furlan, S. Diffusion of nuclear energy in some developing countries. Technological Forecasting & Social Change, 2014, vol. 81, pp. 143–153.

2. Zherdev, G.M., Tsibulya, A.M. Annotatsiya kompleksa WIMS-ABBN [A summary of the WIMS-ABBN complex]. Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Ser.: Yaderno-reaktornye konstanty, 2000, no. 2, pp. 79–84.

3. Barabanova, D.S., Zherdev, G.M. Biblioteka pogreshnostey kharakteristik raspada radionuklidov v sisteme konstant BNAB [A library of errors of radionuclide decay characteristics in the BNAB (ABBN) con-

stant system]. Izvestiya vysshikh uchebnykh zavedeniy. Yadernaya energetika, 2015, no. 1, pp. 150–156.

4. Kagramanyan, V.S., Korobeinikov, V.V., Rachkov, V.I. Kontseptsii poetapnogo osvoeniya tekhnologiy bystrykh reaktorov i zamykaniya yadernogo toplivnogo tsikla s uchetom neopredelennosti znaniy o budushchem [Concepts of step-by-step assimilation of the technology of the fast reactor and nuclear fuel cycle closure taking into account the uncertainty of knowledge about the future]. Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika, 2014, no. 1, pp. 183–203.

5. Osetskaya, M.M., Allenykh, M.A. Razrabotka metodiki formirovaniya toplivnoy sostavlyayushchey sebestoimosti elektroenergii AES [Development of the technique for the formation of fuel component of the NPP electricity cost]. Vestnik IGEU, 2017, issue 6, pp. 67–76. doi: 10.17588/2072-2672.2017.6.067-076.

6. Dyachenko, A.I., Balagurov, N.A., Artisyuk, V.V. Ispol'zovanie regenerirovannogo urana iz topliva s glubokim vygoraniem [Using uranium recovered from high burn-up fuel]. Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika, 2012, no. 1, pp. 135–143.

7. Smirnov, A.Yu., Sulaberidze, G.A., Alekseyev, P.N., Dudnikov, A.A., Nevinitisa, V.A., Proselkov, V.N., Chibinyayev, A.V. Evolyutsiya izotopnogo sostava regenerirovannogo urana pri mnogokratnom retsiklye v legkovodnykh reaktorakh s podpitkoy prirodnym uranom [Evolution of isotope composition of uranium recovery at multiple recycling in light-water reactors with natural uranium feed]. Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Ser.: Fizika yadernykh reaktorov, 2010, no. 4, pp. 70–80.

8. Volk, V., Khaperskaya, A. Vozvrat urana iz otrabotavshogo topliva RBMK v yadernyy toplivnyy tsikl [Uranium recovery from spent fuel of the high power channel-type reactor into the nuclear fuel cycle]. Atomnaya energiya, 2010, vol. 109, issue 1, pp. 3–10.

9. Ellis, R.J. Prospects of Using Reprocessed Uranium in CANDU Reactors, in the US GNEP Program. Oak Ridge National Laboratory, PO Box, Oak Ridge, TN 37831–6172. 2008.

10. Durante, P. Processing of recycled uranium: experience in the Cogema group. TopFuel97. BNES. 1997.

11. Moseyev, P.A., Korobeinikov, V.V., Moseyev, A.L. Optimizatsiya upravleniya skladskimi zapasami plutoniya v zamknutom toplivnom tsikle s reaktormi na teplovykh i bystrykh neytronakh [Optimization of control of plutonium stock piles in the closed nuclear fuel cycle with thermal and fast neutron reactors]. Izvestiya vuzov. Yadernaya energetika, 2013, no. 2, pp. 123–132.

12. Ponomarev-Stepnoi, N.N. Dvukhkomponentnaya yadernaya energeticheskaya sistema s zamknutym yadernym toplivnym tsiklom na osnove BN i VVER [A two-component nuclear power system with a closed nuclear fuel cycle based on fast-neutron and water-water energy reactors]. Atomnaya energiya, 2016, vol. 120, issue 4, pp. 183–191.

13. Andrushechko, S.A., Vasilyev, B.Yu., Ukraintsev, V.F. Obosnovanie nekotorykh aspektov yadernoy i radiatsionnoy bezopasnosti pri rabote s otrabotavshim toplivom povyshennogo obogashcheniya na AES s reaktormi VEER-440 [Justification of some aspects of nuclear and radiation safety in operations with spent high enrichment fuel at NPPs with VVER-440 reactors]. Yadernaya fizika i inzhiniring, 2013, vol. 4, no. 8, p. 695.

14. Sinev, M.N. *Ekonomika yadernoy energetiki: Osnovy tekhnologii i ekonomiki proizvodstva yadernogo topliva. Ekonomika AES* [Economics of nuclear power industry: The fundamentals of technology and economics of nuclear fuel production]. Moscow, Energoatomizdat, 1987. 480 p.

15. Osetskaya, M.M., Ukraintsev, V.F., Galkovskaya, V.E. Upravlenie toplivnoy sostavlyayushchey (nachal'noy i zaklyuchitel'noy stadiy YaTTs) sebestoimosti elektroenergii pri formirovanii proizvod-

stvennoy programmy na AES Rossii [Fuel component control (at the initial and final stages of the nuclear fuel cycle)]. *Ekonomika i predprinimatel'stvo*, 2017, no. 4–2(81–2), pp. 590–599.

16. Osetskaya, M.M., Zherdev, G.M., Alenykh, M.A. Otsenka vliyaniya raskhodov na toplivo na proizvodstvennyuyu programmu elektroenergeticheskikh predpriyatiy Rossii [Evaluation of the fuel cost effect on the production plan of the Russian power plants]. *Fundamental'nye issledovaniya*, 2017, no. 10–2, pp. 381–386.

Галковская Виктория Евгеньевна,

ФГАОУВО «Обнинский институт атомной энергетики – филиал Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»» (ИАТЭ НИЯУ МИФИ),

e-mail: galvika@mail.ru

Galkovskaya Victoria Yevgenyevna,

Obninsk Institute of Nuclear Power Engineering of the National Research Nuclear University MEPhI (INPE NRNU MEPhI),

e-mail: galvika@mail.ru