

НОВЫЙ ПОДХОД К ПОВТОРНОМУ ИСПОЛЬЗОВАНИЮ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ТЕПЛОВЫХ РЕАКТОРОВ В РАМКАХ КОНЦЕПЦИИ РЕМИКС

Н.В. Ковалев, Б.Я. Зильберман, Н.Д. Голецкий, А.Б. Синюхин

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»

194021, Санкт-Петербург, 2-ой Муринский пр-т, 28

Р

Проведено моделирование и выполнен обзор ядерных топливных циклов со смешанным уран-плутониевым топливом – РЕМИКС. Концепция РЕМИКС-топлива является одним из вариантов замыкания ядерного топливного цикла (ЯТЦ), позволяющим проводить рециклирование урана и плутония в тепловых реакторах типа ВВЭР-1000/1200 при 100%-ой загрузке активной зоны реактора. Предложен новый подход к рециклированию ядерных материалов в тепловых реакторах. Подход заключается в упрощении фабрикации смешанного топлива при использовании плутония в повышенной концентрации совместно с обогащенным природным ураном, при этом регенерированный уран предполагается обогащать и использовать отдельно. Доля стандартного топлива из обогащенного природного урана в таком ядерном топливном цикле составляет более 50%, доля смешанного топлива $^{nat}U+Pu$ – 25%, остальное приходится на топливо из обогащенного регенерированного урана. Отмечено, что новый подход обладает максимальной экономической перспективой и позволяет в ближайшие сроки организовать производство такого топлива и перекрестное циклирование ядерных материалов на имеющихся в РФ мощностях. Данный вариант ЯТЦ позволяет исключить накопление отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) в виде отработавших ТВС. ОЯТ всегда перерабатывается с целью дальнейшего использования первичного регенерата урана и плутония. На склад отправляется не приемлемый для дальнейшего рециклирования в тепловых реакторах как побочный продукт переработки выжженный, вторично регенерированный уран, энергопотенциал которого сопоставим с природным ураном, и вторичный плутоний для дальнейшего использования в реакторах на быстрых нейтронах.

Ключевые слова: РЕМИКС, ЯТЦ, ОЯТ, ядерное топливо, ядерный топливный цикл, смешанное топливо, уран-плутониевое топливо, плутоний, регенерированный уран, рециклирование, перекрестное циклирование.

ВВЕДЕНИЕ

Переработка отработавшего топлива рассматривается с целью использования энергопотенциала оставшегося урана и наработанного плутония, ликвидации хранения ОЯТ и ранее накопленных продуктов переработки, экономии природного урана [1]. Одной из основных проблем при повторном использовании урана из отработавшего ядерного

© Н.В. Ковалев, Б.Я. Зильберман, Н.Д. Голецкий, А.Б. Синюхин, 2020

топлива (ОЯТ) является накопление радионуклида ^{232}U , генерирующего цепочку короткоживущих мощных гамма-излучателей [2]. По аналогичной причине (распад ^{236}Pu в ^{232}U) выделенный плутоний нуждается в глубокой перечистке перед рефабрикацией в МОКС- или РЕМИКС-топливо. Другой причиной, ограничивающей повторное использования урана, является накопление ^{236}U – поглотителя нейтронов. Присутствие четных изотопов в топливной композиции требует дополнительного обогащения, что снижает эффективность топливного цикла [3].

В Российской Федерации накоплено около 24 тыс. т ОЯТ. Ежегодно из реакторов российских АЭС выгружается примерно 650 – 700 т отработавшего топлива, при этом перерабатывается не более 15% этого объема [4]. Регенерированные ядерные материалы традиционно использовались в России отдельно. Регенерированный уран обогащают и используют, в основном, в реакторах РБМК [5]. Плутоний накапливается для запуска программы быстрого реактора; в настоящее время началось производство МОКС-топлива для БН-800 [6].

В России принята концепция двухкомпонентной ядерной энергетической системы, включающей в себя оба типа реакторов (с тепловым спектром нейтронов – ВВЭР и с быстрым – БН). В условиях двухкомпонентной ядерной энергетической системы предполагается использовать в тепловых реакторах частичную загрузку активной зоны МОКС-топливом (~ 9% Pu в смеси с обедненным ураном). Переходный период до старта реакторов с быстрым спектром нейтронов может заключаться в повторном использовании регенерированных ядерных материалов в качестве смешанного топлива для тепловых реакторов, по возможности, более эффективного, чем МОКС-топливо, с частичной загрузкой активной зоны.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЯДЕРНЫХ ТОПЛИВНЫХ ЦИКЛОВ

АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина» в сотрудничестве с НИЦ «Курчатовский институт» с 2005 г. занимается разработкой РЕМИКС-топлива (REMIX – REgenerated MIXture of U-Pu oxides), предполагающего совместное повторное использование регенерированного урана и плутония для загрузки всей активной зоны существующих ВВЭР-1000/1200 [1, 3, 7 – 10].

Авторами статьи проведены многочисленные расчеты ядерных топливных циклов на программных средствах, реализующих моделирование выгорания ядерного топлива с помощью метода Монте-Карло. Основным инструментом при расчетах являлся SCALE 6.2 [11] – программный комплекс, позволяющий проводить расчеты критичности, выгорания топлива, активации материалов, характеристик источников излучения и радиационной защиты. Расчеты проводились с использованием библиотеки непрерывных зависимостей сечений взаимодействия нейтронов от энергии, основанной на файлах оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.1. При моделировании использовалась трехмерная модель бесконечной активной зоны реактора с ТВС-2М. Коэффициент размножения нейтронов при выгорании топлива поддерживался на уровне $k_{\text{eff}} = 1$ с помощью контроля концентрации бора в теплоносителе.

Проводилось моделирование различных схем ядерных топливных циклов (ЯТЦ) с использованием смешанного уран-плутониевого топлива. В анализе рассматривалась группа тепловых реакторов российского дизайна типа ВВЭР-1000/1200 на протяжении всего периода их эксплуатации. После выгорания и выдержки топлива оценивался изотопный состав ОЯТ на предмет возможности и целесообразности его дальнейшего использования. При остаточном энергопотенциале ОЯТ выше, чем у природного урана, ядерные материалы этого топлива используются в моделировании следующего рецикла.

В статье исследованы основные и разработан новый вариант ЯТЦ на основе смешанного уран-плутониевого топлива РЕМИКС.

РЕМИКС-А

Базовый вариант – РЕМИКС-А [12]. При переработке отработавшего топлива регенерированные уран и плутоний разделяют (необязательно полностью) и повторно смешивают в растворе в исходном соотношении, а необходимый энергопотенциал обеспечивают подпиткой 19% ^{235}U – в пределах норм нераспространения ядерных материалов. В этой топливной композиции содержится примерно 1 – 2% плутония, выделенного из ОЯТ. Возможно многократное рециклирование такого топлива. При полной переработке ОЯТ на каждом рецикле образуется около 15% избыточного регенерированного урана. При использовании подпитки из высокообогащенного урана 55 – 65%-е рециклирование происходит без образования избыточного регенерированного урана.

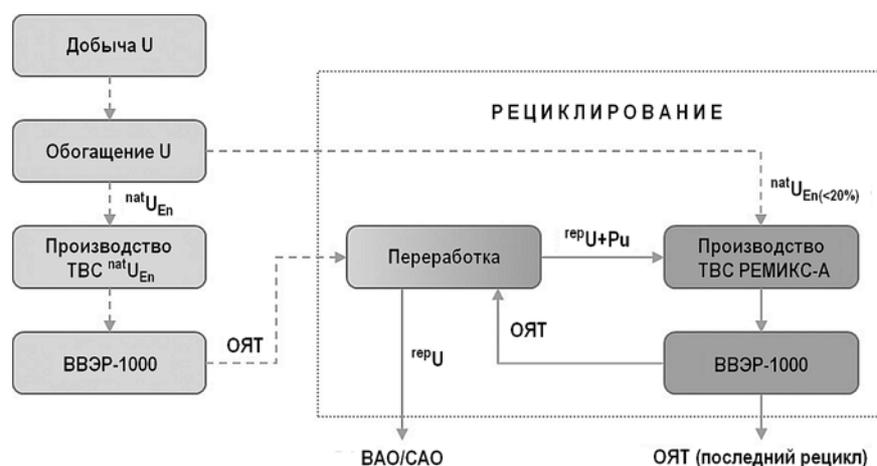


Рис. 1. Схема рециклирования РЕМИКС-А при обогащении подпитки до 20% по ^{235}U

Схема рециклирования РЕМИКС-А приведена на рис. 1. Продолжительность повторного использования ядерных материалов ограничена семью рециклами из-за деградации изотопного состава плутония в ходе рециклирования. Первый цикл (вертикальная последовательность слева) – это стартовая загрузка топлива из обогащенного природного урана. В данном варианте после семи циклов в результате частичной переработки и многократного использования регенерированных материалов возможно снижение конечного накопленного количества ОЯТ примерно в четыре раза по сравнению с открытым топливным циклом. При полной переработке (после семи циклов) возможно снижение конечного накопленного количества ОЯТ до семи раз (но с образованием избыточного регенерированного урана). Для осуществления принятого на сегодня 18-месячного топливного цикла с учетом периода эксплуатации энергоблока необходимо более семи парных циклов. Соответственно, снижение конечного количества ОЯТ от одного энергоблока составит примерно до трех раз по сравнению с открытым топливным циклом. При этом достигается экономия природного урана на уровне 25 – 30%. Доля смешанного топлива в РЕМИКС ЯТЦ – 86%. Из одной тонны тяжелого металла (тТМ) исходного топлива при полной переработке в среднем образуется 3,8 кг минорных актинидов (МА), в то время как из одной тТМ топлива из обогащенного природного урана образуется 1,4 кг МА.

РЕМИКС-С

РЕМИКС-С является развитием РЕМИКС-А и предполагает направление регенерированного урана от переработки ОЯТ на повторное обогащение примерно до 4 – 5% ^{235}U с последующим его смешением с оставленной на производстве прокаленной плутоний-урановой мастер-смесью. Используется подпитка из природного обогащенного урана.

Избыток ядерных материалов исключается, но появляются транспортировки регенерированного урана на завод по обогащению и обратно.

С точки зрения топливообеспечения реакторов, строящихся за рубежом по российским проектам, на весь период жизненного цикла концепция РЕМИКС-А/С выглядит оптимальной, так как Россия предполагает предоставлять услуги по переработке ОЯТ в ходе рециклирования и возвращению заказчику его же ядерных материалов, но уже в виде смешанного уран-плутониевого топлива и радиоактивных отходов [13]. Снижение накопления ОЯТ находится на таком же уровне, как и в случае с РЕМИКС-А при полной переработке – примерно до трех раз по сравнению с открытым топливным циклом.

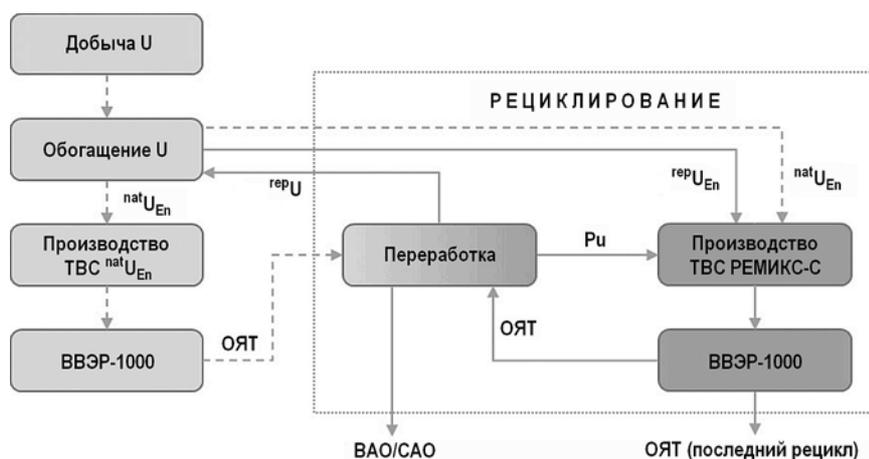


Рис. 2. Схема рециклирования РЕМИКС-С

Схема рециклирования РЕМИКС-С приведена на рис. 2. При использовании семи циклов в таком варианте количество ОЯТ на хранении сокращается в семь раз. Экономия природного урана составляет 30%. Доля смешанного топлива в РЕМИКС ЯТЦ – 86%. Из одной тТМ исходного топлива в среднем образуется 3,8 кг МА.

РЕМИКС-Б

В варианте РЕМИКС-Б не предполагается использование подпитки в ходе рециклирования, соответственно, происходит сокращение объема смешанного топлива и его конечного ОЯТ. Содержание Pu в топливе может достигать более 4%. После выгорания ~ 47 ГВт-сут/тТМ-топлива из обогащенного природного урана образуется примерно 1,25% плутония. Соответственно, для производства смешанного топлива с содержанием плутония 4% необходимо переработать в три – четыре раза больше ОЯТ. Для достижения необходимого эффективного обогащения топлива применяется метод обогащения уранового регенерата. Изготовление топлива РЕМИКС-Б требует большой точности смешения компонентов, однако количество вторичного топлива оказывается в несколько раз меньше исходного ОЯТ от природного урана.

Схема рециклирования РЕМИКС-Б приведена на рис. 3. Вследствие отсутствия подпитки на каждом рецикле происходят «сжатие» топлива и увеличение концентрации плутония. Данный вариант ограничен в количестве рециклов из-за большого содержания плутония. На первом рецикле содержание плутония начинается от 4%, на втором – от 8%. При одной урановой загрузке и одного рецикла РЕМИКС-Б сокращение ОЯТ достигается, как и в случае семи циклов РЕМИКС-А (при частичной переработке ОЯТ), в четыре раза. При использовании двух рециклов объем ОЯТ сокращается более чем в 10 раз по сравнению с открытым ЯТЦ. Экономия природного урана – на уровне 25 – 30%. Доля смешанного топлива в РЕМИКС ЯТЦ составляет 20 – 30%. Из одной тТМ исходного топлива в среднем образуется 2,4 кг МА. Эта топливная композиция запатентована в Российской Федерации [14].

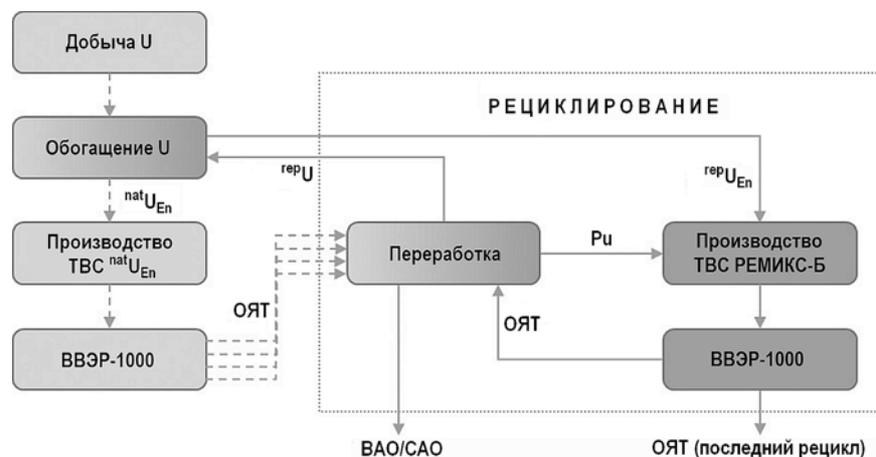


Рис. 3. Схема рециклирования РЕМИКС-Б

НОВЫЙ ПОДХОД. РЕМИКС-Е

Оценочный экономический анализ ЯТЦ на основе цен из открытых источников показал [15], что основной вклад в стоимость при ядерном топливном цикле с рециклированием ядерных материалов состоит в затратах на фабрикацию смешанного уран-плутониевого топлива. Наиболее экономически привлекательным выглядит вариант ЯТЦ, в котором доля использования смешанного топлива ниже (ЯТЦ, где уран-плутониевое топливо задействовано в меньшем количестве реакторов) при сопоставимой экономии природного урана и сокращении накопления ОЯТ. Под данные критерии хорошо подходит высокоплутониевый вариант РЕМИКС-Б «со сжатием» при рециклировании. Однако этот подход в настоящее время технологически сложен, так как в нем не используется подпитка, и представляется маловероятным в ближайшей перспективе.

Авторами предложен новый подход – РЕМИКС-Е, который заключается в упрощении фабрикации смешанного топлива при использовании плутония в повышенной концентрации совместно с обогащенным природным ураном; при этом регенерированный уран предполагается обогащать и использовать отдельно. Этот вариант ЯТЦ представляется оптимальным в плане быстрого старта и позволяет обеспечить снижение накопления ОЯТ на уровне других вариантов. Такая топливная композиция запатентована в России [16] и сейчас патентуется за рубежом.

В ядерном топливном цикле с РЕМИКС-Е используются три вида топлива: из обогащенного природного урана $^{nat}U_{En}$ (56%), из обогащенного регенерированного урана $^{reg}U_{En}$ (18%) и смешанное $^{nat}U_{En}$ -Pu-топливо (25%). Низкая доля смешанного топлива вытекает из увеличенной начальной концентрации плутония – 5%, происходит «сжатие» топлива. Важно отметить, что в данном $^{nat}U_{En}$ -Pu-топливе используется обогащенный природный уран, а не регенерат. Такое производство уже сейчас можно организовать на имеющихся мощностях по производству МОКС-топлива. Однократно регенерированный уран предполагается использовать, как и сейчас, на текущих производствах в виде топлива ОРУ (обогащенный регенерированный уран). Большую часть топлива в этом ЯТЦ составляет стандартное обогащенное природное урановое топливо. Экономия природного урана находится на уровне 25 – 30%. Из одной тТМ исходного топлива в среднем образуется 2,2 кг МА.

Схема рециклирования РЕМИКС-Е приведена на рис. 4. Схема использования ядерных материалов представлена на рис. 5. Прямоугольниками отмечено используемое топливо: из природного урана $^{nat}U_{En}$, из смешанного уран-плутониевого $^{nat}U_{En}$ -Pu и из обогащенного регенерированного урана $^{reg}U_{En}$, где индекс «1» указывает, что регене-

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ И РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

рат урана первичный, т.е. получен из ОЯТ природного урана, индекс «2» указывает, что регенерат вторичный. Стрелками показан выделяемый материал после переработки и направляемый для создания нового топлива или на хранение.

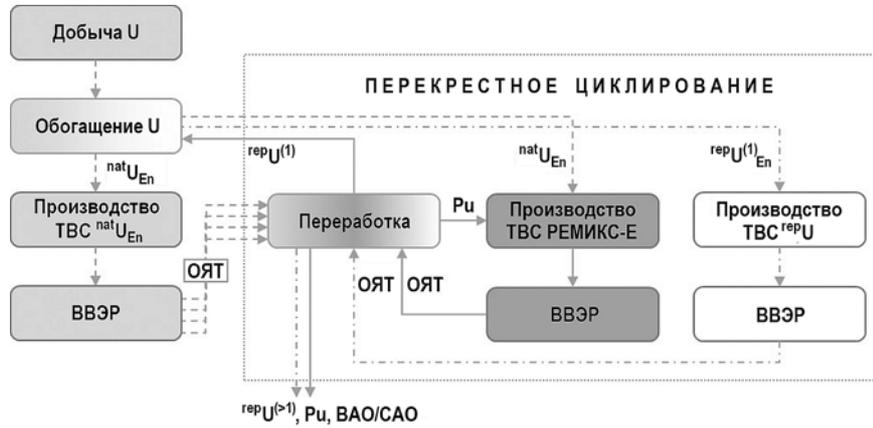


Рис. 4. Схема рециклирования РЕМИКС-Е

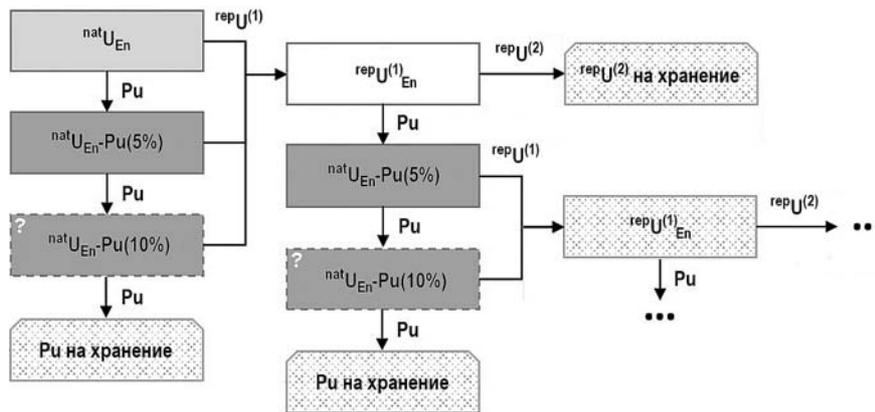


Рис. 5. Схема перекрестного использования ядерных материалов

В представленном ЯТЦ нет ограничения на продолжительность перекрестного циклирования. В качестве примера (см. рис. 5) рассмотрено несколько циклов, из них два – со смешанным $^{nat}U_{En}$ -Pu-топливом со «сжатием». В первом цикле происходит «сжатие» до 5% Pu, во втором – до 10% Pu. Второй (необязательный) Pu-цикл используется только для дожигания плутония, после него количество нечетных изотопов Pu практически равно количеству его четных изотопов. При необходимости такой плутоний отправляется на склад для дальнейшего использования в реакторах на быстрых нейтронах. В связи с тем, что экспериментальные исследования топлива для тепловых реакторов типа ВВЭР с содержанием Pu > 5% не проводились, а расчеты прогнозируют невозможность использования такой концентрации на существующих ВВЭР-1000, то цикл, отмеченный на рис. 5 знаком «?», рассматривается только теоретически (как возможный вариант).

Подход РЕМИКС-Е позволяет вовсе не накапливать ОЯТ. Отличительной особенностью данного варианта циклирования является генерация не ОЯТ, а не приемлемого для дальнейшего рециклирования в тепловых реакторах выжженного регенерированного урана, энергопотенциал которого сопоставим с природным ураном, и вторичного плутония.

Парные циклы	Блоки																																																			
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42										
1.1	E1	E1	E1	E1	E1	E2	E2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O							
1.2	E1	E1	E1	E1	E1	E2	E2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O				
2.1	U	U	U	U	U	E1	E1	E1	E1	E1	E2	E2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O				
2.2	U	U	U	U	U	E1	E1	E1	E1	E1	E2	E2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O			
3.1	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	E1	E1	E1	E1	E1	E2	E2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O			
3.2	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	E1	E1	E1	E1	E1	E2	E2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O			
4.1	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	E1	E1	E1	E1	E1	E2	E2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O			
4.2	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	E1	E1	E1	E1	E1	E2	E2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O			
5.1	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U			
5.2	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U	U		
6.1	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	
6.2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O
7.1	E2	E2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O		
7.2	E2	E2	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	O	

Рис. 6. ЯТЦ РЕМИКС-Е. Стационарная загрузка 42-х энергоблоков. U – топливо $^{nat}U_{En}$; E1 – смешанное топливо $^{nat}U_{En}$ -Pu(5%) с энергетическим плутонием; E2 – смешанное топливо $^{nat}U_{En}$ -Pu(10%) с вторичным плутонием; O – топливо $^{rep}U_{En}$

Парные циклы	Блоки																																																													
	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42																				
1.1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1													
1.2	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1						
2.1	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1					
2.2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1					
3.1	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1				
3.2	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1				
4.1	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1			
4.2	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1			
5.1	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1		
5.2	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1		
6.1	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	
6.2	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	
7.1	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1
7.2	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1	U	R6	R5	R4	R3	R2	R1

Рис. 7. ЯТЦ РЕМИКС-А. Стационарная загрузка 42-х энергоблоков. U – топливо $^{nat}U_{En}$; Ri – топливо $^{rep}U_{En}$ -Pu (i – номер рецикла)

На рисунках 6, 7 схематично представлена стационарная загрузка 42-х энергоблоков топливом РЕМИКС-Е в сравнении с низкоплутониевым топливом РЕМИКС-А. От такого числа реакторов ВВЭР, включая зарубежные, можно ожидать поставки ОЯТ на переработку. Это 800 тТМ/год, что равно суммарной оптимальной производительности РТ-1 и ОДЦ после планового расширения.

В настоящее время реакторы типа ВВЭР-1000 работают на 18-месячном топливном цикле. Каждые 18 месяцев подгружается и выгружается 67 ТВС из 163 (для ВВЭР-1200 – 72 ТВС). Некоторые ТВС находятся в реакторе два 18-месячных топливных цикла, а некоторые – три. В каждой ТВС содержится 0,465 тТМ, следовательно, за период 3×18 месяцев используется 93,5 тТМ. Для расчетов материальных балансов период 3×18 месяцев (с учетом перегрузок и техобслуживания около 4,5 лет) принимается за полный цикл партии топлива, за который все топливо достигает среднего выгорания 47 МВт·сут/кг. Пока эта партия топлива выдерживается, перерабатывается, а из нее фабрикуется новое регенерированное топливо, необходимо, чтобы реактор работал на точно такой же партии топлива. В результате рождается понятие *парных циклов* партий топлива. За период эксплуатации реактора около 63-х лет получается примерно семь парных циклов. Поскольку идёт постоянная подгрузка партий свежих ТВС, то циклы идут не последовательно, а с наложениями друг на друга. Итогом является превышение семи парных циклов. В концепции регенерированного топлива укрупненные циклы складываются из нулевого (уранового цикла) и циклов с топливом из регенерированных ядерных материалов.

Для концепции РЕМИКС-Е не имеет значения количество рециклов – оно может продолжаться бесконечно. Уже на втором – третьем цикле состав смешанного топлива РЕМИКС-Е стабилизируется и далее не меняется. Отметим, что для низкоплутониевого топлива РЕМИКС-А/С, подразумевающего мультирециклирование, продолжительность рециклирования ограничена шестью – семью рециклами из-за деградации изотопного состава плутония при рециклировании.

В отношении РЕМИКС-А можно сказать, что только 14% этого парка (т.е. шесть реакторов) должны работать на природном топливе, тогда как даже сейчас соответствующие мощности России обеспечивают поставки такого топлива для 30 – 35-ти реакторов и ведётся поиск путей расширения такого производства. Предположим, что при выпуске смешанного оксидного топлива можно рассчитывать на его поставки лишь для 10 – 15-ти реакторов, т.е. примерно на 30% суммарной производительности или 250 т/год при расчетном увеличении парка реакторов до 50 – 55-ти. Тогда низкоплутониевое топливо в смеси с регенератором урана – РЕМИКС имеет смысл рассматривать только для ограниченной группы из трех – пяти реакторов, в том числе для экспериментальной группы поэтапного освоения ЗЯТЦ или же в коммерческом плане для зарубежных малых групп реакторов в случае экономической оправданности такого ЯТЦ.

При использовании сценария РЕМИКС-Е на $^{nat}U_{En}$ -Pu-топливо приходится всего 15% мощностей при одном Pu-цикле и еще 6% при втором Pu-цикле; основная доля приходится на стандартное $^{nat}U_{En}$ -топливо и частично на топливо из обогащенного регенерированного урана $^{rep}U_{En}$.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложен новый подход к повторному использованию отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов в рамках концепции РЕМИКС. РЕМИКС-Е ЯТЦ по сравнению с другими концепциями РЕМИКС, по нашим оценкам, представляется оптимальным в плане быстрого старта и позволяет полностью исключить накопление ОЯТ в виде ОТВС.

Особенностью подхода РЕМИКС-Е является бесконечное циклирование одинакового топлива $^{nat}U_{En}$ -Pu и $^{rep}U_{En}$, произведенного от стандартных компонентов – первичного регенерированного урана и первичного энергетического плутония от стандартного топлива из обогащенного природного урана. В результате, при производстве такого топлива исключаются проблемы со смешиванием ОЯТ от другого топлива на одной цепочке по переработке, как в случае мультирециклирования низкоплутониевого РЕМИКС-топлива, так же исключаются транспортировки $^{rep}U_{En}$ на производство по переработке ОЯТ и фабрикации уран-плутониевого топлива.

Литература

1. Федоров Ю.С., Бибичев Б.А., Зильберман Б.Я., Кудрявцев Е.Г. Использование регенерированного урана и плутония в тепловых реакторах. // Атомная энергия. – 2005. – Т. 99. – Вып. 2. – С. 136-141. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-005-0248-9>
2. Смирнов А.Ю., Ансэ В.А., Борисевич В.Д., Невиница В.А. и др. Введение регенерированного урана в состав топлива легководных реакторов как способ защиты от распространения. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2011. – №4. – С. 93-103.
3. Павловичев А.М., Федоров Ю.С., Бибичев Б.А. и др. Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-ной загрузкой топливом из регенерированного урана и плутония // Атомная энергия. – 2006. – Т. 101. – Вып. 6. – С. 407-413. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-006-0182-5>
4. Хаперская А.В. Проблемы обращения с ОЯТ в России и перспективы их решения. – 2015. Электронный ресурс: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2015/04/01/55910> (дата доступа: 06.08.2019).

5. *Кислов А.И., Титов А.А., Дмитриев А.М., Синцов А.Е., Романов А.В.* Радиационные аспекты использования регенерированного урана на ОАО «МСЗ» при производстве ядерного топлива // Ядерная и радиационная безопасность. – 2012. Специальный выпуск. Электронный ресурс: <https://www.secncrs.ru/publications/nrszine/spetsialnyy-vypusk/Radiacionnyye%20aspekty.pdf> (дата доступа: 06.08.2019).
6. *Вергазов К.Ю.* В Росатоме освоено промышленное производство МОКС-топлива для реактора на быстрых нейтронах. – 2018. Электронный ресурс: <http://www.atomic-energy.ru/news/2018/12/14/91243> (дата доступа: 06.08.2019).
7. *Павловичев А.М., Павлов В.И., Семченков Ю.М. и др.* Нейтронно-физические характеристики активной зоны ВВЭР-1000 со 100%-ной загрузкой топливом из смеси регенерированного урана, плутония и обогащенного урана. // Атомная энергия. – 2008. – Т. 104. – Вып. 4. – С. 195-198. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-008-9025-x>
8. *Зильберман Б.Я., Федоров Ю.С., Римский-Корсаков А.А. и др.* Возможность использования топлива из смеси обогащенного регенерированного урана и регенерированного плутония для 100%-ной загрузки активной зоны ВВЭР-1000. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 113. – Вып. 6. – С. 307-314. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-013-9650-x>
9. *Декусар В.М., Каграманян В.С., Калашников А.Г. и др.* Анализ характеристик РЕМИКС-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – № 4. – С. 109-117. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2013.4.14>
10. *Постоварова Д.В., Ковалев Н.В., Онегин М.С., Бибичев Б.А.* Радиационные характеристики РЕМИКС-топлива при многократном рецикле в реакторах ВВЭР-1000. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 1. – С. 100-110. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.1.11>
11. SCALE Nuclear Systems Modeling & Simulation. Электронный ресурс: <https://www.ornl.gov/scale> (дата доступа: 06.08.2019).
12. *Гаврилов П.М., Крюков О.В., Иванов К.В., Хаперская А.В. и др.* Патент РФ №2702234. РЕМИКС – топливо ядерно-топливного цикла. // Патент России. – 2019. – №2702234. – Бюл. №28.
13. Nuclear Fuel Reprocessing with Complete Recycling of Fissile Materials. Электронный ресурс: https://indico.iync2020.org/event/6/papers/125/files/342-Zhurbenko_Paper_for_International_Youth_Nuclear_Congress_2020.pdf (дата доступа: 02.03.2020).
14. *Зильберман Б.Я., Федоров Ю.С., Римский-Корсаков А.А., Бибичев Б.А., Чубаров М.Н., Алексеев П.Н.* Патент РФ №2537013. Топливная композиция для водоохлаждаемых реакторов АЭС на тепловых нейтронах. // Патент России. – 2014. – №2537013. – Бюл. №36.
15. Advanced Fuel Cycle Cost Basis // INL/EXT-17-43826. – 2017.
16. *Зильберман Б.Я., Голецкий Н.Д., Ковалев Н.В., Синюхин А.Б.* Патент РФ №2691621. Топливная композиция для водоохлаждаемых реакторов АЭС на тепловых нейтронах. // Патент России. – 2019. – №2691621 – Бюл. №17.

Поступила в редакцию 06.08.2019 г.

Авторы

Ковалев Никита Владимирович, научный сотрудник

E-mail: kovalev@khlopin.ru

Зильберман Борис Яковлевич, главный научный сотрудник, профессор, д-р. техн. наук

E-mail: zby@mail.ru

Голецкий Николай Дмитриевич, начальник лаборатории, канд. хим. наук

E-mail: goletsky@khlopin.ru

Синюхин Андрей Борисович, начальник управления инновационного развития

E-mail: sinyukhin@khlopin.ru

UDC 621.039.5

A NEW APPROACH TO SPENT NUCLEAR FUEL RECYCLING FOR LIGHT-WATER REACTORS IN THE FRAME OF REMIX CONCEPTKovalev N.V., Zilberman B.Ya., Goletskiy N.D., Sinyukhin A.B.

JSC «V.G. Khlopin Radium Institute»

28, 2-nd Murinsky av., St.-Petersburg, 194021 Russia

ABSTRACT

Simulation and review of the nuclear fuel cycles with mixed uranium-plutonium fuel – REMIX was carried out. The concept of REMIX fuel is one of the options for closing the nuclear fuel cycle (NFC), which allows for the recycling of uranium and plutonium in VVER-1000/1200 light-water reactors at 100% loading of the reactor core. A new approach to the recycling of nuclear materials in light-water reactors is proposed. The approach will make it possible to simplify the fabrication of mixed fuel using plutonium in high concentration together with enriched natural uranium, while reprocessed uranium is supposed to be enriched and used separately. The share of standard fuel from enriched natural uranium in this nuclear fuel cycle is more than 50%, the share of mixed fuel ($^{nat}U_{En} + Pu$) is 25% and the rest is fuel from enriched reprocessed uranium. It is noted that the new approach has the maximum economic prospect for organizing the production of this fuel and cross-cycling of nuclear materials at the facilities available in the Russian Federation in the near future. This NFC option eliminates the accumulation of spent nuclear fuel (SNF) in the form of spent fuel assemblies. SNF is always reprocessed with the aim of further using the primary regenerate of uranium and plutonium. Non-recyclable in light-water reactors, burnt, re-reprocessed uranium, the energy potential of which is comparable to natural uranium, as well as secondary plutonium intended for further use in fast neutron reactors, are sent as by-products of processing to the storage area.

Key words: REMIX, NFC, SNF, nuclear fuel, nuclear fuel cycle, mixed fuel, uranium-plutonium fuel, plutonium, regenerated uranium, recycling, cross-cycling.

REFERENCES

1. Fedorov Yu.S., Bibichev B.A., Zilberman B.Ya., Kudryavtsev E.G. Use of Recovered Uranium and Plutonium in Thermal Reactors. *Atomic Energy*. 2001, no 99/2, pp. 136-141. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-005-0248-9> (in Russian).
2. Smirnov A.Yu., Apse V.A., Borisevich V.D., Sulaberidze G.A., Shmelev A.N., Dudnikov A.A., Ivanov E.A., Nevinitza V.A., Ponomarev-Stepnoy N.N. Introduction of recycled uranium into fuel composition of light-water reactors as a protective measure against proliferation. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2011, no. 4, pp. 93-103 (in Russian).
3. Pavlovichev A.M., Pavlov V.I., Semchenkov Yu.M., Kudryavtsev E.G., Fedorov Yu.S., Bibichev B.A., Zilberman B.Ya. Neutron-physical characteristics of the VVER-1000 core with 100% fuel loading from regenerated uranium and plutonium. *Atomnaya Energiya*. 2006, v. 101, iss. 6, pp. 407-413. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-006-0182-5> (in Russian).
4. Khaperskaya, A.V. Problems of SNF management in Russia and prospects for their resolution. Available at: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2015/04/01/55910> (accessed Aug 06, 2019) (in Russian).
5. Kislov A.I., Titov A.A., Dmitriev A.M., Sintsov A.E., Romanov A.V. Radiation aspects of the use of regenerated uranium at MSZ in the production of nuclear fuel. *Yadernaya i Radiatsionnaya Bezopasnost'. Spetsialnyy Vypusk*, 2012. Available at: <https://www.secnrs.ru/publications/nrszine/spetsialnyy-vypusk/>

Радиационные аспекты.pdf (accessed Aug 06, 2019) (in Russian).

6. Vergazov K. Yu. Rosatom has mastered the industrial production of MOX fuel for a fast neutron reactor. Available at: <http://www.atomic-energy.ru/news/2018/12/14/91243> (accessed Aug 06, 2019) (in Russian).

7. Pavlovichev A.M., Pavlov V.I., Semchenkov Yu.M., Kudryavcev E.G., Fedorov Yu.S., Bibichev B.A., Zilberman B. Ya. Neutron-physical characteristics of the VVER-1000 core with 100% fuel loading from a mixture of regenerated uranium, plutonium and enriched uranium. *Atomnaya Energiya*. 2008, v. 104, iss. 4, pp. 195-198. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-008-9025-x> (in Russian).

8. Zilberman B. Ya., Fedorov Yu. S., Rimskij-Korsakov A.A., Bibichev B.A., Chubarov M.N., Alekseev P.N. The possibility of using fuel from a mixture of enriched regenerated uranium and regenerated plutonium for 100% loading of the WWER-1000 core. *Atomnaya Energiya*. 2012, v. 113, iss. 6, pp. 307-314. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-013-9650-x> (in Russian).

9. Dekusar V.M., Kagramanyan V.S., Kalashnikov A.G., Kapranova E.N., Korobicyn V.E., Puzakov A. Yu. Analysis of the characteristics of REMIX fuel during multiple recycling in VVER reactors. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2013, no. 4, pp. 109-117. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2013.4.14> (in Russian).

10. Postovarova D.V., Kovalev N.V., Onegin M.S., Bibichev B.A. Radiation characteristics of REMIX-fuel. Multirecycling in VVER-1000 reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2016, no. 1, pp. 100-110. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2016.1.11> (in Russian).

11. SCALE Nuclear Systems Modeling & Simulation. Available at: <https://www.ornl.gov/scale> (accessed Aug 06, 2019).

12. Gavrilov P.M., Krjukov O.V., Ivanov K.V., Khaperskaja A.V., Pavlovichev A.M., Semchenkov Yu.M., Fedorov Yu.S., Zilberman B. Ya., Dudukin V.A., Apalkov G.A. *REMIX – Nuclear Fuel Cycle Fuel*. Patent RF, no. 2702234, 2019 (in Russian).

13. Nuclear fuel reprocessing with complete recycling of fissile materials. Available at: https://indico.iync2020.org/event/6/papers/125/files/342-Zhurbenko_Paper_for_International_Youth_Nuclear_Congress_2020.pdf (accessed Mar 02, 2020).

14. Zilberman B. Ya., Fedorov Yu.S., Rimsky-Korsakov A.A., Bibichev, B.A., Chubarov M.N., Alekseev P.N. *Fuel Composition for Light-Water Neutron Reactors*. Patent RF no. 2537013, 2014 (in Russian).

15. Advanced Fuel Cycle Cost Basis. INL/EXT-17-43826. 2017.

16. Zilberman B. Ya., Goletskiy N.D., Kovalev N.V., Sinyukhin A.B., *Fuel Composition for Light-Water Neutron Reactors*. Patent RF no. 2691621, 2019 (in Russian).

Authors

Kovalev Nikita Vladimirovich, Researcher

E-mail: kovalev@khlopin.ru

Zilberman Boris Yakovlevich, Chief Researcher, Professor, Dr. Sci (Engineering)

E-mail: zby@mail.ru

Goletskiy Nikolay Dmitrievich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: goletsky@khlopin.ru

Sinyukhin Andrey Borisovich, Head of Innovation Development Department

E-mail: sinyukhin@khlopin.ru