

Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»
АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО
ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ –
ФИЗИКО – ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
имени А.И. Лейпунского

ФЭИ–3304

В. М. Декусар, А. Л. Мосеев, О. С. Гурская

**ПРОГНОЗ НАРАБОТКИ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ
В 21-м СТОЛЕТИИ**

Обнинск – 2023

УДК 621.039

Декусар В.М., Мосеев А.Л., Гурская О.С.

Прогноз наработки минорных актинидов в 21-м столетии: Препринт ФЭИ–3304, Обнинск, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2023. 17 с.

Ключевые слова: ядерная энергетическая система, минорные актиниды, сценарий, развитие, двухкомпонентная ЯЭ, тепловые реакторы, быстрые реакторы, плутоний, америций, смешанное топливо, трансмутация.

Рассмотрены физические аспекты наработки минорных актинидов (МА) в ЯЭ и основные положения концепции выжигания/трансмутации МА. На основе расчетной модели развития ЯЭ России проведена оценка накопления нептуния, америция и кюрия на горизонте 21-го столетия. Показано, что накопление МА отечественной ЯЭ будет значительным, причем в случае перехода к двухкомпонентной ядерной энергетической системе с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле имеет место существенное сокращение наработки америция и нептуния. Оценено возможное увеличение накопления МА в случае возврата в Россию ОЯТ зарубежных энергоблоков российского дизайна.

The physical aspects of the minor actinides (MA) production in nuclear power and the main provisions of the concept of burning/transmutation of MA are considered. Based on the computational model for the development of Russian nuclear power, an assessment was made of the accumulation of neptunium, americium and curium on the horizon of the 21st century. It is shown that the MA accumulation in domestic nuclear power will be significant, and in the case of a transition to a two-component nuclear power system with thermal and fast reactors in a closed nuclear fuel cycle, a notable reduction in the production of americium and neptunium takes place. A possible increase in the MA accumulation in the event of the return to Russia of SNF from foreign power units of Russian design is estimated.

СОДЕРЖАНИЕ

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ	4
ВВЕДЕНИЕ.....	5
1 Физические аспекты наработки МА	6
2 Накопление МА в 21-м столетии	7
2.1 Оценка наработки МА российской ЯЭ.....	7
2.2 Нарботка америция на зарубежных АЭС российского дизайна, поступление которого возможно на территорию РФ.....	14
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	15
СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ	16

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И ОБОЗНАЧЕНИЙ

АЭС	– атомная электростанция
БН	– реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем
ВАО	– высокоактивные отходы
ВВЭР	– водо-водяной энергетический реактор
ДСУ	– Департамент стратегического управления
МА	– младшие актиниды
МОКС-топливо	– ядерное топливо из оксидов плутония и обедненного урана
ОЯТ	– отработавшее (облученное) ядерное топливо
РАО	– радиоактивные отходы
ТВС	– тепловыделяющая сборка
УОКС-топливо	– ядерное топливо на основе оксида урана
ЯТЦ	– ядерный топливный цикл
ЯЭ	– ядерная энергетика
ЯЭС	– ядерно-энергетическая система

ВВЕДЕНИЕ

Облучение нейтронами ядерного топлива приводит к накоплению в составе ОЯТ минорных актинидов (МА). К последним относят нептуний, америций и кюрий. Политика по обращению с ОЯТ, принятая в Российской Федерации, заключается в том, что ОЯТ не является радиоактивным отходом, а представляет собой ценный источник для производства компонент ядерного топлива и радиоактивных изотопов для использования в медицине, сельском хозяйстве и промышленности. Национальная политика базируется на контролируемом хранении ОЯТ и его переработке.

Входящие в состав МА изотопы нептуния, америция и кюрия будут сохранять радиотоксичность на протяжении до миллионов лет. Обеспечить гарантированное и надежное контролируемое хранение МА в течение такого длительного срока практически невозможно. Наиболее значительный вклад в радиотоксичность группы МА дает америций, а именно его изотоп ^{241}Am .

Радикальным путем решения проблемы МА является их физическое уничтожение. Имеются две принципиальные возможности физического уничтожения МА: ядерный распад и выжигание/трансмутация в ядерных реакторах или в других ядерно-физических установках в результате облучения нейтронным потоком. Набор возможных опций по выжиганию/трансмутации МА в нейтронных потоках достаточно разнообразен и зависит от множества факторов, в том числе от объема проблемы, т. е. от количества накопленных МА [1], [2].

Особенностью входящего в состав МА америция является изменение его количества и изотопного состава в течение сравнительно короткого времени вследствие радиоактивного распада входящих в него изотопов и распада ^{241}Pu , если америций и плутоний хранятся вместе. Если распад изотопов америция неуправляем, то накопление изотопа ^{241}Am зависит от количества плутония и его изотопного состава, которые могут изменяться в процессе рецикла плутония при замыкании ЯТЦ.

В настоящей работе, которая является продолжением работы [3], делается попытка оценить расчетным путем накопление МА в российской ЯЭС на протяжении текущего столетия в зависимости от направления ее развития.

1 Физические аспекты наработки МА

Неизбежным следствием облучения нейтронами ядерного топлива является накопление в составе ОЯТ минорных актинидов (МА). В настоящее время в Российской Федерации на промышленной основе на заводе РТ-1 реализована переработка ОЯТ реакторов ВВЭР-440, транспортных реакторов, исследовательских реакторов и реактора БН-600. Кроме того, там же перерабатываются некондиционные ТВС реакторов РБМК и началась переработка ОЯТ ВВЭР-1000. Существующие технологии переработки ОЯТ этих реакторов, которые сейчас используются на заводе РТ-1, приводят к выделению нептуния и необходимости его дальнейшего хранения. Выделяемый там же америций и кюрий частично остекловываются вместе с осколками деления для окончательного захоронения, частично хранятся. По кюрию были проведены успешные лабораторные испытания по отделению его от америция.

Большая часть ОЯТ реакторов ВВЭР-1000 пока хранится в пристанционных хранилищах АЭС и постепенно перевозится в централизованное сухое хранилище на ГХК, г. Железногорск Красноярского края. Предполагается, что там же будет сооружен новый завод — ОДЦ по переработке ОЯТ реакторов ВВЭР. Выделенный там плутоний, а также плутоний, выделенный ранее из ОЯТ реакторов ВВЭР-440, БН-600 и транспортных реакторов, будет использован в быстрых реакторах. Впоследствии на ГХК предусмотрено сооружение завода РТ-2.

Выделение из ОЯТ урана, плутония, а также МА с их последующей утилизацией в ядерно-энергетических установках приводит к существенному снижению объема ВАО (требующего геологического захоронения), его радиотоксичности и энерговыделения. Указанная концепция является составной частью стратегического направления развития ЯЭ в России на замыкание ядерного топливного цикла с переходом к двухкомпонентной ЯЭС с тепловыми и быстрыми реакторами.

Входящие в состав МА изотопы нептуния, америция и кюрия будут сохранять радиотоксичность на протяжении до миллионов лет. Наибольший вклад в радиотоксичность группы МА дает америций, а именно его изотоп ^{241}Am .

Радикальным путем решения проблемы МА является их физическое уничтожение. Имеются две принципиальные возможности физического уничтожения МА: ядерный распад и выжигание/трансмутация.

Распад МА характеризуется длительным периодом полураспада (сотни тысяч и миллионы лет), поэтому обосновать надежность изоляции МА на такие сроки не представляется возможным.

С последних десятилетий прошлого века ведутся активные поиски физических решений по обезвреживанию МА, основанных на их ядерном выжигании/трансмутации, то есть превращении в короткоживущие или стабильные нуклиды под действием интенсивного потока нейтронов. Среди специалистов обсуждаются различные варианты физических решений по осуществлению трансмутации долгоживущих РАО в традиционных ядерных реакторах [4] — [7]. В таких установках предполагается использовать обычные виды ядерного топлива — уранового или/и уран-плутониевого. В некоторых работах исследуется возможность использовать в реакторах нетрадиционное топливо, например, только из одних МА [1], [2].

Ведутся работы по исследованию по выжиганию/трансмутации МА и в перспективных ядерных установках, не доведенных пока до уровня практической реализации: электроядерных [8], жидкосолевых [9] и, возможно, в термоядерных установках [10]. Однако техническая осуществимость и экономика этих систем еще далеки от практического использования, и пока наиболее подходящими для целей выжигания/трансмутации считаются быстрые реакторы, которые находятся на стадии демонстрации и освоения, в то время как остальные системы — на начальной стадии исследований.

2 Накопление МА в 21-м столетии

2.1 Оценка наработки МА российской ЯЭ

Подходы к выжиганию/трансмутации МА в значительной степени определяются «масштабом» проблемы. Поэтому остановимся на объемах наработки МА в российской ЯЭ в течение текущего столетия.

Ежегодная расчетная наработка изотопов америция, нептуния и кюрия в основных эксплуатируемых и перспективных реакторах российских АЭС получена на основании данных работ [11] — [15] и др. В этих же работах представлено и содержание изотопов плутония, которое позволяет спрогнозировать содержание ^{241}Am в будущем. Отметим, что использование смешанного уран-плутониевого топлива в ядерных реакторах, как тепловых, так и быстрых, приводит к существенному (в разы) росту наработки америция по сравнению с реакторами на обогащенном уране. Вместе с тем, рецикл плутония приводит к эффективному уничтожению ^{241}Pu — источника образования америция. При замыкании ЯТЦ с рециклом плутония (вместе с америцием) количество америция в цикле будет определяться уровнем мощности, в то время как в открытом цикле количество америция определяется энергоспроизводительностью.

Количество ^{241}Am зависит от начального содержания ^{241}Pu и времени его хранения. ЯЭ России за время своего существования в течение почти шести десятилетий накопила порядка 200 т плутония, из которых к настоящему времени выделено из ОЯТ около 60 т. При этом значительная часть ^{241}Pu уже распалась в ^{241}Am .

Прогноз накопления МА в течение текущего столетия может быть сделан на основе предполагаемого сценария развития ЯЭ, который опирается на так называемый сценарий «базовый-штрих», показанный на рисунке 1, разработанный в ДСУ Госкорпорации «Росатом» и представленный в «Расчетно-аналитическом обосновании вариантов стратегии развития ядерной энергетики России» [16]. Этот сценарий скорректирован относительно базового сценария с учетом прогнозов 2018 года на спрос электроэнергии в России и согласованных с Правительством РФ изменений «Генеральной схемы по вводу-выводу энергоблоков ЯЭС до 2035 года». Сценарий «базовый-штрих» характеризуется умеренными темпами технологического развития и активным повышением энергоэффективности.

Главным сценарным условием для настоящих расчетов являются зафиксированные в «базовом-штрих» сценарии предполагаемые значения установленной мощности ЯЭ в 30 ГВт(э) к 2035 году, 39 ГВт(э) к 2050 году и 71 ГВт(э) к 2100 году. Эти значения установленных мощностей обеспечиваются вводом новых энергоблоков с тепловыми и/или быстрыми реакторами.

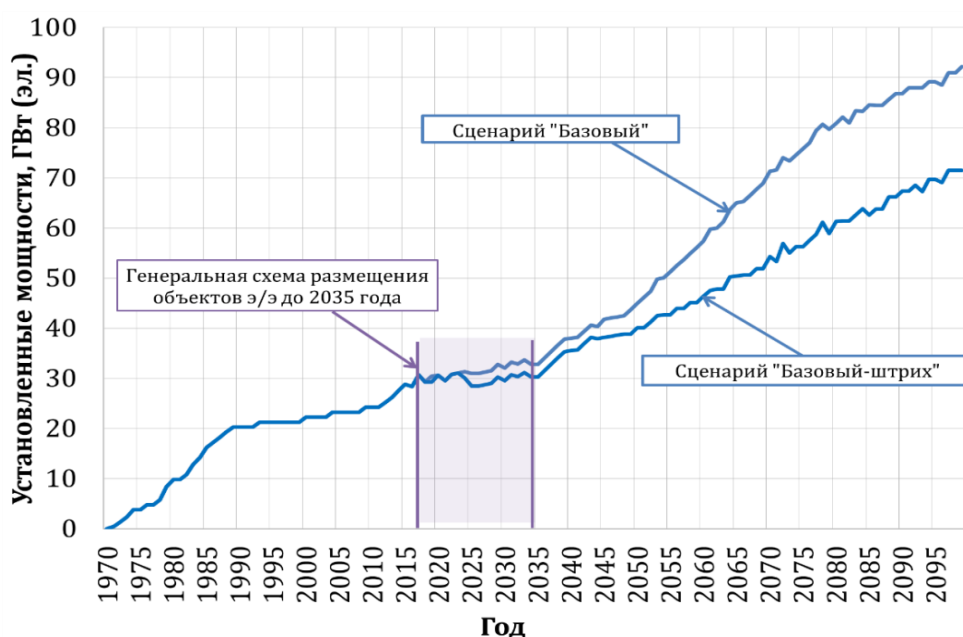


Рис. 1. Сценарные условия развития ЯЭ России в XXI веке [16]

Оценки накопления МА до конца 21-го столетия проведены при следующих сценарных условиях, детализирующих сценарий «базовый-штрих»:

– Рассматриваются два варианта сценария, которые отличаются структурой генерирующих мощностей:

а) сценарий на базе технологий реакторов ВВЭР в основном с открытым ЯТЦ. Этот сценарий характеризует ситуацию как продолжение накопления МА без внедрения технологии быстрых реакторов;

б) сценарий на основе технологий ВВЭР и БН в замкнутом ЯТЦ — двухкомпонентный сценарий с тепловыми и быстрыми реакторами в едином замкнутом топливном цикле.

– Предполагается, что замыкание имеет место только по плутонию. Оба сценария имеют одинаковый уровень установленных мощностей, аналогичный сценарию «базовый-штрих» [16], полностью идентичны между собой и приближены к реальному состоянию ЯЭ России в период до 2020 г.

– Топливообеспечение тепловых реакторов осуществляется на технологической базе двуокисного таблеточного уранового (УОКС) топлива, при этом некоторое количество усовершенствованных реакторов типа ВВЭР, исходя из баланса плутония, в перспективе в сценарии б) переводится на 100 % потребление МОКС-топлива.

– Топливообеспечение быстрых реакторов БН-800 (с 2022 г.) и коммерческих реакторов типа БН осуществляется с использованием смешанного уран-плутониевого топлива с высокофоновым плутонием.

Структура установленных мощностей сценариев приведена на рисунках 2 и 3.

В сценарии а) осуществляется переработка, как уже выше отмечалось, ОЯТ всех ВВЭР-400 и БН-600 в течение всего их проектного ресурса с хранением регенерированных ядерных материалов на складах. Дополнительно осуществляется переработка некондиционных ОТВС РБМК-1000. Реактор БН-600 работает в течение срока эксплуатации на уране, реактор БН-800 стартует и работает до 2022 года на уране, а далее до конца срока эксплуатации работает на МОКС-топливе. Для изготовления МОКС-топлива используется энергетический плутоний из ОЯТ тепловых реакторов (в основном ВВЭР-440) со склада завода РТ-1. ОЯТ остальных реакторов не перерабатывается по крайней мере до 2100 года. К 2100 г. в соответствии со сценарием а) вся ЯЭ России будет представлена легководными реакторами типа ВВЭР.

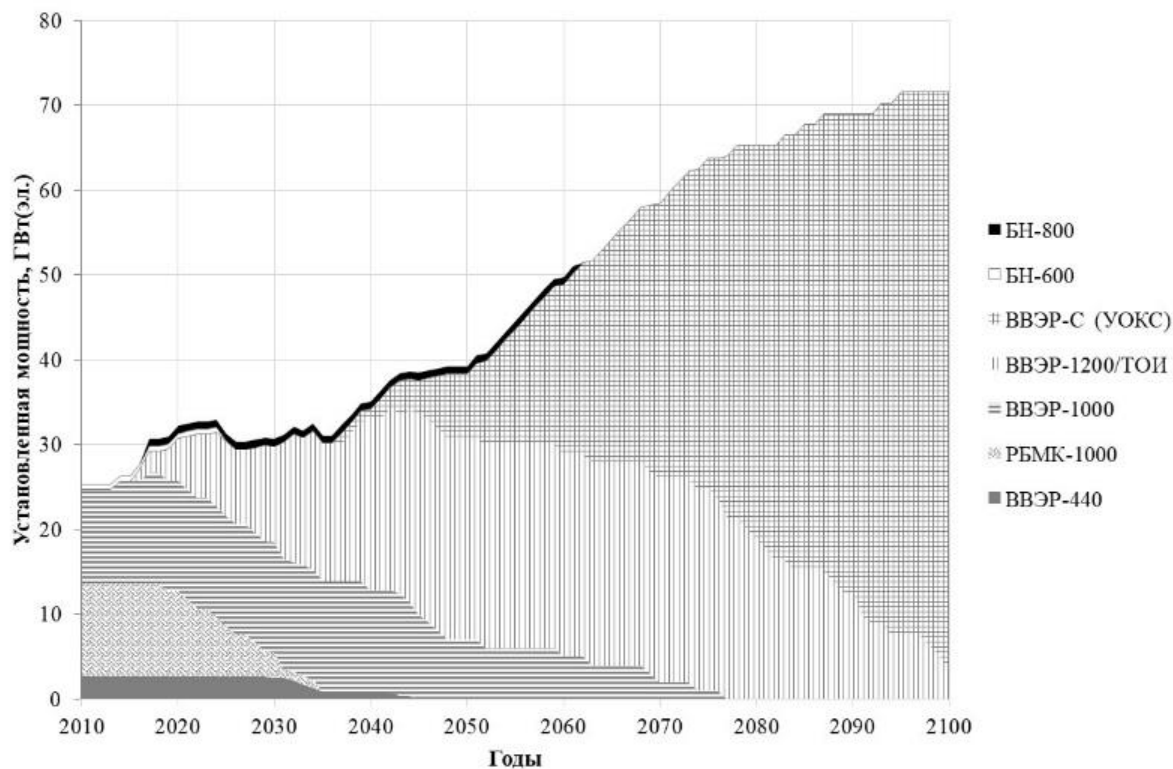


Рис. 2. Структура установленных мощностей в сценарии а) — в основном открытый ЯТЦ на тепловых реакторах

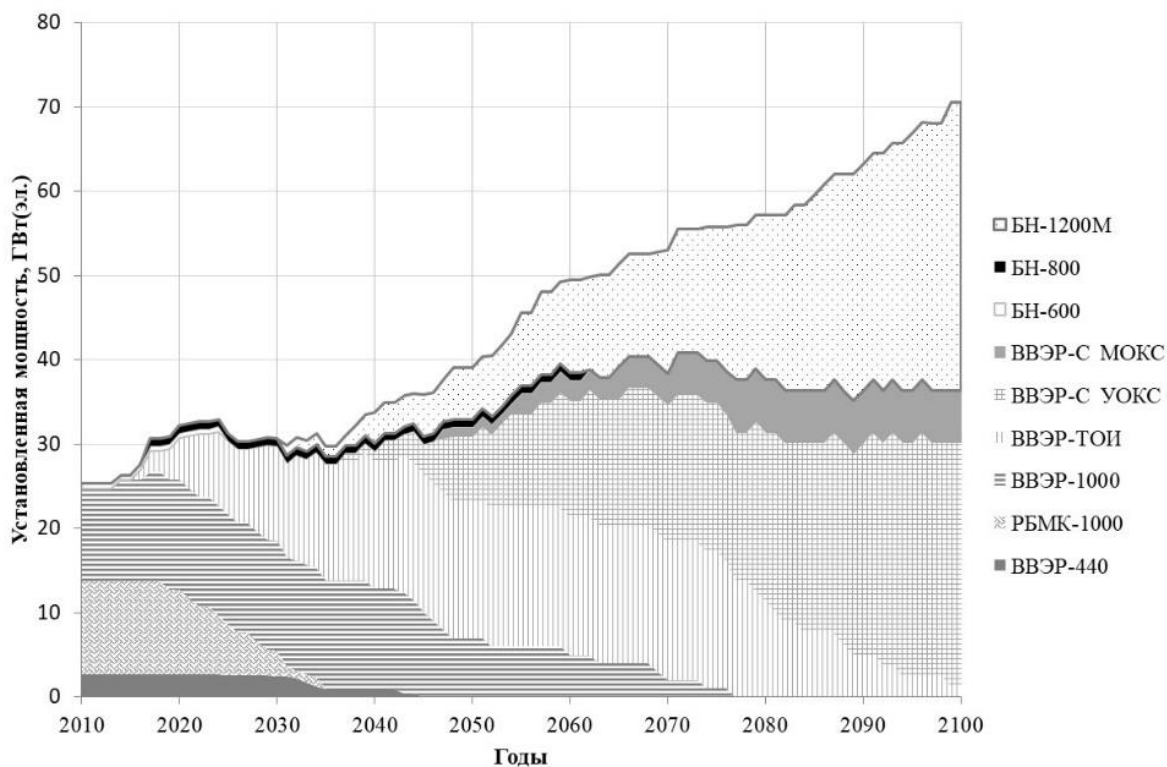


Рис. 3. Структура установленных мощностей в сценарии б) — двухкомпонентная ЯЭС с замкнутым ЯТЦ

В сценарии б) вводятся энергоблоки с быстрыми реакторами большой мощности (БН-1200М) на МОКС-топливе. Энергоблоки вводятся исходя из баланса плутония при соблюдении выбранной динамики интегральной установленной мощности в системе. Переработка ОЯТ БН начинается с 2050 г. Усовершенствованные тепловые реакторы ВВЭР-С (1200 МВт) вводятся следующим образом: первый блок в 2037 году, далее осуществляется серийное строительство с вводом энергоблоков по мере необходимости. Исходя из баланса плутония, часть реакторов ВВЭР-С переводится на использование МОКС-топлива. Быстрые и тепловые реакторы работают в едином топливном цикле с возможностью улучшения изотопного состава из тепловых реакторов в реакторах типа БН. К 2100 году примерно половина мощностей ЯЭ будет представлена реакторами БН большой мощности, а другая половина — реакторами ВВЭР разной модификации.

Наработка МА в рассматриваемой системе на 2020, 2035, 2070 и 2100 годы характеризуется расчетными данными, представленными в таблице 1.

Таблица 1 – Наработка МА российской ЯЭ, кг

МА	Сценарий а) с ВВЭР, годы				Сценарий б) с ВВЭР+БН, годы			
	2020	2035	2070	2100	2020	2035	2070	2100
Np (^{237}Np)	8129	13391	33342	56110	8129	12334	22750	33138
^{241}Am	14950	29975	71739	117793	14950	27843	50284	72278
$^{242\text{m}}\text{Am}$	11	17	32	44	11	16	77	224
^{243}Am	1638	2598	6850	12629	1638	2390	6969	16610
Итого Am	16599	32590	78621	130467	16599	30248	57330	89112
^{242}Cm	< 1	< 1	< 1	< 1	< 1	< 1	< 1	1
^{243}Cm	3	4	8	13	3	4	11	24
^{244}Cm	188	248	521	900	188	223	645	1737
^{245}Cm	< 1	< 1	2	2	< 1	1	56	195
^{246}Cm	< 1	< 1	< 1	< 1	< 1	< 1	3	10
Итого Cm	191	253	531	914	191	227	715	1967
МА, т	25,2	46,3	112,4	187,5	25,2	42,7	80,8	124,2

Расчеты проводились по коду CYCLE [17], [18], учитывались как выделенные МА, так и содержащиеся в ОЯТ или направленные в поток РАО. При хранении учитывался радиоактивный распад изотопов плутония и МА.

Накопление МА к концу столетия в сценарии а) с тепловыми реакторами составит около 188 т, в двухкомпонентном сценарии б) оно

сократится до 124 т. В том числе в составе МА сценария б) на 2100 год будет содержаться: нептуния 33 т, кюрия почти 2 т. Нептуний будет представлен единственным изотопом — ^{237}Np , америций на 81 % ^{241}Am . Кюрий будет представлен в основном изотопами ^{244}Cm (88 %) и ^{245}Cm (10 %). В таблице 1 представлено полное накопление МА, а на рисунках 4 и 5 показана динамика накопления выделенных МА в результате переработки ОЯТ и переочистки плутония.

На рисунке 4 показан темп выделения МА в результате переработки ОЯТ и переочистки плутония при изготовлении МОКС-топлива для реактора БН-800 в сценарии а). Видно, что к 2060 году общее количество выделенных МА составит около 10 т при преобладающем количестве америция (около 8 т). Большая часть америция при этом останется в составе плутониевой композиции, которая содержится в непереработанном ОЯТ. После 2062 г. в этом сценарии прекращается переработка ОЯТ в связи с выводом из эксплуатации реактора БН-800 и, соответственно, стабилизируется накопление выделенных МА. Все остальные МА (около 178 т) при этом остаются в ОЯТ.

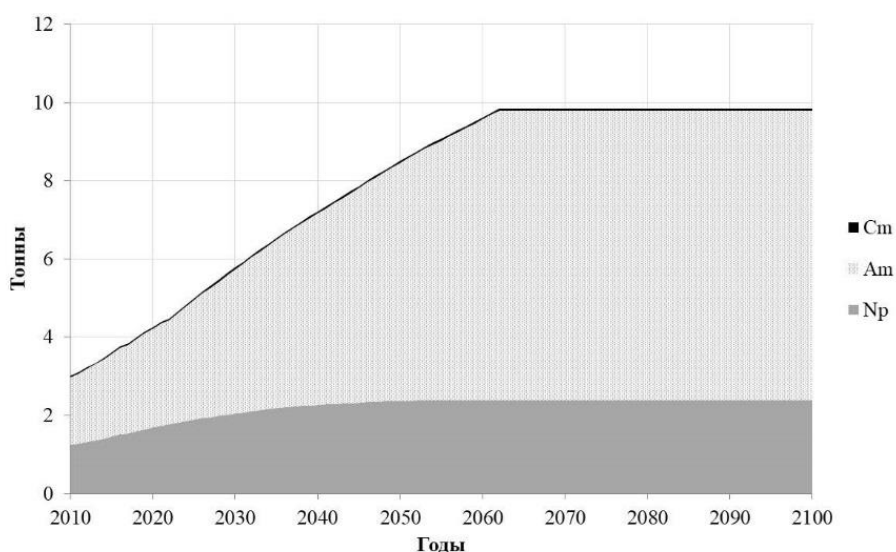


Рис. 4. Накопление выделенных МА на складах Am, Np, Cm для сценария а) с ВВЭР в результате переработки ОЯТ и переочистки плутония при изготовлении топлива БН-800

Рисунок 5 демонстрирует накопление выделенных МА в двухкомпонентном сценарии б) при переработке ОЯТ с целью выделения плутония для изготовления МОКС-топлива. В этом случае к 2100 году переработка ОЯТ переходит в режим «с колес», и все накопленные к этому сроку МА (порядка 125 т) будут переведены из ОЯТ в выделенную форму.

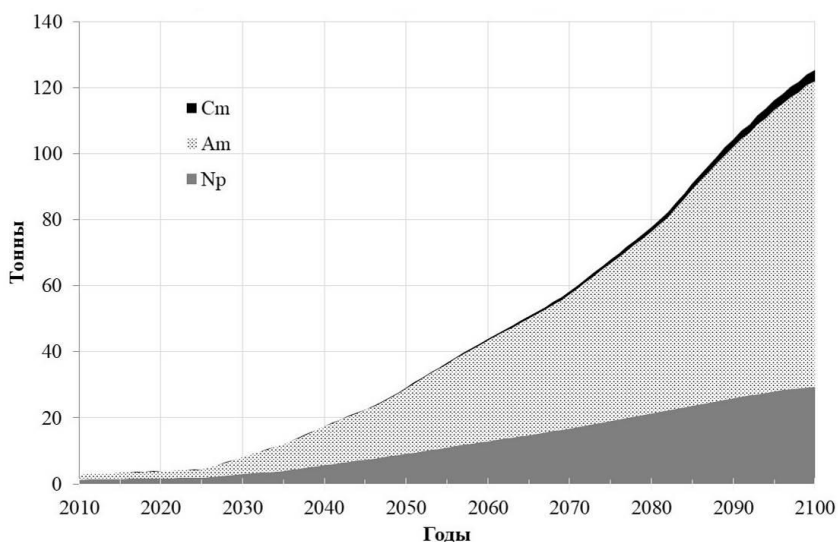


Рис. 5. Накопление МА (Am, Np, Cm) на складах в результате переработки ОЯТ и переочистки плутония при изготовлении топлива реакторов БН и ВВЭР-С (МОКС) в двухкомпонентном сценарии б)

Переход к двухкомпонентной ЯЭС приводит к сокращению количества накопленного америция в топливном цикле ЯЭ к 2100 г. до 89 т по сравнению со 130 т в сценарии а) с преимущественно открытым ЯТЦ. Доля ^{241}Am при этом в составе америция уменьшится с 91 % до 81 %. Эти сокращения обусловлены рециклом плутония в сценарии б), при этом никаких специальных мер по утилизации америция в этом случае не предпринималось. Тем не менее количество америция в этом сценарии остается весьма значительным — около 90 т к 2100 г.

Средняя скорость наработки америция в сценарии а) составит 1,3 т/год, а в сценарии б) уменьшится до 0,9 т/год. Полученные значения наработки америция 130 т и 90 т к 2100 году являются, по-видимому, крайними значениями, которые могут иметь место для российской ЯЭ уставленной мощностью в 71 ГВт к 2100 г. Значение 130 т получено для ЯЭ, практически полностью базирующейся на тепловых реакторах, а 90 т америция соответствует ЯЭ на 50 % состоящей из быстрых реакторов. Исходя из предполагаемой даты ввода в эксплуатацию первого энергоблока с реактором БН-1200М (после 2030 г.) и продолжающегося сооружения тепловых реакторов с проектным ресурсом 60, а возможно и более, лет, большую долю быстрых реакторов к 2100 году трудно себе представить.

Почти в 2 раза в двухкомпонентной системе уменьшается наработка нептуния в связи с уменьшением в ней доли тепловых реакторов в суммарной энерговыработке: с 56 до 33 т к 2100 г. Однако ценой снижения наработки америция и нептуния является почти 2-кратное увеличение наработки кюрия с 0,9 т до ~2 т.

2.2 Нарботка америция на зарубежных АЭС российского дизайна, поступление которого возможно на территорию РФ

В настоящее время Госкорпорация «Росатом» занимает лидирующее место в мире по числу проектов строительства АЭС за рубежом. На настоящее время (2023 г.) достигнуты официальные решения и договоренности о сооружении 34 энергоблоков в 11 странах (Армения, Бангладеш, Белоруссия, Венгрия, Египет, Индия, Иран, Китай, Нигерия, Турция, Узбекистан). Помимо сооружения АЭС, Россия осуществляет поставку ядерного топлива на сооружаемые за рубежом блоки, в большинстве случаев на весь срок жизненного цикла этих блоков. Россия готова оказывать услуги по обращению с отработавшим ядерным топливом сооружаемых за рубежом АЭС российского дизайна, включая его вывоз с этих АЭС на территорию России для временного хранения с последующей переработкой. Такой сценарий прописан в отдельных Соглашениях к контрактам на сооружение АЭС для ряда стран.

Проблема вывоза отработавшего ядерного топлива с зарубежных АЭС и его приемки и размещения на соответствующих установках в России уже сегодня должна находить решения в планировании, разработке и сооружении новых установок по технологическому хранению и переработке.

Оценки показывают, что среднее количество ОЯТ, которое будет поступать с зарубежных АЭС, может составить до 400 тонн/год, начиная с 2041 года. Эта величина приблизительно равна половине того количества ОЯТ, которое будет нарабатываться при эксплуатации АЭС внутри страны. 400 тонн ОЯТ в год примерно соответствует выгрузке из 20 энергоблоков с реакторами ВВЭР-ТОИ. Для того чтобы оценить количество америция, которое поступит на территорию РФ от зарубежных АЭС к 2100 г. вместе с ОЯТ, примем средний интервал выдержки до 2100 г. после прекращения облучения топлива в реакторе равным 50 годам. Тогда, учитывая данные [11] — [15], можно получить, что количество америция, которое поступит и накопится к 2100 году, составит около 40 т, что является существенной прибавкой к америцию, образуемому от российской ЯЭ.

Таким образом, общее количество америция, которое будет находиться на территории РФ к 2100 г. в случае реализации сценария б) для российской ЯЭ, может достичь 130 тонн.

Эта величина будет, несомненно, подвергаться корректировке, как в зависимости от конкретных планов развития ЯЭ России в долгосрочной перспективе, так и от новых договоренностей с зарубежными заказчиками, но, как представляется, порядок величины не будет претерпевать заметного изменения, и составит сто и более тонн америция к 2100 г. Отметим, что эта

прибавка будет поступать только от тех АЭС, по которым достигнуты официальные решения об их сооружении на сегодняшний день. Не исключено, что количество америция может быть и больше.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведен анализ возможной концепции обращения с МА на заключительной стадии топливного цикла, и изложены возможные подходы к утилизации МА. Проведена сценарная оценка масштаба рассматриваемой проблемы на горизонте 21-го столетия. Показано, что накопление МА отечественной ЯЭ к 2100 г будет значительным и зависящим от путей ее развития. В частности, при развитии ЯЭ в основном на тепловых реакторах с выходом к концу века на установленную мощность в ~ 70 ГВт, накопление америция за столетие составит около 130 т.

При переходе к двухкомпонентной ЯЭС такой же установленной мощности с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ЯТЦ, указанная величина снизится до ~ 90 т. В этой системе наработка нептуния составит порядка 33 т, а кюрия 2 т, причем наработка нептуния уменьшается по сравнению с наработкой в открытом ЯТЦ, а кюрия возрастает (Nr: 56 \rightarrow 33 т, Cm: 0,9 \rightarrow 2,0 т). Приводимые значения накопления МА относятся к структуре ЯЭС, в которой установленные мощности к 2100 г. представлены быстрыми и тепловыми реакторами приблизительно поровну.

Таким образом, наработка МА в значительной степени зависит от пути развития ЯЭ. Замыкание ЯТЦ и вовлечение в цикл плутония приводит к существенному сокращению наработки нептуния и америция. Ценой такого сокращения является увеличение наработки кюрия.

Изотопы кюрия образуются в результате β -распада изотопов америция и распадаются в изотопы плутония. Следовательно, в наиболее значительных количествах они образуются при использовании плутониевого топлива. Изотопы кюрия в основном сравнительно быстро распадаются в изотопы плутония, который может быть добавлен к топливу. Поэтому представляется, что оптимальной опцией для кюрия является контролируемое хранение в течение не менее 100 лет, за это время кюрий на ~ 80 % превратится в плутоний. Оставшиеся после этого изотопы кюрия (из них долгоживущих порядка 10 %) могут быть относительно просто изолированы от экосистемы или захоронены в глубоких геологических формациях вместе с продуктами деления.

Учет возможного ввоза ОЯТ с зарубежных АЭС российских проектов показывает, что количество америция, которое может накопиться и

поступить к 2100 году, составит около 40 т, что является существенной прибавкой к америцию, образуемому от российской ЯЭ.

Очевидно, что реальные цифры накопления МА в стране в значительной степени зависят от достигнутых установленных мощностей ЯЭ и их структуры (тепловые и быстрые реакторы, открытый и замкнутый ЯТЦ), а также от заключения и выполнения международных контрактов по возврату ОЯТ на территорию РФ.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Коробейников В.В., Колесов В.В., Каражелевская Ю.Е., Терехова А.М.* Исследования возможности выжигания и трансмутации Am-241 в реакторе с америциевым топливом. // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2019. — № 2. — С. 153—163. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.13>.

2. *Коробейников В.В., Колесов В.В., Игнатьев И.А.* Расчётное моделирование выжигания минорных актинидов в реакторе типа БН-600 с топливом без урана и плутония. // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2022. — № 3. — С. 134—145. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2022.3.12>.

3. *Декусар В.М., Зродников А.В., Елисеев В.А., Мосеев А.Л.* К вопросу накопления и реакторной утилизации америция в ядерной энергетике // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2019 — Вып. 1. — С. 215—223.

4. Use of Fast Reactors for Actinide Transmutation. Proceedings of a Specialists Meeting held in Obninsk. Russian Federation. 22–24 September 1992. IAEA-TECDOC-693. IAEA.1993, p. 125.

5. *Matveev V.I., Ivanov A.P., Efimenko E.M.* Concept of Specialized Fast Reactor for Minor Actinide Burning. Proceedings of a Specialists Meeting held in Obninsk. Russian Federation. 22–24 September 1992. IAEA-TECDOC-693. IAEA.1993, p. 114.

6. *Гай Е.В., Игнатюк А.В., Работнов Н.С., Шубин Ю.Н.* Концепция обращения с долгоживущими ядерными отходами // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 1994. — № 1. — С. 17—21.

7. *Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В.* Гетерогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ // Атомная энергия. — 2000. — Т. 89. — Вып. 5. — С. 362—365.

8. *Герасимов А.С., Киселев Г.В.* Научно-технические проблемы создания электроядерных установок для трансмутации долгоживущих радиоактивных отходов и одновременного производства энергии

(российский опыт) // Физика элементарных частиц и атомного ядра — 2001. — Т.32. — Вып. 1. — С. 188.

9. *Rineiski A., Ignatiev V., Feinberg O., e.a.* Safety-related neutronics parameters of a molten salt actinide recycler & transmuter, Proc. of PHYSOR-2006, 2006, September 10–14, Vancouver, Canada.

10. *Попов В.Е., Стребков Ю.С., Сысоев А.Г., Кутеев Б.В., Шпанский Ю.С.* Гибридный blanket термоядерного источника нейтронов и его нейтронно-физические характеристики // Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики : V Международная научно-техническая конференция 2–5 октября 2018 г. — Москва (АО «НИКИЭТ», Москва, Россия), с. 215—217.

11. *Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П.* Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. — Москва. Энергоатомиздат, 1989.

12. *Матвеев В.И., Хомяков Ю.С.* Техническая физика быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. — Москва, Издательский дом МЭИ, 2012.

13. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле / Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. — М.: Техносфера, 2016. 160 с.

14. Neutronics Benchmarks for the Utilization of Mixed-Oxide Fuel: Joint U.S./Russian Progress Report for Fiscal Year 1997. Volume 3 — Calculation Performed in the Russian Federation. Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee 37831-6285, 1998.

15. *Chebeskov A.N, Troyanov M.F., Fomichenko P.A.* ISTC Project-1443. Input Data on Nuclear Reactors for System Analysis. Part I. Obninsk, 2001.

16. Стратегия развития ядерной энергетики России до 2050 года и перспективы на период до 2100 года / Одобрено решением Президиума НТС Госкорпорации «Росатом» 26 декабря 2018 г.

17. *Калашиников А.Г., Мосеев А.Л., Декусар В.М., Коробейников В.В., Мосеев П.А.* Развитие программного комплекса CYCLE для системного анализа ЯТЦ // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2016. — №1. — С. 91—99.

18. *Декусар В.М., Мосеев А.Л., Пупко Л.П.* Модель топливного цикла быстрого реактора, реализованная в коде CYCLE : Препринт ФЭИ-3298. — Обнинск, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», 2022. 24 с.

Подписано к печати 22.05.2023.
Формат 60×84 ¹/₁₆. Усл. п. л. 0,7. Уч.-изд. л. 0,7.
Тираж 45 экз. Заказ № .

Отпечатано в ОНТИ методом прямого репродуцирования с оригинала авторов.
249033, Обнинск Калужской обл., АО «ГНЦ РФ – ФЭИ».