

мощности не позволяет рассчитать теплогидравлические параметры, удовлетворяющие начальным условиям с ненулевой мощностью.

Расчеты показали хорошую сходимость к решению. В дальнейшем планируется развитие программного комплекса взаимосвязанных кодов КИР-ТГ для многоканального нестационарного расчета ВВЭР-СКД.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Зборовский В.Г., Хоружий О.В., Лиханский В.В. и др. Расчетный модуль для определения физических параметров в канале реактора с теплоносителем закритического давления. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2021, вып. 4, с. 131—146.
2. Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Харченко И.К. Интегральные нестационарные уравнения переноса нейтронов для расчетов кинетики ядерных реакторов методом Монте-Карло. — Там же. Сер. Физика ядерных реакторов, 2015, вып. 1, с. 11—16.

3. Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Харченко И.К. Расчет функции ценности и эффективной доли запаздывающих нейтронов методом Монте-Карло. — Там же, 2016, вып. 3, с. 22—30.
4. Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Харченко И.К. К определению времени жизни мгновенных нейтронов деления методом Монте-Карло. — Там же, с. 16—21.
5. Гомин Е.А., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Харченко И.К. Моделирование кинетики ядерного реактора методом Монте-Карло. — Там же, вып. 5, с. 4—16.
6. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1974. 494 с.
7. Зборовский В.Г., Хоружий О.В., Лиханский В.В. и др. Согласованное моделирование тепловых и нейтронно-физических параметров в активной зоне реактора с водяным теплоносителем сверхкритического давления. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Ядерно-реакторные константы, 2023, вып. 3, с. 100—114.
8. Белоусов В.И., Давиденко В.Д., Дьячков И.И. и др. Связанный нейтронно-физический и теплогидравлический расчет тестовой модели реактора с водой сверхкритического давления с применением метода Монте-Карло. — Там же, вып. 1, с. 24—40.

Поступила в Редакцию 13.12.22

УДК 621.039

ОСОБЕННОСТИ ВЫЖИГАНИЯ АМЕРИЦИЯ В БЫСТРОМ РЕАКТОРЕ ТИПА БН-1200М

Тузов А.А. (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград), Гулевич А.В., Гурская О.С., Декусар В.М.,
Елисеев В.А., Зарапина Э.М., Троянов В.М. (АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск)
e-mail: decouss@ippe.ru

Америций, главным образом, его пороговый изотоп ^{241}Am традиционно относят к наиболее опасным трансурановым актиноидам, неизбежно содержащимся в отработавшем ядерном топливе [1—4]. В основном он образуется при распаде ^{241}Pu . ^{241}Am имеет период полураспада 432,2 года, характеризуется высокой радиоактивностью и заметным ~ 115 Вт/кг удельным тепловыделением. При облучении нейтронами он трансмутирует в пороговый ^{242}Cm . Последний характеризуется высоким тепловыделением 120 кВт/кг и, в свою очередь, при облучении трансмутирует в делящийся ^{243}Cm . Изотопы кюрия, имеющие в основном короткий период полураспада, следует хранить. Спустя сравнительно небольшое время они распадутся в изотопы плутония, которые можно будет добавлять в топливо.

Изотопы америция и кюрия химически близки к некоторым продуктам деления и выделяются вместе с ними. Практически реализованных промышленных технологий выделения америция и кюрия нет. После выделения плутония и распада кюрия радио- и химическую активность отработавшего ядерного топлива на протяжении многих тысяч лет будет определять именно америций. Поэтому в настоящей работе рассматриваются следующие основные способы трансмутации америция в быстрых натриевых реакторах [1—7]:

1) гомогенная в топливе активной зоны;
2) гетерогенная в специальных сборках без замедлителя в боковом экране;
3) гетерогенная в специальных сборках с замедлителем в боковом экране.

Нейтронно-физические аспекты трансмутации америция. Рассмотрение проводится применительно к быстрым натриевым реакторам со смешанным уран-плутониевым топливом.

При первом способе трансмутации америция, при котором последний размещается во всех ТВС активной зоны, возникает проблема крайне высокого тепловыделения продуктов его трансмутации. Это может существенно ограничить возможности гомогенной трансмутации при высокой концентрации америция в топливе, поскольку увеличение остаточного тепловыделения выгружаемых ТВС в тракте выгрузки не всегда возможно. Например, в БН-800 из-за сравнительно короткой выдержки отработавших ТВС во внутриреакторном хранилище, обусловленной его проектной емкостью, возможности трансмутации внешнего америция в активной зоне исключены. Более того, даже использование в реакторе плутония с высоким содержанием ^{241}Pu (более 13%) может приводить к превышению проектных пределов по остаточному тепловыделению, поскольку америций в любом случае будет образовываться в активной зоне.

В реакторе типа БН-1200М ситуация немного проще: из-за двухлетней выдержки отработавшего ядерного топлива во внутриреакторном хранилище большая часть ^{242}Cm распадается, поэтому в этом реакторе гомогенная трансмутация америция возможна [4, 5]. Гетерогенную трансмутацию америция в концентрированном виде в ограниченном числе топливных сборок активной зоны следует признать сложно реализуемой именно из-за многократного роста остаточного тепловыделения в них.

Второй способ предполагает гетерогенную трансмутацию америция в боковом экране в специальных сборках с инертной матрицей (без урана). Чтобы в этом случае вписаться в проектные ограничения по остаточному тепловыделению, содержание америция в них должно быть небольшим. Соответственно небольшой будет и скорость трансмутации.

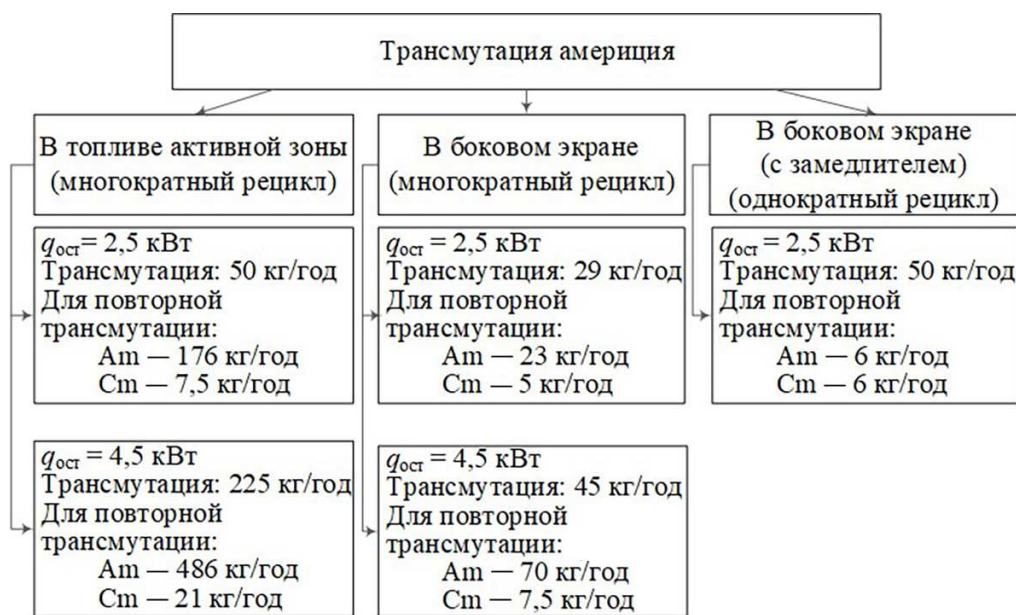
Высокое остаточное тепловыделение облучательных устройств с америцием — не единственная проблема этого способа. За одну кампанию трансмутируется не более 1/3 загруженного америция, в продукты деления превращается еще меньше — ~10%. Оставшийся америций следует выделять и трансмутировать повторно. Поэтому фактически количество америция, которое необходимо трансмутировать, возрастает, что приводит к неизбежному росту экономических затрат и безвозвратных потерь.

Третий способ — трансмутация в боковом экране в облучательных устройствах с замедлителем позволяет исключить необходимость многократного рециклирования большого количества америция [7]. Этот способ основан на высоком, свойственном быстрому реактору, нейтронном потоке и больших, свойственных тепловому реактору, нейтронных сечениях, т.е. в нем объединены преимущества быстрого и теплового реактора.

В процессе последовательных захватов из ядра ^{241}Am образуются делящиеся в тепловом спектре изотопы, например, ^{242}Am , ^{244}Am , ^{243}Cm , ^{245}Cm . В результате за одну кампанию бокового экрана эффективность трансмутации америция может достигать 89% и ~50% его первоначальной загрузки превращается в продукты деления, оставшиеся ~40% будут состоять в основном из пороговых изотопов плутония ^{238}Pu и ^{242}Pu и изотопа кюрия ^{244}Cm . Плутоний после выделения теоретически может быть направлен в топливо, как и плутоний, образовавшийся из ^{244}Cm после его хранения. Недостатками такого способа являются повышенный расход нейтронов и необходимость дальнейшего обращения с отработавшими облучательными устройствами, что требует отдельной оценки соответствия подхода принятым нормам радиационной безопасности. Возможность увеличения производительности такого способа ограничивается уже дефицитом нейтронов, а не остаточным тепловыделением.

На рисунке показаны рассмотренные способы трансмутации америция в реакторе типа БН-1200М для двух вариантов характеристик тракта реактора: допускающего остаточное тепловыделение выгружаемых ТВС $q_{\text{ост}} = 2,5$ кВт и $q_{\text{ост}} = 4,5$ кВт для специализированного реактора-сжигателя, конструкция тракта выгрузки которого должна быть модернизирована для такого тепловыделения. В случае гомогенного сжигания количество америция, оставшегося после однократного облучения в реакторе, необходимо выделять, загружать в топливо и трансмутировать повторно.

Видно, что в топливе активной зоны этого реактора можно трансмутировать до 50 кг америция в год, что немного больше образующегося при эксплуатации самого реактора и в его топливном цикле. Но при таком объеме будет необходимо рециклировать еще ~175 кг америция в год и длительно хранить ~7,5 кг в год об-



Зависимость объема трансмутации америция от способа и проектных ограничений

разующегося кюрия. Точно такой же объем трансмутации можно получить в боковом экране с замедлителем, но количество америция и кюрия для повторной трансмутации на 1,5 кг меньше, чем в гомогенном варианте. При этом в продукты деления превратится до 75% трансмутированного америция, т.е. в этом случае за один цикл выжигание америция происходит в большей степени. Тем не менее следует учитывать, что в самих облучательных сборках останется 20% первоначально загруженного америция вместе с изотопами урана, плутония, кюрия и нептуния и в случае отложенного решения по обращению с ними такой подход будет означать их накопление на АЭС.

Если допустить возможность увеличения проектных ограничений по остаточному тепловыделению до 4,5 кВт, то существенно увеличится годовой объем трансмутации, но и повысится количество рециклируемого америция.

Исходные данные для технико-экономической модели. Выполнение экономических оценок трансмутации америция затруднено отсутствием достоверных стоимостных данных о дополнительных затратах. Поэтому все используемые в работе удельные затраты на переделы топливного цикла являются принятыми с учетом оценок российских и зарубежных специалистов [8—10] и указаны в долларах США 2020 г. Перевод в рублевые цены осуществлялся по среднегодовому курсу 1 дол. = 72 руб.

Необходимость дополнительных затрат по всем статьям расходов — инвестиционным, эксплуатационным и топливным не вызывает сомнений. Однако можно полагать, что главные дополнительные расходы будут связаны со статьями «топливные затраты», включая обращение с отработавшим топливом и радиоактивными отходами. Поэтому дальнейшее рассмотрение технико-экономической эффективности трансмутации америция проведено через призму только топливных расходов. Рост капитальных и эксплуатационных затрат АЭС в настоящей работе не учитывался.

Топливные затраты связаны с удельной стоимостью переделов топливного цикла. Таким образом, оценка эффективности реакторной трансмутации америция в принятой в исследовании экономической модели проводилась на базе оценок стоимости ТВС или облучательных устройств, содержащих америций. В настоящее время достоверные данные о стоимости имеются только для урановых ТВС тепловых реакторов, которые не содержат америций. Имеющаяся в открытом доступе стоимость представляет собой, как правило, экспертные оценки, полученные по косвенным данным. Приводимые далее оценки относятся к оксидному таблеточному топливу.

По оценкам зарубежных специалистов, удельная стоимость изготовления урановых ТВС легководных реакторов в расчете на 1 кг тяж. мет. составляет около 300 дол./кг

тяж. мет. По этим же оценкам стоимость изготовления ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом легководных реакторов превышает стоимость изготовления урановых ТВС примерно в 5 раз, быстрых — еще не менее чем в 2 раза. Таким образом, удельная стоимость изготовления ТВС со смешанным уран-плутониевым оксидным топливом быстрых реакторов может в 10 раз превышать стоимость изготовления уранового топлива для тепловых реакторов. Приведенные в работе [11] 4500 дол./кг для смешанного уран-плутониевого нитридного топлива косвенно это подтверждают.

Возможными технологиями изготовления оксидного топлива с добавкой америция могут быть таблеточная, применяемая для обычного оксидного топлива, или виброуплотнения при ее обосновании [12].

Высокое энерговыделение, значительная γ -и нейтронная активность по сравнению с топливом на основе урана или плутония — все это требует особого внимания при изготовлении и переработке топлива с добавлением америция.

Важным вопросом, требующим конструкторско-технологической проработки, является технология изготовления и переработки при необходимости облучательных устройств для гетерогенной трансмутации америция в боковом экране как с замедлителем, так и без него.

Стандартная промышленная практика изготовления топлива из низкофонового плутония с использованием герметичных перчаточных боксов с локальной защитой вряд ли будет применимой. Можно полагать, что операции по производству и переработке топлива или облучательных устройств со значительным содержанием америция должны проводиться дистанционно в горячих камерах с высоким уровнем автоматизации (роботизации), предназначенных как для работы в эксплуатационных режимах, так и при ремонте и замене оборудования [9].

Влияние добавления америция в топливо быстрых реакторов на стоимость изготовления такого топлива и обращения с образуемыми вследствие этого отходами достоверно неизвестно. Поскольку рассматриваемые технологии находятся на опытно-демонстрационном уровне, информация о стоимости переработки и рефабрикации, которую можно найти в открытом доступе, имеет значительные разбросы, а также тенденцию к увеличению в силу всевозрастаю-

щих требований по безопасности и не до конца проработанных технологий [9]. Вследствие этого, а также малотоннажности производства стоимость изготовления такого топлива должна быть больше, чем топлива без америция.

По данным [9] максимальная стоимость изготовления металлического топлива для быстрого реактора, содержащего америций для гомогенной трансмутации, составит до 7500 дол./кг при производительности 50—70 т тяж. мет./год. По-видимому, стоимость изготовления оксидного таблеточного топлива с америцием с учетом его более сложной технологии изготовления и летучести оксида америция будет еще больше. Поэтому для оксидного топлива это значение можно принять за номинальное. Переход к изготовлению облучательных устройств и выжигательных сборок для гетерогенной трансмутации может привести к возрастанию затрат по меньшей мере еще вдвое.

Отметим, что не удалось найти сведений о том, к какому содержанию америция в топливе и облучательных устройствах относятся стоимостные показатели фабрикации-репроцессинга. Вместе с тем в литературе при обсуждении гомогенной трансмутации обычно указывается его содержание не более 5% суммы тяжелых атомов топлива.

Для методического сравнения технико-экономических показателей была принята следующая ценовая модель:

1. Использовались два варианта цен: рекомендованная в [10] стоимость изготовления ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом для быстрых реакторов 3500 дол./кг тяж. мет. и более оптимистичная 2000 дол./кг тяж. мет., оцененная с учетом значительного коридора неопределенностей. Эти цены соответствуют топливу, не содержащему внешнего америция;

2. Цена изготовления и переработки ТВС с америцием принималась экспертно. При этом допускалось, что содержание америция не выше его равновесного содержания (в настоящей статье 0,9% массы топлива) не увеличивает стоимость изготовления по сравнению с ТВС без внешнего америция;

3. Добавление 5% америция приводит к возрастанию стоимости изготовления в первом варианте до 7500 дол./кг тяж. мет., во втором — до 4000 дол./кг тяж. мет.;

4. Аналогично стоимость переработки отработавшего ядерного топлива без америция составит 800 дол., содержащего 5% америция — 1500 дол. за кг тяж. мет.;

5. Для другого содержания америция стоимость изготовления и переработки определялась линейной интерполяцией;

6. Зависимость остальных составляющих топливных затрат (транспортировка, хранение и др.) от содержания америция не учитывалась;

7. Как было указано, зависимость капитальных и эксплуатационных затрат энергоблоков от содержания америция не учитывалась.

Важно отметить, что методология определения цен для всех рассмотренных способов трансмутации америция была идентична. Все стоимостные данные приняты экспертно и должны уточняться по мере поступления информации.

Оценка материальных потоков и балансов. В табл. 1 приведены данные о ежегодной загрузке и выгрузке америция и кюрия при го-

Т а б л и ц а 1. Баланс ежегодно загружаемого и выгружаемого америция при гомогенной трансмутации, кг тяж. мет.

Топливо	Am	Cm
Чистое*:		
загружено	6,7	0
выгружено	37,4	1,3
Δ^{**}	30,7	1,3
С 0,9% Am (равновесное содержание):		
загружено	79,4	0
выгружено	79,4	3,6
Δ^{**}	0	3,6
С 2% Am:		
загружено	175	0
выгружено	140	6,2
Δ^{**}	-35	6,2
С 3% Am:		
загружено	265,8	0
выгружено	202,5	8,6
Δ^{**}	-63,4	8,6
С 5% Am:		
загружено	432,3	0
выгружено	311,2	13
Δ^{**}	-121,1	13

*Содержит америций, образовавшийся в результате распада ^{241}Pu при хранении и обращении с ним.

** Δ — разница между выгруженным и загруженным америцием, кг тяж. мет.

могенной трансмутации америция в ТВС активной зоны при его разном содержании. Отметим, что равновесное содержание америция в топливе активной зоны для рассматриваемого варианта реактора типа БН-1200М со смешанным уран-плутониевым оксидным топливом с высоким содержанием ^{241}Pu составляет около 0,9% суммы тяжелых атомов топлива.

В табл. 2 приведены данные для гетерогенной трансмутации америция с замедлителем в боковом экране быстрого реактора. При этом в расчетах рассматривались два способа: 1) активная зона, в которой америций в топливе содержится в малом количестве ~6,7 кг вследствие распада ^{241}Pu за время логистики и хранения, и 2) активная зона с равновесным содержанием собственного америция в топливе и облучательными устройствами с внешним америцием и замедлителем. Поскольку в данном случае америций в инертной матрице (без урана) загружается в облучательные устройства, располагаемые во втором ряду бокового экрана, указана их абсолютная годовая загрузка, а не процентное содержание.

Т а б л и ц а 2. Баланс ежегодно загружаемых и выгружаемых америция, кюрия в облучательных устройствах бокового экрана при гетерогенной трансмутации, кг тяж. мет.

Топливо	Am	Cm
Загрузка 27,9 кг/год:	27,9	0
загружено	1,6	3,01
выгружено	-26,3	3,01
Δ		
Загрузка 55,6 кг/год:	55,6	0
загружено	6,1	5,85
выгружено	-49,5	5,85
Δ		

При гетерогенной трансмутации по первому способу в активной зоне ежегодно нарабатывается 30,7 кг америция. Суммарная трансмутация этого актиноида в реакторе с учетом облучательных устройств с замедлителем при годовой загрузке в них 55,6 кг америция составит 18,8 кг/год. При уменьшении загрузки америция в облучательные устройства до 27,9 кг/год суммарный объем трансмутации становится даже меньше объема его образования в активной зоне, поэтому в реакторе вместо выжигания америция будет происходить его наработка,

пусть и в небольшом количестве. Привлекательной особенностью данного способа является отсутствие необходимости рецикла собственного америция через активную зону: топливо изготавливается без внешнего америция, наработанный в активной зоне собственный америций может быть рециклирован через боковой экран.

Для второго способа гетерогенной трансмутации с равновесным америцием в активной зоне и облучательными устройствами с замедлителем в боковом экране ситуация другая. Поскольку наработки америция в активной зоне в этом случае нет, то при загрузке в облучательные устройства 27,9 кг в год в реакторе происходит его трансмутация в объеме 26,3 кг/год, при увеличении загрузки америция в боковой экран до 55,6 кг/год масса ежегодно трансмутированного америция увеличивается до 49,5 кг. Платой за такое увеличение является необходимость постоянного рецикла собственного америция в топливе активной зоны на уровне 79,4 кг/год.

Оценка выжигания америция тепловых реакторов. Рассмотрим методическую задачу и оценим стоимость выжигания америция, который будет накоплен в отработавшем ядерном топливе тепловых реакторов с использованием гомогенного и гетерогенного способов трансмутации в реакторе типа БН-1200М. Количество америция, направляемого на дожигание в рассматриваемом парке быстрых реакторов, в настоящей работе принято на уровне 33 т тяж. мет.

В табл. 3 приведены результаты физических расчетов и технико-экономического анализа для следующих способов трансмутации:

гомогенная трансмутация в активной зоне при содержании америция от 0,9 до 8,5%;

комбинированная трансмутация в активной зоне с топливом без внешнего америция и преимущественно выжигание в боковом экране в облучательных устройствах с замедлителем (способ 1);

комбинированная трансмутация в активной зоне с топливом при равновесном содержании америция и выжигание в боковом экране в облучательных устройствах с замедлителем (способ 2).

При оценке стоимости трансмутации америция использовались уровни цен, описанные в технико-экономической модели.

В настоящей работе эффективность трансмутации определена как отношение годовой массы трансмутированного америция к ежегодной загрузке. Под общим количеством америция, загруженного в активную зону для выжигания 33 т внешнего америция, понимается производство его ежегодной загрузки на число реакторо-лет, требующихся для выполнения этой задачи. Количество собственного (равновесного) америция, т.е. наработанного в быстром реакторе и выжженного там же определяется как произведение количества равновесного америция на это же число реакторо-лет.

Отметим, что эффективность гомогенной трансмутации для рассмотренных вариантов — от 2 до 8,5% составляет 0,2—0,32. Это означает необходимость нескольких рециклов америция в топливном цикле реактора. По сути, для выжигания 33 т америция необходимо рециклировать через активную зону гораздо большее его количество. Кроме того, чем меньше содержание америция превышает его равновесное значение, тем менее эффективно осуществляется выжигание, что проявляется в увеличении временных затрат на выполнение задачи. В предельном случае — при равновесном содержании внешний америций не выжигается.

Если для варианта с 8,5% америция длительность выжигания составляет около 150 реакторо-лет — проектный срок службы двух — трех энергоблоков, то при 2% америция в топливе это уже ~943 реакторо-года — проектный срок службы 16 энергоблоков. При этом остаточное энерговыделение выгружаемых ТВС при 8,5% америция составит не менее 4,5 кВт, при 2% америция ~3 кВт.

Из табл. 3 следует, что с точки зрения скорости трансмутации америция привлекательным оказывается гетерогенное выжигание с замедлителем в боковом экране (способ 2): на 1 кг загруженного выжигается ~0,9 кг америция за один рецикл, при этом в выгружаемых облучательных устройствах для повторной трансмутации остается ~10% количества загруженного америция.

Переход к гетерогенному выжиганию в боковом экране в специальных облучательных устройствах с замедлителем и с отказом от трансмутации америция в активной зоне (способ 1) фактически соответствует варианту чистого топлива в активной зоне. В этом случае

Таблица 3. Оценка эффективности выжигания 33 т америция

Параметр	Гомогенная трансмутация в активной зоне					Комбинированная трансмутация в реакторе и активной зоне / боковом экране	
	Содержание америция, %					Способ 1*	Способ 2**
	0,9	2	3	5	8,5		
Загрузка, кг/год	79,4	175	265,8	432,3	711	62,3 6,7/55,6	135 79,4/55,6
Выгрузка, кг/год	79,4	140	202,5	311,2	486	43,5 37,4/6,1	85,5 79,4/6,1
Трансмутация, кг/год	0	35	63,3	121,1	225	18,8	49,5
Эффективность трансмутации, отн. ед.	0	0,2	0,24	0,28	0,32	0,3 (0 в активной зоне*** / 0,89 в боковом экране)	0,37 (0 в активной зоне / 0,89 в боковом экране)
Ам, т:	Выжигание внешнего америция невозможно	165	138	118	104	109	90
общий		75	41	22	12	66	53
собственный		943	521	273	147	1755	667
Длительность, реакторо-лет							
Стоимость выжигания, млрд дол.:							
1-й вариант		19,8	21,4	23,4	24	15	5,7
2-й вариант		11,8	12,1	13,1	13,2	5,9	2,3
Удельная стоимость выжигания, млн дол./кг Ам:							
1-й вариант		0,6	0,65	0,71	0,73	0,45	0,17
2-й вариант		0,36	0,37	0,4	0,4	0,18	0,07
ΔC_f одного блока, коп./(кВт·ч):							
1-й вариант		16	31	65	122	9	6
2-й вариант		9	18	41	67	4	3

*Чистое топливо в активной зоне (содержит америций, образовавшийся при хранении и обращении с топливом) и облучательные устройства в боковом экране.

**Топливо в активной зоне, содержащее америций в равновесном количестве.

***Выжигания в активной зоне нет, имеет место фактическая наработка америция.

эффективность трансмутации составляет 0,3, что сопоставимо с эффективностью гомогенной трансмутации для 5 и 8,5% америция. При этом топливный цикл активной зоны реактора остается чистым, наработанный собственный америций рециклируется вместе с внешним америцием через боковой экран. Для выжигания 33 т америция потребуется наибольшее количество 1755 реакторо-лет — проектный срок службы 29 энергоблоков, поскольку большая часть трансмутационных возможностей бокового экрана тратится на выжигание собственного америция.

Наиболее эффективным и приемлемым по времени из рассмотренных является комбиниро-

ванный способ 2 — совмещение гомогенной трансмутации собственного америция при его равновесном содержании в активной зоне и гетерогенного выжигания внешнего америция в боковом экране в облучательных устройствах с замедлителем. Эффективность такого комбинированного способа — максимальная среди рассмотренных вариантов 0,37, длительность выжигания 667 реакторо-лет — проектный срок службы 11 энергоблоков. При этом общее количество собственного рециклированного америция через активную зону составляет 53 т, 33 т внешнего америция почти за один рецикл сгорают в боковом экране, оставшиеся ~3 т могут быть выделены из облучательных устройств по-

сле выдержки и снова рециклированы через боковой экран, что учтено в оценке стоимости и длительности выжигания.

Удельная стоимость выжигания америция в настоящей работе определена как отношение дополнительных топливных затрат, связанных с наличием в цикле америция, к массе выжженного америция (33 т) для обоих вариантов цен. Топливная составляющая стоимости производства электроэнергии ΔC_f увеличивается по сравнению с этим показателем реактора без трансмутации америция. Для вариантов с высоким содержанием америция это может приводить в рамках принятой ценовой модели к существенному повышению топливной составляющей стоимости и соответственно удельной приведенной стоимости электроэнергии (показатель LCOE). Для сравнения отметим, что по данным [13] этот показатель для БН-1200 без утилизации америция и кюрия должен составлять от 1,3 до 2,3 руб./(кВт·ч) в зависимости от нормы дисконтирования при топливной составляющей стоимости 20 коп./(кВт·ч).

В условиях принятой технико-экономической модели общая стоимость гомогенной трансмутации 33 т америция составляет 20—24 млрд дол. для первого варианта цен на топливные переделы и 12—13 млрд дол. для второго варианта. При комбинированной трансмутации в активной зоне и боковом экране эти затраты существенно снижаются до 5,7 и 2,3 млрд дол. для первого и второго вариантов цен соответственно.

При переходе от гомогенного к комбинированному способу трансмутации существенно снижаются удельные затраты на выжигание америция. Для цен первого варианта они составят 0,6—0,7 млн дол./кг при гомогенной и 0,17 млн дол./кг при комбинированной трансмутации, для второго — ~0,4 и 0,07 млн дол./кг соответственно.

Вариант комбинированного выжигания внешнего америция в боковом экране с замедлителем при рециклировании собственного америция в топливе активной зоны на равновесном уровне представляется минимальным с точки зрения воздействия на экономику системы в рамках принятой технико-экономической модели и может рассматриваться в перспективе в качестве услуги, предоставляемой зарубежным заказчиком.

Заключение. В настоящее время натриевые быстрые реакторы являются технологией, которая может рассматриваться для трансмутации америция в промышленном масштабе.

Трансмутация америция в реакторе типа БН-1200М со смешанным уран-плутониевым топливом возможна как в гомогенном варианте в виде добавки в топливо активной зоны, так и в гетерогенном в боковом экране в облучательных устройствах с замедлителем.

В условиях принятой авторами технико-экономической модели наиболее эффективная трансмутация америция достигается посредством гетерогенного выжигания в облучательных устройствах с замедлителем, размещаемых в боковом экране.

На основе экспертно принятых цен на топливные переделы материалов с америцием рассмотрена модельная задача оценки стоимости гомогенного и гетерогенного выжигания 33 т америция.

Расчетные технико-экономические оценки показывают предпочтительность комбинированного варианта одновременного использования гомогенной трансмутации собственного америция на уровне его равновесного содержания в топливе активной зоны (~0,9% тяж. ат.) и гетерогенного выжигания внешнего америция в боковом экране в облучательных устройствах с замедлителем.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Гулевич А.В., Елисеев В.А., Клинов Д.А. и др. Возможность выжигания америция в быстрых реакторах. — Атомная энергия, 2020, т. 128, вып. 2, с. 82—87.
2. Декусар В.М., Иванов Р.Э., Деменева И.В. и др. Выбор эффективных сценариев трансмутации МА с учетом экономических затрат. Тезисы докл. XIV Межд. конф. «Безопасность АЭС и подготовка кадров», 2015, с. 228—229.
3. Елисеев В.А., Коробейникова Л.В., Леванова М.В. и др. Возможности утилизации младших актинидов в перспективном натриевом быстром реакторе большой мощности. — In: Intern. Conf. GLOBAL 2009, p. 1914—1921.
4. Андреева К.А., Елисеев В.А., Коробейникова Л.В. и др. Активная зона на МОХ-топливе с использованием младших актинидов для быстрого натриевого реактора типа БН-1200. Тезисы докл. конф. «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтроника-2012)». Обнинск, 2012, с. 52—53.

5. Матвеев В.И., Хомяков Ю.С. Техническая физика быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Учебное пос. М.: Изд. дом МЭИ, 2012.
6. Camarcat N., Garzenne C., Le Mer J. e.a. Industrial research for transmutation scenarios. — Comptes Rendus Mecanique, 2011, v. 339, p. 209—218.
7. Жемков И.Ю., Ижугов А.Л., Набойщиков Ю.В. и др. Гетерогенное выжигание минор-актинидов в реакторе на быстрых нейтронах. — В сб.: Отраслевая конф. ЗЯТЦ. Сочи, 2021, с. 137—146.
8. Homogeneous versus Heterogeneous Recycling of Transuranics in Fast Nuclear Reactors. Nucl. Sci., OECD/NEA 7077, 2012. 52 p.
9. Shropshire D., Williams K., Boore W. e.a. Advanced Fuel Cycle Cost Basis. INL/EXT-07-1207. Rev.1, 2008.
10. Двухкомпонентная ядерная энергетическая система с тепловыми и быстрыми реакторами в замкнутом ядерном топливном цикле. Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. М.: Техносфера, 2016.
11. Орлов М.А. Экономические преимущества пуска внутренне безопасных быстрых реакторов с замкнутым топливным циклом на обогащенном уране. — Изв. вузов. Ядерная энергетика, 2023, № 1, с. 5—18.
12. Троянов В.М., Кислый В.А. Использование технологий пироэлектрохимической грануляции и виброуплотнения для утилизации америция. — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 5, с. 261—265.
13. Белая книга ядерной энергетики. Замкнутый ЯТЦ с быстрыми реакторами. Под общ. ред. Е.О. Адамова. М., АО «НИКИЭТ», 2020. 496 с.

Поступила в Редакцию 21.06.23

УДК 621.039.73.666.94

МАТРИЦА НА ОСНОВЕ ГИББСИТА И КУЗЕЛИТА ДЛЯ КОНСЕРВАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ВОДНЫХ КОНЦЕНТРАТОВ НИТРАТА НАТРИЯ

Кононенко О.А., Макаренков В.И. (ИФХЭ РАН, г. Москва)
e-mail: koa1978@mail.ru

При переработке отработавшего ядерного топлива и эксплуатации АЭС с РБМК образуется значительное количество жидких радиоактивных отходов. Наибольший объем среди них составляют средне- и низкоактивные водные концентраты нитрата натрия, содержащие до 600 г/дм³ NaNO₃. Удельная радиоактивность концентратов составляет 1—100 МБк/дм³ и преимущественно обусловлена ^{134,137}Cs. Простым и безопасным способом обращения с ними является включение в цементные матрицы различной природы с максимальным наполнением NaNO₃. Такие матрицы должны соответствовать требованиям качества к цементированным твердым радиоактивным отходам [1].

В качестве связующего для таких концентратов наиболее подробно изучен портландцемент. Главными недостатками отверждения с помощью портландцемента и образующихся в результате этого матриц являются седиментация в среде водных концентратов нитрата натрия при высоком водоцементном отношении, вследствие чего невозможно ввести в матрицы на основе портландцемента более 15—20% NaNO₃ при водоцементном отношении >0,4—0,5, снижение прочности и скорости отверждения с ростом концентрации NaNO₃ и повышение ско-

рости выщелачивания радионуклидов с увеличенным содержанием NaNO₃ в матрицах [2—4].

Проблема высокого выщелачивания радионуклидов, прежде всего ^{134,137}Cs была успешно решена введением в рецептуру селективных сорбентов — бентонита, диатомита и цеолита клиноптилолита в количестве 5—15% цемента [5—7].

Другие проблемы синтеза матриц с водным концентратом NaNO₃ на основе портландцемента пытались решать двумя основными способами — снижением водоцементного отношения или применением специальных упрочняющих добавок при высоком водоцементном отношении. Снижение водоцементного отношения приводит к увеличению прочности матриц и уменьшению склонности раствороцементных суспензий к седиментации цемента. Однако при этом снижается наполнение матриц NaNO₃, т.е. возрастает объем цементированных твердых отходов. Для минимизации роста объема отходов растворы NaNO₃ концентрировали до соле-содержания 650—800 г/дм³ и цементировали горячими. Содержание NaNO₃ в насыщенном водном растворе при 20 °С составляет около 45% по массе (625 г/дм³) и увеличивается с ростом температуры.