

ТРАНСМУТАЦИЯ АМЕРИЦИЯ В РЕАКТОРЕ СВБР-100

Гулевич А.В., Елисеев В.А. (АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия),
Комлев О.Г. (АО «АКМЭ-инжиниринг», Москва, Россия),
Тормышев И.В., (АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск, Россия), Тошинский Г.И.
(АО «АКМЭ-инжиниринг», Москва, АО «ГНЦ РФ – ФЭИ», Обнинск, Россия)

Введение

Одной из отложенных проблем ядерной энергетики (ЯЭ) является проблема обращения с долгоживущими радиоактивными отходами, и, прежде всего с младшими актинидами (МА).

Из числа МА (нептуний, америций, кюрий), ^{237}Np представляет наименьшую радиоэкологическую опасность в связи с очень большим периодом полураспада ($T_{1/2} = 2,1 \cdot 10^6$ лет). Поэтому его трансмутацию следует рассматривать в последнюю очередь. Вместе с тем при хранении ^{237}Np в больших количествах необходимо учитывать проблемы ядерной безопасности, поскольку его критическая масса для быстрого спектра нейтронов составляет всего 60 кг [1] (в тепловом спектре ^{237}Np не имеет критической массы, так как его сечение деления имеет пороговый характер).

Трансмутация кюрия также нецелесообразна, поскольку основная часть его изотопов – ^{243}Cm и ^{244}Cm , являющиеся альфа-излучателями, наоборот, имеет сравнительно короткие периоды полураспада (29 и 18 лет), и их целесообразно выдерживать в контролируемом хранилище в течение около 100 лет до распада в изотопы плутония, которые возвращаются в замкнутый ядерный топливный цикл (ЗЯТЦ) будущей крупномасштабной ЯЭ. При этом, конечно, нужно учитывать высокое удельное тепловыделение кюрия.

Наибольшую трудность в обращении представляют изотопы америция (^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Am), в связи с их на порядки более высокой удельной радиоактивностью в сравнении с ^{237}Np и высоким гамма-излучением ^{241}Am , образующимся при бета-распаде ^{241}Pu . Изотопы америция обладают большими периодами полураспада в сравнении изотопами кюрия, что делает бесперспективным их длительное хранение до распада в изотопы кюрия. Периоды полураспада ^{241}Am , $^{242\text{m}}\text{Am}$ и ^{243}Am составляют соответственно 432, 141 и 7370 лет. Изотопы $^{242\text{m}}\text{Am}$ и ^{243}Am образуются при захвате нейтронов изотопами ^{241}Pu и ^{242}Pu .

Быстрые реакторы, работая в ЗЯТЦ, способны решить отложенную проблему обращения с МА путем многократного их рециклирования. Однако при этом значительно возрастает сложность изготовления свежего рефабрицированного топлива и последующего обращения с ним (до погрузки его в реактор) из-за высоких радиоактивности и тепловыделения твэлов и тепловыделяющих сборок (ТВС). В связи с этим рассматриваются различные методы ядерной трансмутации америция в быстром спектре нейтронов критического или подкритического (с ускорителем) специализированного реактора-трансмутатора, когда америций делится и превращается в обычные сравнительно короткоживущие продукты деления, а при захвате нейтронов превращается в другие изотопы трансурановых элементов.

В ранее выполненной работе [2] рассматривалась возможность трансмутации МА в реакторе СВБР-100 с МОКС-топливом. В одном из рассмотренных в данной работе вариантов загрузка активной зоны формировалась из 1360 кг плутония ($^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}/^{241}\text{Pu}/^{242}\text{Pu} = 1.86\%/59.81\%/24.85\%/7.67\%/5.81\%$) и 218 кг МА ($^{237}\text{Np}/^{241}\text{Am}/^{243}\text{Am} = 39.57\%/53.24\%/7.19\%$). При продолжительности кампании 76000 эф. ч масса МА на конец кампании составила 165 кг, таким образом, убыль МА составила 53 кг.

Поскольку МОКС-топливо содержит значительное количество плутония, при работе реактора на этом топливе происходит наработка ^{241}Am за счет β -распада, имеющегося в исходном топливе и образующегося при работе реактора ^{241}Pu . Таким образом, эффективность трансмутации америция в реакторе на МОКС-топливе снижается. Более эффективным вариантом могла бы быть трансмутация америция в реакторе, работающем на оксидном урановом топливе, в котором изначально плутоний отсутствует.

В работе [3] рассматривалась трансмутация америция в быстрых реакторах с натриевым теплоносителем (БН-800), где определены скорости его превращения как в осколки деления, так и в ^{242}Cm при радиационном захвате нейтронов ^{241}Am . При энергии нейтронов ниже 0,8 МэВ его сечение радиационного захвата значительно превышает сечение деления (рис.1). В связи более сильным упругим замедлением на ядрах натрия (в сравнении со свинцом и висмутом), спектр нейтронов в реакторе БН-800 несколько мягче, чем в СВБР-100 (рис. 2). Это должно приводить и к более высокой скорости трансмутации ^{241}Am , чем в реакторе СВБР-100 при прочих равных условиях.

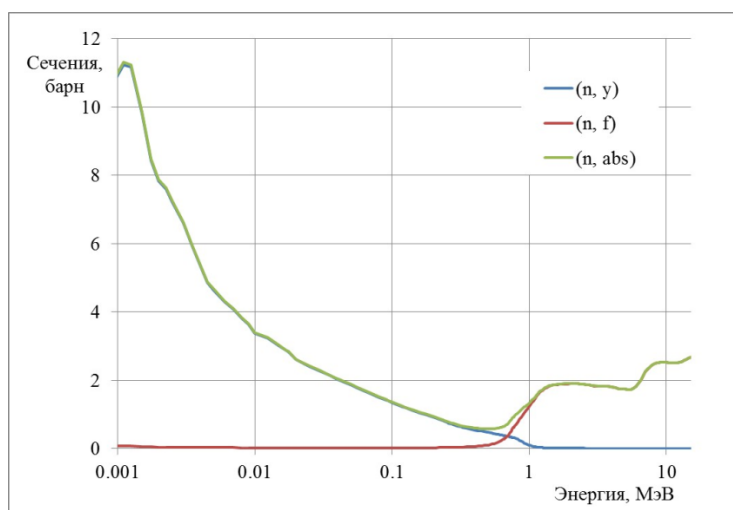


Рис. 1. Энергетические зависимости сечений поглощения, деления и захвата америция-241

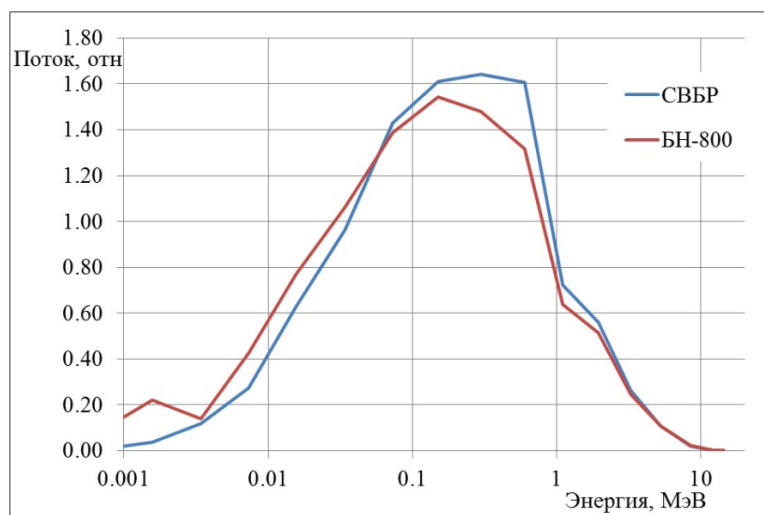


Рис.2. Спектры нейтронов в реакторах БН-800 и СВБР-100

Влияние жесткости спектра нейтронов на соотношение скоростей процессов захвата нейтронов и деления видно из сравнения параметра α_{Am} (отношение усредненных по спектру нейтронов сечений радиационного захвата и деления) для реакторов БН-800 [3]

и реактора СВБР-100 (данная работа), где они равны соответственно ~ 45 и 5 , что обусловлено резким снижением сечения захвата ^{241}Am при энергии нейтронов выше $0,8$ МэВ и, наоборот, повышением его сечения деления. Поэтому скорость образования ^{242}Cm , имеющего период полураспада около 165 суток, с высоким удельным тепловыделением, при прочих равных условиях, в реакторе БН-800 будет значительно выше, чем в реакторе СВБР-100.

В настоящей работе рассматривается трансмутация америция, выделенного из отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) ВВЭР-1000 после 15 лет выдержки, типичного состава [4] $^{241}\text{Am}/^{242\text{m}}\text{Am}/^{243}\text{Am} = 85\%/0,1\%/14,9\%$ в быстрых реакторах с ТЖМТ, конкретно, в реакторе СВБР-100 с оксидным урановым топливом.

1 Описание расчетной модели

Для проведения расчетов была принята конструкция активной зоны реактора СВБР-100 на оксидном урановом топливе, соответствующая, описанной в работе [2].

Диаметр активной зоны составлял 1645 мм, высота активной части твэлов – 900 мм. Суммарное количество твэлов в активной зоне составляло $\sim 12\,500$ шт. Твэлы располагаются по треугольной решетке с шагом 13,6 мм и объединены в ТВС, общее число которых равно 61 шт.

Твэлы контейнерного типа, диаметр оболочки по гладкой части $12 \times 0,4$ мм, оболочка представляет собой трубку с четырьмя спиральными дистанционирующими ребрами, диаметр оболочки по ребрам – 13,5 мм. Топливные таблетки (UO_2) имеют среднее обогащение по урану-235 около 16,5 %. Плотность оксидного топлива принималась равной $10,6 \text{ г/см}^3$, полная загрузка по тяжелым атомам (т.а.) составляет $\sim 9,1$ т. Выравнивание радиального поля энерговыделения осуществляется физическим профилированием содержания делящихся ядер по четырем радиальным зонам с увеличением содержания делящихся ядер от ~ 13 до 19,5 % от центра к периферии.

Объемные доли материалов в физической ячейке, соответствующей одному твэлу, приведены ниже:

- объемная доля топлива $\sim 0,615$;
- объемная доля стали $\sim 0,105$;
- объемная доля теплоносителя $\sim 0,28$.

В нижней части твэла расположен стальной отражатель, под стальным отражателем – компенсационный объем для сбора газообразных продуктов деления, выходящих под оболочку.

Выше и ниже расположены конструкции выемной части реактора, обеспечивающие размещение твэлов и ТВС в реакторе и возможность их загрузки и выгрузки (верхняя и нижняя решетки ТВС).

С боков активная зона окружена отражателем, представляющим собой стальные короба, заполненные свинцово-висмутовым теплоносителем (СВТ).

Компенсация запаса реактивности осуществляется системой стержней управления, размещенных по оси ТВС. Стержни образуют в активной зоне треугольную решетку с шагом ~ 224 мм. Количество стержней и их конструкция определяются в соответствии с требованиями по компенсации изменения реактивности за время кампании. Схема поперечного сечения активной зоны с максимальным числом стержней (37 шт.) показана на рис. 3.

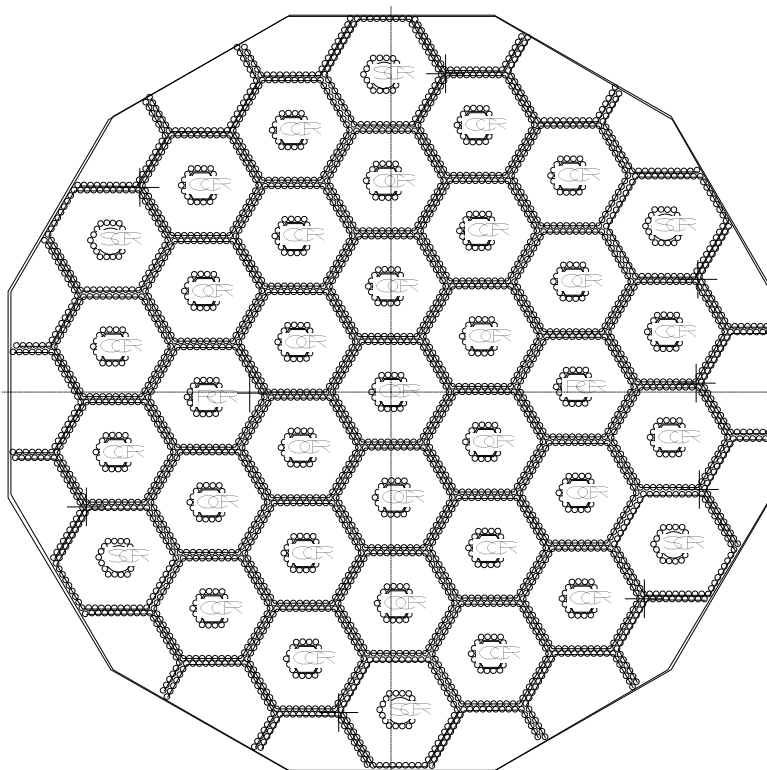


Рис. 3. Схема поперечного сечения активной зоны с 37 стержнями СУЗ:
 OCR – стержень рабочей группы; CCR – компенсирующий стержень;
 RCR – регулирующий стержень; SCR – стержень аварийной защиты

Расчеты выполнялись с использованием пакета прикладных программ РЕАКТОР [5], используемого для обоснования нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов с ТЖМТ. В расчетах использовалась R-Z модель активной зоны, такое приближение позволяет с достаточной точностью оценить характеристики реактора по кампании – балансы тяжелых атомов и падение реактивности.

Стартовая загрузка первой кампании формировалась следующим образом. Загрузка по ^{235}U оставлена без изменений, как в работе [2]. Америций добавлялся в топливо, замещая ^{238}U в соотношении «ядро на ядро». Загрузка америцием принята равной 218 кг – суммарной загрузке нептуния и америция в работе [2], что соответствует его массовому содержанию в топливе около 2,5 %. При этом тепловыделение от америция, определяемое тепловыделением ^{241}Am в одной свежей ТВС (3,6 кг Am) составит 0,3 кВт, а в отработавшей ТВС через один месяц после остановки реактора с учетом остаточного тепловыделения и тепловыделения МА ~ 15 кВт, что необходимо учитывать в технологии перегрузки топлива реактора СВБР-100, рассчитанной сегодня на тепловыделение в отработавшей ТВС 9 кВт.

Загрузки активных зон для последующих кампаний формировались по следующему алгоритму. Для второй кампании загрузка аналогична стартовой. Для формирования загрузки третьей кампании используется ОЯТ первой кампании после семилетней выдержки в хранилище и переработки. При этом используются оставшиеся изотопы урана и америция, добавляются обогащенный уран вместо удаленных продуктов деления для восстановления запаса реактивности, а также внешний америций принятого изотопного состава из ОЯТ тепловых реакторов для восполнения его убыли.

Предполагается, что выделенный Pu будет использован в ЗЯТЦ крупномасштабной ЯЭ в качестве топлива для быстрых реакторов. Все МА выделяются и далее в расчетах не используются. Нептуний и кюрий направляются в свои хранилища, Np – для длительного хранения до направления на трансмутацию после завершения

трансмутации накопленного америция, а St , – примерно, на 100 лет до превращения его изотопов в изотопы плутония и возвращения в ЗЯТЦ. По аналогичному алгоритму загрузка четвертой кампании формируется из ОЯТ второй кампании, загрузка пятой – из ОЯТ третьей и так далее.

Расчетная модель реактора представлена на рис. 4.

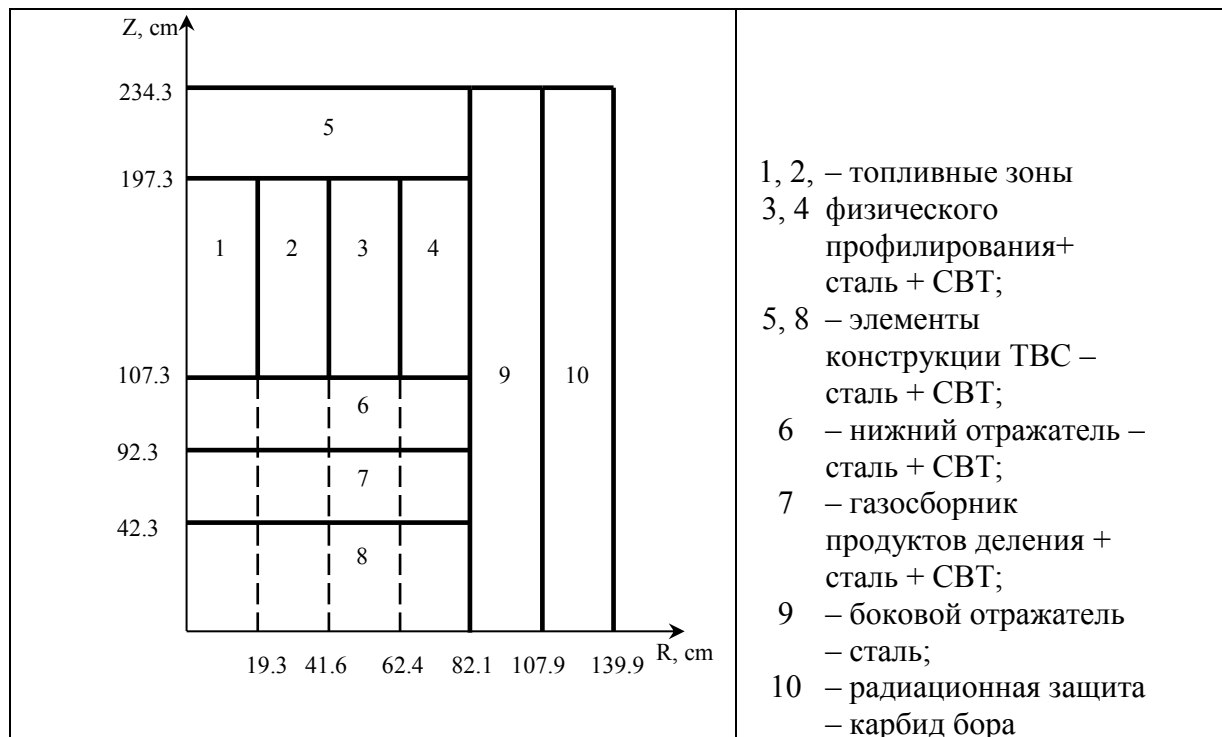


Рис. 4. Расчетная модель реактора

Выбор времени рецикла ОЯТ семь лет связан с особенностями ЯТЦ реактора СВБР-100. Его активная зона перегружается одномоментно после окончания кампании. Продолжительность кампании в варианте с урановым топливом составляет 7 лет. Таким образом, выгруженное из реактора ОЯТ может быть использовано для формирования новой загрузки активной зоны СВБР-100 не ранее чем через 7 лет.

2 Полученные результаты и их обсуждение

Основные характеристики потребления и производства актинидов в течение первых 32 кампаний реактора СВБР-100 представлены на рис. 5–8 и в таблице.

Как видно из рис. 5, наработка Pu при рециклировании топлива снижается, так как происходит постепенное замещение ^{238}U изотопом ^{236}U , образующимся из ^{235}U . Равновесная доля ^{236}U в изотопном векторе урана составляет ~ 13 %.

В установившемся режиме сжигание (превращение в осколки деления) и увод (перевод в другие изотопы трансурановых элементов) америция (в сумме трансмутация) составит ~ 63 кг за одну кампанию. С учетом первых загрузок, в которые вводится по 218 кг америция, для трансмутации накопленного на данный момент в ОЯТ реакторов ВВЭР америция (около 20 т) одним реактором СВБР-100 потребуется около 2000 реакторо-лет.

При использовании для трансмутации америция модульной АЭС на базе РУ СВБР-100 мощностью 1 ГВт-э, весь накопленный америций будет использован для загрузки в активные зоны реакторов СВБР-100 через 182 года после ввода АЭС в действие (2,18 т будут использованы для формирования первых загрузок модулей, 2,18 т – для формирования вторых загрузок, а с учетом формирования загрузок для

последующих 25 кампаний суммарная масса загруженного в активные зоны реакторов америция достигнет 20,11 т) – то есть накопленные запасы америция будут исчерпаны. Для трансмутации указанного количества америция за назначенный срок службы РУ СВБР-100 (60 лет) суммарная мощность энергоблоков модульных АЭС на базе РУ СВБР-100 составит 3 ГВт-э.

**Массы актинидов при загрузке и выгрузке топлива в первой кампании
и в установившемся режиме**

Изотоп	T _{1/2}	Первая кампания			Установившийся режим		
		Загрузка, кг	Выгрузка, кг	Изменение, кг	Загрузка, кг	Выгрузка, кг	Изменение, кг
U-232	68.9 лет	0.000E+00	3.641E-05	3.641E-05	1.890E-03	1.373E-03	-5.167E-04
U-233	1.592E+5 лет	0.000E+00	4.386E-04	4.386E-04	2.203E-03	1.985E-03	-2.179E-04
U-234	2.455E+5 лет	1.406E+01	1.255E+01	1.502E+00	1.919E+01	1.695E+01	2.236E+00
U-235	7.04E+8 лет	1.529E+03	9.708E+02	5.578E+02	1.529E+03	9.828E+02	5.458E+02
U-236	2.342E+7 лет	1.406E+01	1.209E+02	1.068E+02	1.173E+03	1.173E+03	3.000E-01
U-238	4.468E+9 лет	7.398E+03	6.935E+03	4.635E+02	6.225E+03	5.838E+03	3.867E+02
PU-236	2.858 лет	0.000E+00	7.571E-05	7.571E-05	0.000E+00	6.330E-04	6.330E-04
PU-237	45.64 сут	0.000E+00	5.846E-05	5.846E-05	0.000E+00	7.053E-05	7.053E-05
PU-238	87.7 лет	0.000E+00	2.603E+01	2.603E+01	0.000E+00	3.072E+01	3.072E+01
PU-239	24110 лет	0.000E+00	3.067E+02	3.067E+02	0.000E+00	2.560E+02	2.560E+02
PU-240	6561 лет	0.000E+00	1.519E+01	1.519E+01	0.000E+00	1.256E+01	1.256E+01
PU-241	14.329 лет	0.000E+00	4.962E-01	4.962E-01	0.000E+00	3.993E-01	3.993E-01
PU-242	3.75E+5 лет	0.000E+00	6.736E+00	6.736E+00	0.000E+00	5.773E+00	5.773E+00
PU-244	8.13E+7 лет	0.000E+00	1.815E-03	1.815E-03	0.000E+00	2.617E-03	2.617E-03
NP-235	396.1 сут	0.000E+00	5.314E-08	5.314E-08	0.000E+00	4.909E-07	4.909E-07
NP-236	153E+3 лет	0.000E+00	5.968E-05	5.968E-05	0.000E+00	5.885E-04	5.885E-04
NP-237	2.144E+6 лет	0.000E+00	8.354E+00	8.354E+00	0.000E+00	7.400E+01	7.400E+01
NP-239	2.356 сут	0.000E+00	1.197E-04	1.197E-04	0.000E+00	1.152E-04	1.152E-04
AM-241	432.6 лет	1.853E+02	1.240E+02	6.133E+01	1.625E+02	1.099E+02	5.262E+01
AM242M	141 лет	2.180E-01	4.801E+00	4.583E+00	6.916E+00	7.093E+00	1.769E-01
AM-243	7364 лет	3.248E+01	2.607E+01	6.416E+00	4.860E+01	3.921E+01	9.395E+00
CM-240	27 сут	0.000E+00	1.747E-10	1.747E-10	0.000E+00	1.517E-10	1.517E-10
CM-241	32.8 сут	0.000E+00	1.948E-07	1.948E-07	0.000E+00	1.694E-07	1.694E-07
CM-242	162.8 сут	0.000E+00	3.004E+00	3.004E+00	0.000E+00	2.599E+00	2.599E+00
CM-243	29.1 лет	0.000E+00	2.382E-01	2.382E-01	0.000E+00	1.975E-01	1.975E-01
CM-244	18.11 лет	0.000E+00	4.327E+00	4.327E+00	0.000E+00	6.239E+00	6.239E+00
CM-245	8423 лет	0.000E+00	1.989E-01	1.989E-01	0.000E+00	2.789E-01	2.789E-01
CM-246	4706 лет	0.000E+00	5.177E-03	5.177E-03	0.000E+00	7.048E-03	7.048E-03
CM-247	1.56E+7 лет	0.000E+00	8.112E-05	8.112E-05	0.000E+00	1.065E-04	1.065E-04
CM-248	3.48E+5 лет	0.000E+00	2.299E-06	2.299E-06	0.000E+00	2.927E-06	2.927E-06

Доля ^{232}U в изотопах урана в равновесном состоянии составляет $\sim 2,3 \cdot 10^{-7}$. При работе реактора СВБР в ЗЯТЦ на МОКС-топливе с подпиткой обедненным ураном доля ^{232}U после 9 рециклов достигает $3 \cdot 10^{-7}$. Следует отметить, что и в первом и во втором случаях содержание ^{232}U существенно превышает предельное содержание, приведенное в работе [6] ($c(^{232}\text{U})/c(^{235}\text{U}) < 1,1 \cdot 10^{-7}$), определяющее возможность удаления ^{232}U из регенерата урана при газоцентрифужном разделении его изотопов.

Это ограничение связано с тем, что ^{232}U , являющийся α -излучателем с периодом полураспада около 70 лет, в качестве дочернего ядра имеет ^{228}Th с периодом полураспада 1,9 года, в конце цепочки радиоактивных превращений которого без большой задержки образуется короткоживущий ^{208}Tl , являющийся источником жесткого гамма-излучения с энергией гамма-квантов 2,6 МэВ. Эта же причина затрудняет обращение со свежим рециклированным топливом в ЗЯТЦ $\text{Th} - ^{233}\text{U}$, в котором ^{232}U накапливается в больших количествах. Значимость ^{232}U для его удаления из регенерата урана можно значительно уменьшить, если сократить промежуток времени между его химическим выделением из ОЯТ и направлением на разделительное производство до значения существенно меньшего 1,9 года.

Скорость наработки америция реакторами на тепловых нейтронах (ТР) и соответственно количество быстрых реакторов для его трансмутации могут быть значительно уменьшены при сокращении времени выдержки ОЯТ до переработки, поскольку ^{241}Am является дочерним продуктом ^{241}Pu , имеющего период полураспада около 14 лет. При этом выделенный плутоний будет использован в ЗЯТЦ двухкомпонентной ЯЭ путем его размещения в смешанном топливе быстрых реакторов. Оценки показывают, что при сокращении времени выдержки ОЯТ ВВЭР с 15 до трех лет требуемое количество реакторов-трансмутаторов уменьшается в два раза. Для реализации такой возможности потребуются разработка и промышленное освоение более сложных, в сравнении с водно-химическими, методов переработки ОЯТ в связи с его более высокими радиоактивностью и соответственно тепловыделением. Вместе с тем сокращение времени выдержки ОЯТ приведет к улучшению изотопного вектора плутония за счет увеличения содержания ^{241}Pu .

Следует отметить, что скорость трансмутации америция в реакторе СВБР-100 может быть повышена пропорционально увеличению количества америция, загружаемого в активную зону (в работе [3] применительно к реактору БН-800 рассматривалось содержание америция до 16 % т.а.). Однако реализация такой возможности связана с необходимостью решения задачи охлаждения отработавших ТВС при их выгрузке из реактора и загрузке свежих ТВС с повышенным содержанием америция.

Если определить коэффициент эффективности трансмутации америция (КЭТАм) как выраженное в процентах отношение количества уничтоженного (деление плюс захват) америция (все изотопы) к количеству выгоревшего ^{235}U , то значение КЭТАм для реактора СВБР-100 на оксидном урановом топливе составит, как можно получить из данных, приведенных в таблице, около 11 %. То есть для трансмутации 20 т америция необходимо сжечь 220 т ^{235}U . При этом в ЗЯТЦ крупномасштабной ЯЭ будет возвращено за этот же период времени около 140 т плутония. Для быстрых реакторов, работающих на МОКС-топливе, у которых коэффициент воспроизводства близок к единице (БН-800) или немного больше единицы (СВБР-100), такое определение КЭТАм теряет смысл, поскольку в процессе работы реактора количество плутония практически не уменьшается или даже немного возрастает.

Масса, кг

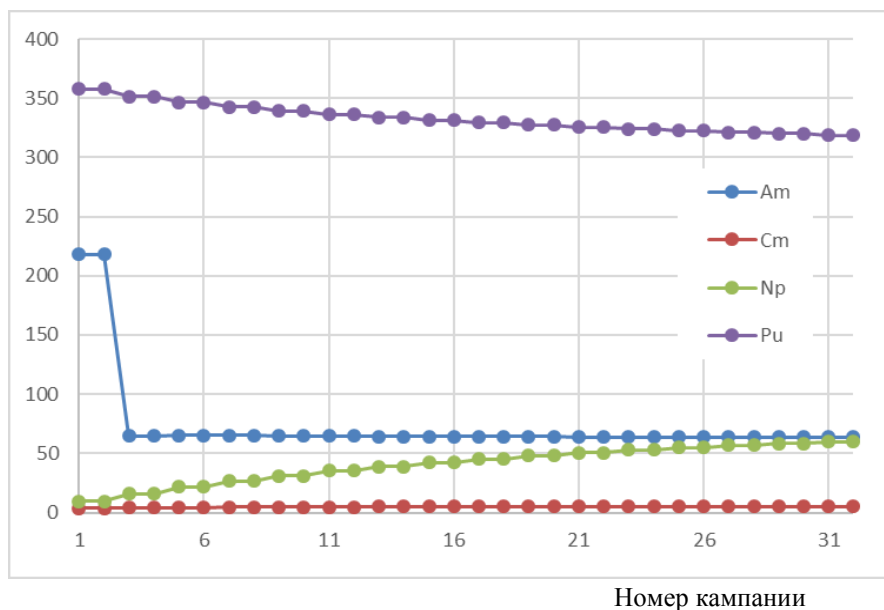


Рис. 5. Потребление америция и производство кюрия, нептуния и плутония в первых 32 кампаниях реактора

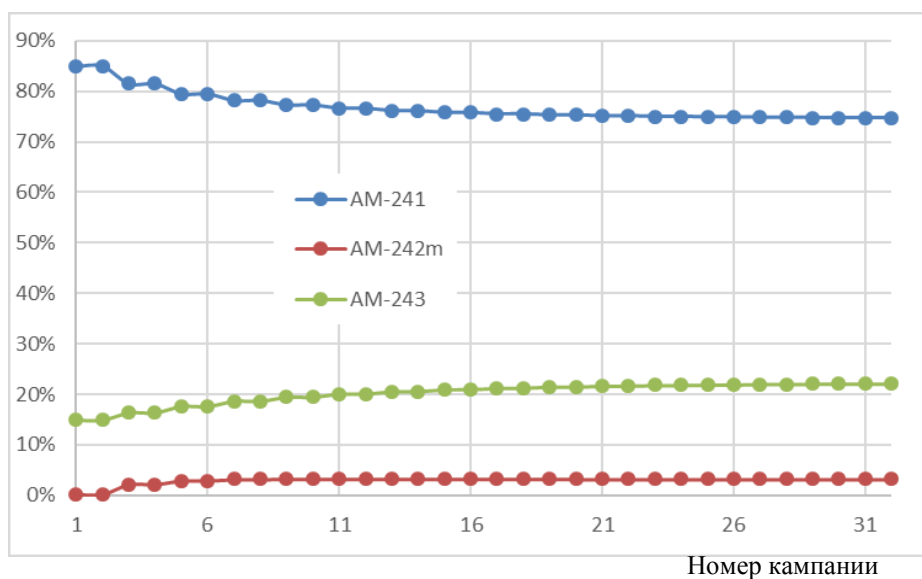


Рис. 6. Относительное содержание изотопов америция в составе топлива в первых 32 кампаниях реактора

Как показали выполненные оценки, эффективная доля запаздывающих нейтронов в реакторе СВБР-100 с добавкой америция меняется незначительно по сравнению с базовым вариантом. В базовом варианте эффективная доля запаздывающих нейтронов составляет 0,71 % на начало кампании и 0,58 % на конец кампании. Для СВБР-100 с добавкой 218 кг америция в первой кампании эффективная доля запаздывающих нейтронов составила 0,69 % на начало кампании и 0,57 % на конец кампании. В установившемся режиме эффективная доля запаздывающих нейтронов на начало кампании составила 0,66 %, на конец кампании – 0,56 %. Можно ожидать, что и остальные характеристики безопасности существенно не изменятся в связи с малостью доли добавляемого в активную зону америция.

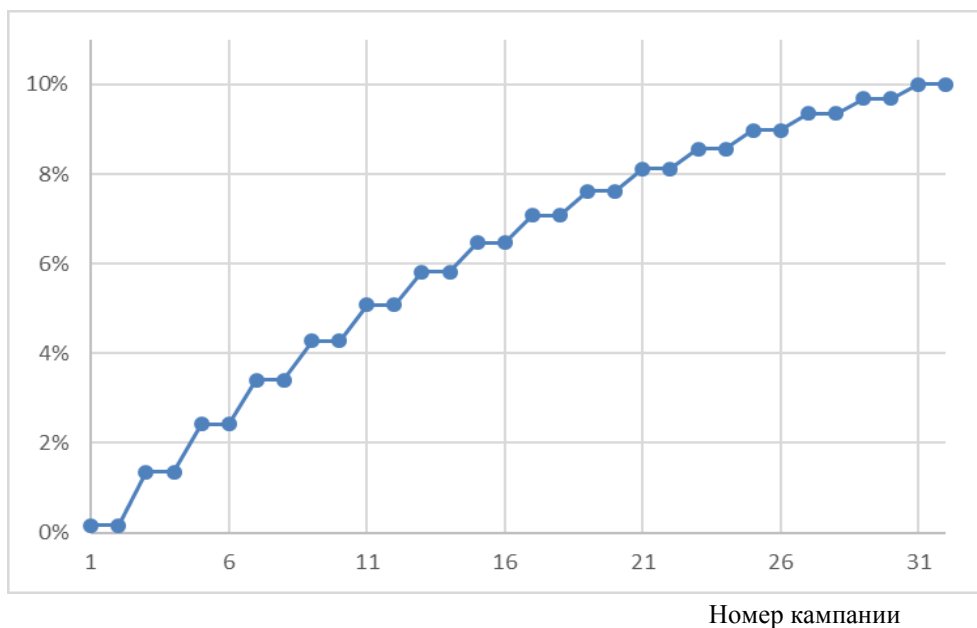


Рис. 7. Доля ^{236}U в общей массе изотопов урана в загрузке активной зоны для первых 32 кампаний

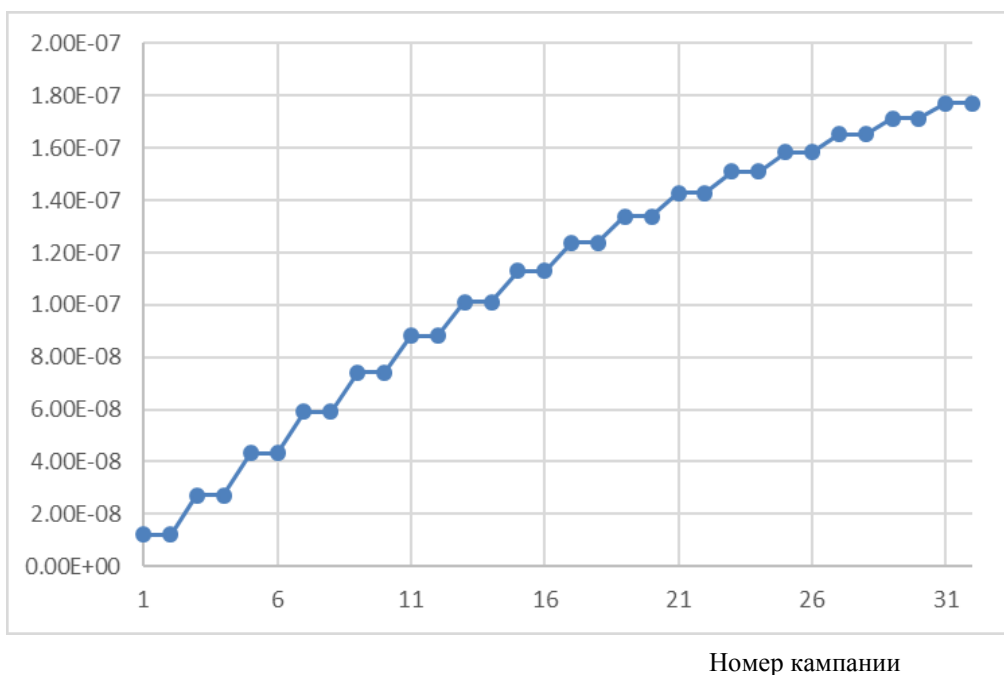


Рис. 8. Доля ^{232}U в общей массе изотопов урана в ОЯТ в первых 32 кампаниях

Следует отметить, что для обеспечения работы реакторов-трансмутаторов со своим пристанционным (для сокращения объема перевозок), более сложным и «грязным» ЗЯТЦ потребуется создание транспортной инфраструктуры перевозок выделенных МА с предприятий ЗЯТЦ, на площадки быстрых реакторов-трансмутаторов, и обратные перевозки плутония, выделенного из ОЯТ быстрых реакторов-трансмутаторов на предприятия ЗЯТЦ крупномасштабной ЯЭ. Эти вопросы требуют отдельного изучения.

Заключение

В работе [3] было показано, что в год в реакторе БН-800, работающем на МОКС-топливе, может быть трансмутировано 82 кг америция, в том числе 71 кг в активной зоне при его содержании в топливе около 2,5 % и 11 кг в боковой зоне воспроизводства. Таким образом, один реактор БН-800 уничтожает америций, производимый 2,8 реакторами ВВЭР-1000, или в пересчете на одинаковую мощность, реактор БН мощностью 1 ГВт-э уничтожает америций, образующийся в год от 3,5 реакторов типа ВВЭР-1000. При этом, однако, в продукты деления превращается очень малая часть америция, а основная его доля превращается в ^{242}Cm с удельным тепловыделением 36 кВт/кг в сравнении с 0,08 кВт/кг для ^{241}Am и 0,9 кВт/кг для ^{244}Cm . Имея виду, что период полураспада ^{242}Cm составляет около 165 суток, его высокое содержание в составе изотопов кюрия будет затруднять сокращение времени хранения ОЯТ до его переработки с выделением МА и организацию хранения выделенного кюрия до распада в изотопы плутония.

В ранее рассмотренном варианте СВБР-100 на МОКС-топливе [2] за кампанию 76000 эф. ч (10,6 лет) трансмутируется 53 кг МА при содержании МА в топливе 2,5 %, что дает скорость трансмутации ~ 5 кг/год. Таким образом, реакторы СВБР-100 на МОКС-топливе суммарной мощностью 1 ГВт-э могут уничтожать америций, нарабатываемый в год, от 1,7 реакторов типа ВВЭР-1000.

Рассмотренный в настоящей работе вариант реактора СВБР-100 на оксидном урановом топливе, содержащем около 2,5 % америция, при работе в ЗЯТЦ по описанному алгоритму позволяет уничтожить 63 кг америция за 50 000 эф. ч, или 9 кг в год. Таким образом, реакторы типа СВБР-100 суммарной мощностью 1 ГВт-э могут уничтожить америций, нарабатываемый в год тремя реакторами ВВЭР-1000. Из сравнения видно, что трансмутация америция в составе активной зоны СВБР-100 с урановым топливом происходит в 1,8 раза эффективнее, чем в составе активной зоны с МОКС-топливом. В сравнении с реактором БН-800 эффективность трансмутации в СВБР-100 будет на 14 процентов ниже, если для БН-800 учитывать трансмутацию и в активной зоне, и боковой зоне воспроизводства, или равна, если учитывать трансмутацию только в активной зоне.

Поскольку ^{241}Am является продуктом радиоактивного распада ^{241}Pu , имеющего период полураспада около 14 лет, количество америция, образующегося при хранении ОЯТ реакторов ВВЭР и требующего трансмутации, может быть значительно уменьшено при сокращении времени выдержки ОЯТ ВВЭР до переработки. Соответственно, может быть уменьшено необходимое количество реакторов-трансмутаторов.

Для реализации этой возможности потребуются разработка и промышленное освоение «сухих» методов переработки ОЯТ, в которых отсутствует радиолиз и выделение водорода, присущие гидрохимической переработке, а также снижаются ограничения на количество делящегося материала в аппарате переработки в связи с отсутствием замедлителя нейтронов.

Поскольку америций отличается от других трансплутониевых элементов повышенной летучестью, которая проявляется при спекании топливных таблеток, представляется целесообразным использовать технологию виброуплотнения диоксида урана в качестве матрицы, содержащей требуемое количество гранулированного оксида америция [7].

Таким образом, проблема обращения с малыми актинидами имеет многофакторный характер, и ее решение требует системного подхода с учетом связанных с этим проблем, проведения технико-экономических исследований различных вариантов трансмутации в рамках стратегии развития двухкомпонентной ядерной энергетики.

Список литературы

1. *Rene Sanchez, David Loaiza, Robert Kimpland, David Hayes, Charlene Cappiello & Mark Chadwick* (2008). Criticality of a ^{237}Np Sphere, Nuclear Science and Engineering 158, 1, p.p. 1–14.
2. *N.N. Novikova, O.G. Komlev and G.I. Toshinsky*. Neutronic and Physical Characteristics of Reactor SVBR-75/100 with Different Types of Fuel, Proceedings of ICAPP'06, Reno, NV USA.
3. *А.В. Гулевич, В.А. Елисеев, В.М. Троянов и др.* О возможности выжигания америция в быстрых реакторах, Атомная энергия, 2020, том. 128, вып. 2 стр. 82–87.
4. *S.S. Alyoshin, N.A. Bolshagin, N.A. Bychkova et al.* Characteristics of VVER-1000 with 1/3 Core Loaded by MOX Fuel with Plutonium from Surplus Russian Nuclear Weapons. PHYSOR 2002, Seoul, Korea, October 7–10, 2002.
5. *О.Г. Комлев, Н.Н. Новикова, М.М. Тревгода и др.* Состояние и проблемы расчетно-методического обеспечения проектных разработок реакторных установок с теплоносителем свинец-висмут, Известия вузов. Ядерная энергетика, 2007, 1, стр. 79–91.
6. Arthur, W B. Uranium-232 production in current design LWRs. United States: N. p., 1977. Web. doi:10.2172/5963522.
7. *В.М. Троянов и В.А. Кислый.* Использование технологий пирозлектрохимической грануляции виброуплотнения для утилизации америция», Атомная энергия, 2018, том. 124, вып. 5, стр. 261–265.