

УДК 621.039

URL: https://ptsj.bmstu.ru/catalog/icec/inf_tech/1009.html

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫГОРАНИЯ МИНОРНЫХ АКТИНИДОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ БЫСТРОГО РЕАКТОРА

В.А. Зимин

vovazimin01@mail.ru

Я.Д. Столотнюк

Stolot24@mail.ru

SPIN-код: 7881-3529

В.В. Семишин

semishin@bmstu.ru

SPIN-код: 8913-1645

МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Российская Федерация

Целью данной работы является изучение процессов выгорания минорных актинидов (МА), размещаемых в активной зоне быстрого реактора с натриевым теплоносителем для их трансмутации. Для определения состава смеси трансмутируемых МА, которая потенциально может быть загружена в быстрый реактор, выполнена оценка изотопного и количественного состава облученного ядерного топлива водо-водяного теплового энергетического реактора по минорным актинидам. Для исследования влияния на эффективность трансмутации различных схем размещения изотопной смеси МА в тепловыделяющей сборке (ТВС) реактора выполнено расчетное моделирование гомогенной и гетерогенной загрузки минорных актинидов в ТВС. На основе анализа полученных результатов выполнено сравнение рассматриваемых способов размещения МА, определены их особенности, преимущества и недостатки.

Ключевые слова: минорные актиниды, облученное ядерное топливо, трансмутация, быстрые реакторы, замкнутый ядерный топливный цикл, изотопный состав

Введение. Один из актуальных вопросов атомной энергетики — вопрос обращения с радиоактивными отходами (РАО), в том числе с облученным ядерным топливом, содержащим высокоактивные продукты деления, их хранения и утилизации. В соответствии с концепцией замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ), после выдержки в «мокрых» хранилищах облученное ядерное топливо (ОЯТ) перерабатывается с выделением урана и плутония, которые могут возвращаться в топливный цикл в виде смешанного оксидного или нитридного топлива для быстрых реакторов или реакторов типа ВВЭР [1]. Остальные компоненты, входящие в состав ОЯТ, подвергаются долгосрочному захоронению.

Среди элементов, подлежащих захоронению, наибольшими периодами полураспада (от сотен до миллионов лет) обладают минорные актиниды (МА). В силу своей α -активности они вносят значительный вклад в радиотоксичность РАО и служат источниками большей части остаточного энер-

говыведения в ОЯТ. Наличие в ОЯТ МА значительно повышает сложность и необходимую длительность его хранения. Таким образом, актуальной является задача извлечения МА из состава РАО и их дальнейшая трансмутация [2].

Минорные актиниды нарабатываются в результате ядерных превращений элементов ядерного топлива в реакторе и извлекаются из него в составе ОЯТ. Конкретный изотопный состав и количество МА в ОЯТ сильно зависят от типа исходной топливной композиции, обогащения, нейтронного спектра реактора, глубины выгорания топлива, продолжительности выдержки облученного топлива после выгрузки из реактора. В тепловых реакторах в практически значимых количествах нарабатываются изотопы таких элементов, как нептуний, америций и кюрий. Америций в ОЯТ тепловых реакторов представлен преимущественно изотопом ^{241}Am . Помимо ^{241}Am ОЯТ содержит более тяжелые изотопы америция — $^{242\text{m}}\text{Am}$ и ^{243}Am , а также изотопы кюрия — ^{242}Cm , ^{243}Cm и ^{244}Cm . Нептуний в основном представлен изотопом ^{237}Np [3, 4].

Одним из способов переработки извлеченных из ОЯТ МА является их трансмутация. При использовании для трансмутации МА активной зоны ядерного реактора может быть реализовано два подхода: трансмутацию Am, Cm, Np можно осуществлять, добавляя их в небольшом количестве к основному топливу (гомогенная трансмутация) либо изготавливать отдельные топливные стержни или тепловыделяющие сборки (ТВС), полностью или частично содержащие Am, Cm, Np (гетерогенная трансмутация). [1, 2].

В данной работе выполнено сравнение гомогенной и гетерогенной схем трансмутации минорных актинидов, накопленных в ОЯТ ВВЭР-1000, в активной зоне реактора типа БН-800. Изотопный и количественный состав смеси актинидов в ОЯТ ВВЭР предварительно определяется в результате моделирования выгорания ТВС ВВЭР-1000.

Моделирование процессов накопления МА в тепловом реакторе и их трансмутации в быстром реакторе проводили с помощью программного комплекса (ПК) MCU-FREE [5]. Программное средство MCU-FREE предназначено для моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов аналоговыми и весовыми (неаналоговыми) методами Монте-Карло на основе оцененных ядерных данных в ядерных реакторах с учетом изменения изотопного состава материалов реактора в процессе кампании.

Расчетная оценка изотопного состава облученного ядерного топлива реактора на тепловых нейтронах. Оценку состава накопленных в ядерном топливе теплового реактора актинидов наиболее целесообразно проводить на примере реактора типа ВВЭР-1000, самого распространенного энергетического реактора в России.

Для оценки количественного и изотопного состава ОЯТ теплового реактора по МА в ПК MCU-FREE была разработана упрощенная расчетная модель бесчехловой ТВС ВВЭР-1000. Геометрические размеры модели были следующими: внешний диаметр твэла 9,1 мм, внешний/внутренний диаметр направляющих каналов 12,6/11 мм, внешний/внутренний диаметр центрального стержня 11,2/9,6 мм, размер ТВС «под ключ» 234 мм, высота топливного столба — 3530 мм, средняя тепловая мощность ТВС — 18 МВт [6].

Расчетная модель (рис. 1) набрана с помощью инструментов задания сетевой геометрии из ячеек, имитирующих тепловыделяющие элементы (312 шт.), направляющие каналы (18 шт.) и центральный стержень. Материалом топлива является диоксид урана UO_2 с обогащением 4,4 %, материал оболочек твэлов, направляющих каналов и центрального стержня — циркониевый сплав Э110 (Zr + 1 % Nb), материал теплоносителя — вода. Расчет проводили для 18-месячного топливного цикла. Для имитации бесконечной решетки активной зоны на границе гексагональной области замедлителя были заданы следующие граничные условия: полное поглощение на торцах шестигранной призмы и полное отражение на ее боковых гранях.

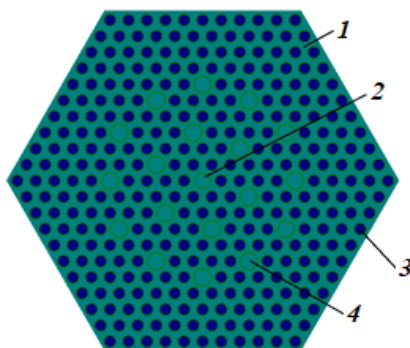


Рис. 1. Расчетная модель ТВС ВВЭР-1000:

- 1 — замедлитель/теплоноситель; 2 — центральная труба;
- 3 — твэлы (312 шт.); 4 — направляющий канал (18 шт.)

В результате расчета был получен изотопный состав облученного ядерного топлива ВВЭР-1000 в виде ядерных концентраций отдельных изотопов на момент конца кампании.

Перед отправкой на переработку и выделением из топлива МА выгруженные из реактора ТВС подвергаются выдержке в «мокром» хранилище. «Мокрая» выдержка требуется для отвода теплоты, обусловленной остаточным тепловыделением, ее минимальная продолжительность составляет 5 лет.

За время этой выдержки в результате радиоактивного распада происходит изменение концентрации рассматриваемых изотопов МА. Зависимость концентрации МА от времени выдержки описывается законом радиоактивного распада, $\text{яд}/\text{см}^3$:

$$N_i = N_{0i} \exp(-\lambda_i t),$$

где N_{0i} — концентрация i -го изотопа после выгрузки из реактора (перед выдержкой), $\text{яд}/\text{см}^3$; λ_i — постоянная распада i -го изотопа, с^{-1} ; t — время выдержки (в данном случае $t = 5$ лет).

При этом, в силу больших периодов полураспада, за время выдержки изотопный состав ОЯТ по МА практически не меняется. Заметному изменению (приблизительно в 10^2 раз) подвергается лишь концентрация ^{242}Cm , имеющего относительно небольшой период полураспада $T_{1/2} = 0,446$ лет [7].

Далее была определена масса минорных актинидов в граммах на тонну топлива в одной ТВС после выдержки, $\text{г}/\text{кг}$:

$$\frac{m_i}{m_{\text{т.ТВС}}} = \frac{m_i}{m_{\text{т.ТВС}}} = \frac{N_i M_i V_{\text{топл}}}{N_A m_{\text{т.ТВС}}} = \frac{N_i M_i}{N_A \rho_{\text{т.ТВС}}},$$

где m_i — масса i -го изотопа, г ; $m_{\text{т.ТВС}}$ — масса топлива в ТВС, кг ; N_i — концентрация i -го изотопа после выдержки; M_i — молярная масса i -го изотопа; N_A — число Авогадро; $V_{\text{топл}}$ — объем топлива в ТВС, м^3 ; $\rho_{\text{т.ТВС}}$ — плотность топлива, $\text{кг}/\text{м}^3$.

Таблица 1. Результаты расчета состава ОЯТ на момент окончания выдержки

Изотоп	Концентрация, $\text{яд}/\text{см}^3$	Масса на тонну топлива, $\text{г}/\text{т}$
^{237}Np	$2,278 \cdot 10^{19}$	846,800
^{241}Am	$2,617 \cdot 10^{19}$	988,349
$^{242\text{m}}\text{Am}$	$8,002 \cdot 10^{16}$	3,035
^{243}Am	$4,840 \cdot 10^{18}$	184,294
^{242}Cm	$1,872 \cdot 10^{14}$	0,007
^{243}Cm	$1,452 \cdot 10^{16}$	0,553
^{244}Cm	$8,604 \cdot 10^{17}$	32,9

Оцененные концентрации и массы рассматриваемых изотопов на момент окончания 5-летней выдержки представлены в табл. 1. Из полученных результатов моделирования видно, что основными изотопами, накапливающимися в ОЯТ водо-водяных тепловых реакторов, являются ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am и ^{244}Cm .

Описание расчетной модели. Как было отмечено выше, при утилизации путем выжигания в активной зоне быстрого реактора смесь МА размещается в ТВС. При этом могут быть реализованы две схемы размещения загрузки МА в ТВС: гомогенная, при которой изотопная смесь актиноидов равномерно размещивается в ядерном топливе, замещая U^{238} [3], и гетерогенная, при которой МА размещаются в отдельных твэлах.

Для исследования влияния различных схем загрузки смеси МА на эффективность их трансмутации в активной зоне быстрого реактора в ПК МСУ-FREE была разработана упрощенная расчетная модель ТВС реактора типа БН-800 (рис. 2). Поскольку рассматриваемая схема размещения подразумевает загрузку изотопной смеси МА в центральную область активной зоны, для которой характерны наибольшие потоки нейтронов, для моделирования была выбрана ТВС зоны малого обогащения с обогащением топлива 18,2 % [8].

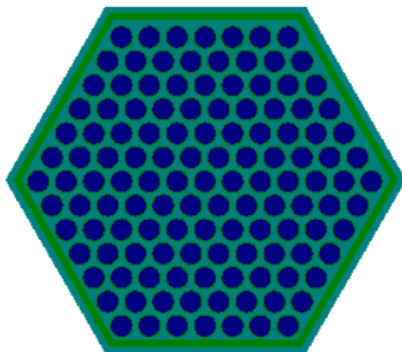


Рис. 2. Расчетная модель ТВС БН-800

Основные геометрические параметры модели следующие: внешний диаметр твэла 6,9 мм, толщина оболочки твэла 0,4 мм, высота топливного столба 900 мм, размер шестигранного чехла «под ключ» 96 мм, толщина чехла 2 мм, шаг решетки ТВС 99,6 мм [8].

Расчетные модели набраны с помощью инструментов задания сетевой геометрии из ячеек, имитирующих тепловыделяющие элементы (127 шт.). Материалом топлива служит смешанное уран-плутониевое оксидное топливо $(U + Pu)O_2$, материал оболочек твэлов — сталь марки ЧС68-ИД, материал теплоносителя — натрий [8].

Для имитации бесконечной активной зоны на границе гексагональной области натриевого теплоносителя были заданы следующие граничные условия: полное поглощение на торцах шестигранной призмы и полное отражение на ее боковых гранях.

Для изучения особенностей гетерогенной схемы загрузки (рис. 3) в исходной модели ТВС БН-800 в 31 твэл вместо топливного материала была помещена смесь МА, по изотопному составу соответствующая смеси, извлекаемой из ОЯТ ВВЭР-1000. Количество твэлов, содержащих МА, и место их размещения в решетке ТВС определяли из условия минимального искажения поля плотности потока нейтронов по сечению сборки.

Доли изотопов в смеси ^{237}Np | ^{241}Am | $^{242\text{m}}\text{Am}$ | ^{243}Am | ^{243}Cm | ^{244}Cm составляют соответственно 40,8 % | 48 % | 0,15 % | 9,1 % | 0,03 % | 1,92 %. Доля ^{242}Cm в ОЯТ после выдержки составляет менее 0,001 %, поэтому при моделировании его наличие не учитывалось. Смесь МА помещена в циркониевую матрицу плотностью 13 г/см³, доля циркония составляет 20 %. Цирконий в качестве материала матрицы был выбран в силу хорошей совместимости с оболочкой из нержавеющей стали при повышенной температуре, а размещение актиноидов в циркониевой матрице увеличит теплопроводность трансмутируемой смеси [9]. При этом наличие циркониевой матрицы должно привести к некоторому смягчению нейтронного спектра и увеличению эффективности трансмутации. Доля МА (80 %) выбрана произвольно. Более точное значение должно быть получено из анализа влияния величины загрузки МА на динамику переходных процессов и на нейтронно-физические характеристики всей активной зоны, это влияние в данной работе не рассмотрено.

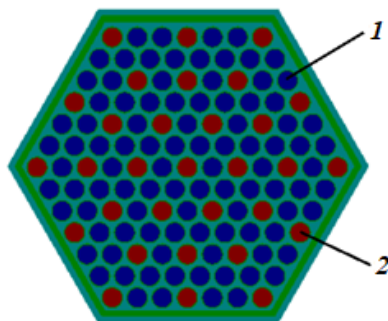


Рис. 3. Расчетная модель ТВС БН-800 для изучения гетерогенной загрузки:

1 — твэлы, содержащие топливо; 2 — твэлы, содержащие смесь МА (31 шт.)

Для изучения особенностей гомогенной схемы загрузки в исходной модели ТВС БН-800 в смешанном уран-плутониевом топливе была гомогенно размещена добавка минорных актиноидов в пропорциях, аналогичных гетерогенной схеме. Величина добавки смеси минорных актиноидов так же была выбрана произвольно и составляла 18 %, замещающая ^{238}U [3].

Исследование процессов трансмутации минорных актинидов. Для исследования закономерностей изменения изотопного состава смеси МА при их трансмутации в зависимости от времени облучения для обеих схем размещения расчет проводился для максимального срока облучения 10 лет.

В результате моделирования гомогенной и гетерогенной загрузки были получены зависимости изменения относительных концентраций изотопов от времени нахождения в активной зоне.

Относительная концентрация для i -го изотопа определялась по формуле

$$C_{0i} = \frac{C_i(t)}{C_i(0)},$$

где $C_i(t)$ — концентрация изотопа смеси в момент времени t , яд/см³; $C_i(0)$ — начальная концентрация изотопа смеси, яд/см³.

В табл. 2 представлены результаты моделирования: относительные концентрации C_{0i} и массы выгоревших изотопов МА Δm_i для гетерогенной и гомогенной схемы соответственно. Результаты приведены для двух моментов времени: время окончания действительной микрокампании ТВС ($t = 150$ сут) и время окончания расчетной кампании ($t = 10$ лет) для изучения динамики нуклидного состава при длительном облучении

Изменение массы минорных актиноидов при облучении определялось по формуле, кг:

$$\Delta m_i = m_i(0) - m_i(t),$$

где $m_i(t)$ — масса изотопа смеси в момент времени t , кг; $m_i(0)$ — начальная концентрация изотопа смеси, кг.

Графическое сравнение изменения относительных концентраций нуклидов в зависимости от длительности кампании для различных схем размещения представлено на рис. 4, 5. Графики, иллюстрирующие изменение относительных концентраций, построены с помощью программы Microsoft Office Excel.

Из полученных зависимостей видно, что эффективное уменьшение концентрации вследствие выгорания на протяжении всей кампании происходит только для трех изотопов: ²³⁷Np, ²⁴¹Am, ²⁴³Am. Относительная концентрация оставшихся изотопов растет на протяжении всего реального времени нахождения ТВС в реакторе (~150 эф. сут), и начинает уменьшаться только на 5–6-й год облучения. При этом на протяжении всех 10 лет относительная концентрация для данных изотопов не уменьшается ниже единицы, т. е. происходит наработка данных изотопов, а не их выжигание. Это связано с тем, что данные изотопы являются продуктами трансмутации прочих элементов: ^{242m}Am

нарабатывается при трансмутации ^{241}Am , а ^{244}Cm нарабатывается при трансмутации ^{243}Am и ^{243}Cm [2].

Таблица 2. Результаты расчета для гетерогенной и гомогенной схем

Элемент	C_{0i}		Δm_i , кг	
	$t = 150$ сут	$t = 10$ лет	$t = 150$ сут	$t = 10$ лет
<i>Гетерогенная схема</i>				
^{237}Np	0,945	0,102	-6,44	-105,82
^{241}Am	0,937	0,073	-8,85	-130,21
^{242m}Am	3,860	3,288	1,29	1,05
^{243}Am	0,963	0,301	-0,99	-18,62
^{243}Cm	1,170	4,003	0,02	0,26
^{244}Cm	1,06	1,201	0,34	1,2
<i>Гомогенная схема</i>				
^{237}Np	0,946	0,109	-4,57	-76,1
^{241}Am	0,936	0,075	-6,50	-94,4
^{242m}Am	3,941	3,264	0,82	0,74
^{243}Am	0,964	0,291	-0,70	-13,8
^{243}Cm	1,079	3,031	0,005	0,13
^{244}Cm	1,067	0,922	0,28	-0,32

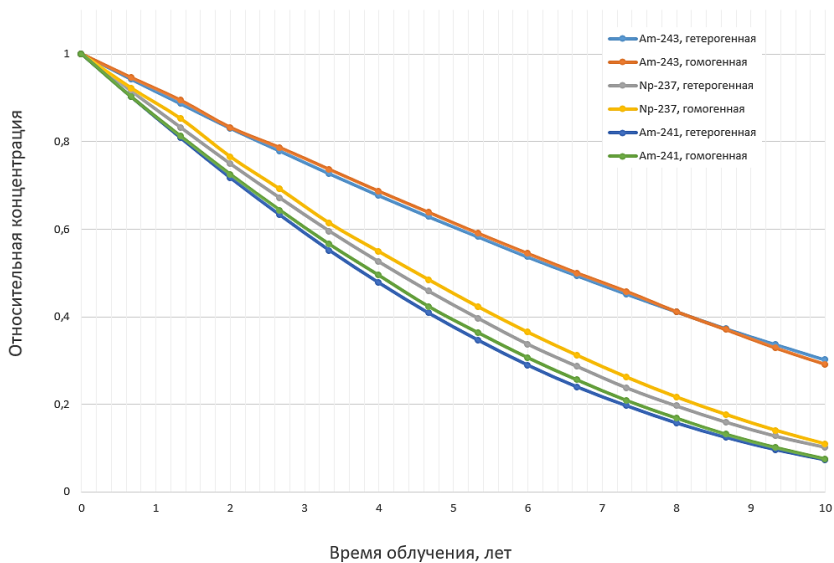


Рис. 4. Изменение относительных концентраций ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am

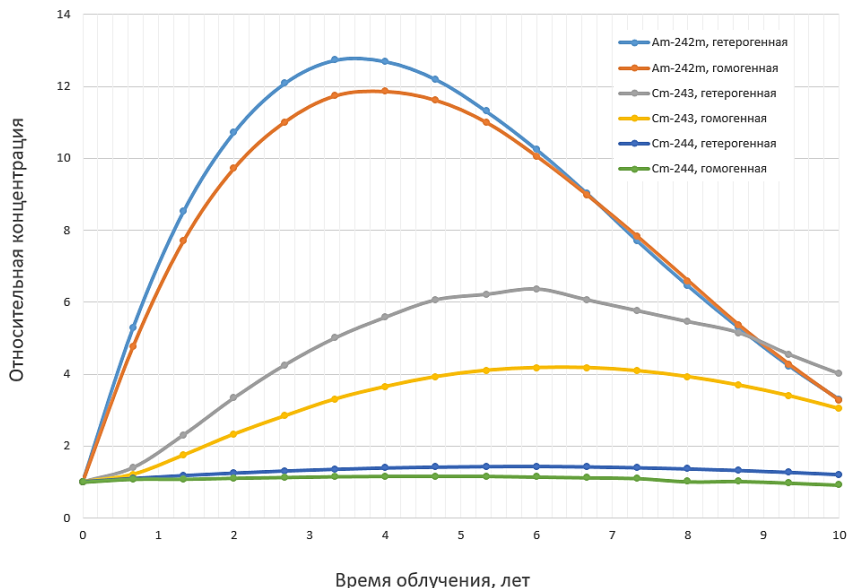


Рис. 5. Относительные концентрации ^{242m}Am , ^{243}Cm , ^{244}Cm

Анализ результатов расчета. Как видно из полученных результатов расчета, для обеих рассматриваемых схем относительная эффективность выгорания нуклидов ^{237}Np , ^{241}Am , ^{243}Am примерно одинаковые. При этом для гомогенной схемы происходит менее интенсивная наработка нуклидов ^{242m}Am , ^{243}Cm , ^{244}Cm . Это может быть связано со смягчением нейтронного спектра в гетерогенной схеме в области расположения смеси минорных актиноидов вследствие их размещения в циркониевой матрице. Для нуклидов ^{241}Am и ^{243}Am , из которых в результате реакций захвата и рождаются ^{242m}Am , ^{243}Cm , Cm-244, в интервале энергий 1...10 МэВ при уменьшении энергии происходит увеличение сечения реакций типа (n, γ) , при этом сечение деления (n, f) практически не изменяется (рис. 6, 7). В результате в гетерогенной схеме происходит увеличение интенсивности наработки ^{242m}Am , ^{243}Cm , ^{244}Cm с одновременным сохранением эффективности выжигания ^{241}Am и ^{243}Am .

Несмотря на одинаковую относительную эффективность выжигания, за счет большей плотности загрузки изотопной смеси гетерогенный способ позволяет увеличить массу утилизируемых актиноидов.

При сопоставлении результатов расчета можно сделать вывод, что с точки зрения физической эффективности использование гомогенного способа размещения смеси минорных актиноидов является более целесообразным. Но при выборе оптимального способа также следует учитывать некоторые технологические достоинства и недостатки рассматриваемых способов.

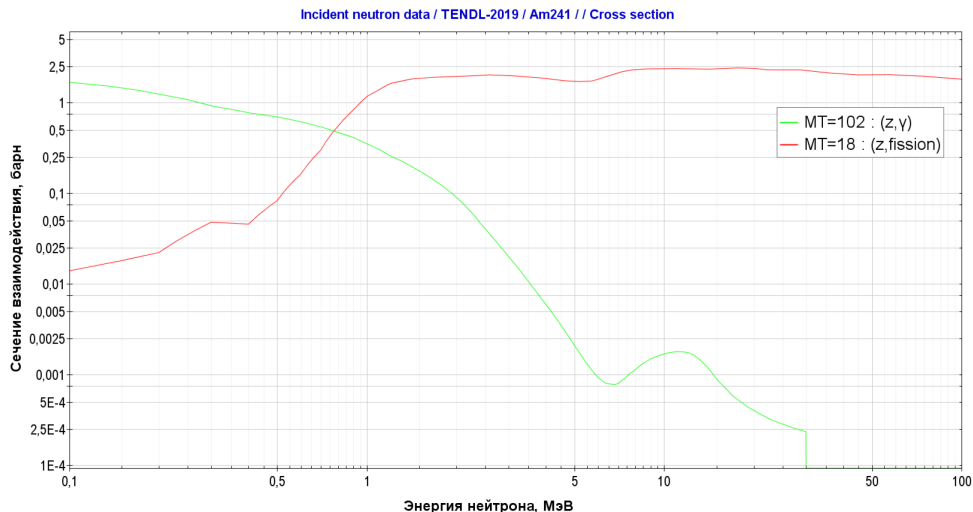


Рис. 6. Энергетическая зависимость сечений (n, f) и (n, γ) реакций ^{241}Am [7]

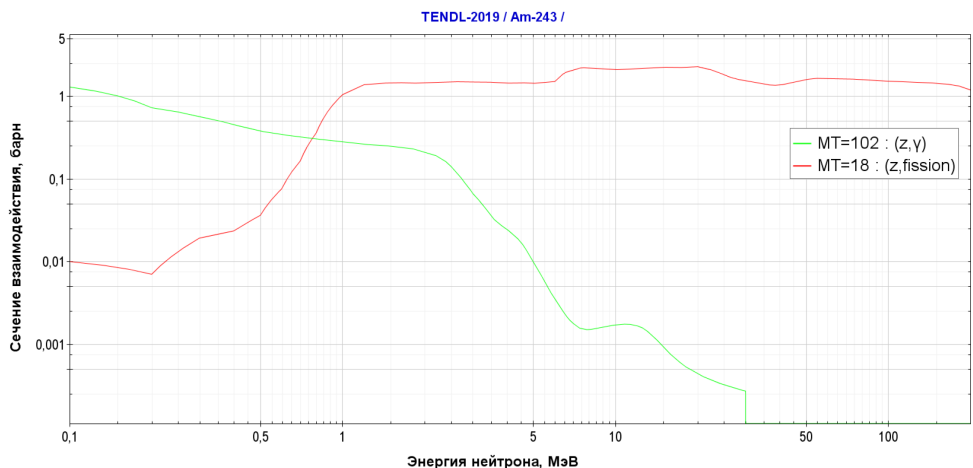


Рис. 7. Энергетическая зависимость сечений (n, f) и (n, γ) реакций ^{243}Am [7]

1. Размещение МА по обеим схемам приводит к изменению нейтронно-физических характеристик активной зоны (например, эффективной доли запаздывающих нейтронов). Соответственно, возникает необходимость ограничения числа загружаемых в активную зону кассет с изотопной смесью МА. При этом благодаря большей массе загрузки трансмутируемой смеси использование гетерогенной схемы приводит к более значительному изменению общей тепловой мощности кассеты, что также накладывает ограничения по числу загружаемых в активную зону кассет данного типа с точки зрения

обеспечения необходимой мощности. Таким образом, ограничения на число размещаемых в активной зоне гетерогенных кассет в перспективе являются более жесткими.

2. При гетерогенном размещении смеси МА увеличивается мощность, выделяющаяся в отдельных ячейках ТВС, что может привести к неравномерности температуры теплоносителя по сечению ТВС, перетечкам между ячейками и т. п. [10].

3. При гомогенном размещении излучение, генерируемое МА, усложняет производство и обращение со свежим топливом, к которому примешивается смесь МА. [1]

4. Благодаря большей плотности загрузки изотопной смеси гетерогенный способ позволяет увеличить массу утилизированных актинидов. Такого же эффекта в случае гомогенного размещения МА можно добиться при увеличении плотности топливной смеси, что является более трудоемкой задачей. Таким образом, гетерогенная схема позволяет добиться эффективной утилизации МА в результате изменения конструкции тепловыделяющей сборки, при этом не изменяя технологию производства топлива.

Заключение. В работе проведено расчетное моделирование наработки МА в топливе теплового реактора и моделирование процессов трансмутации смеси актинидов в активной зоне быстрого реактора. На основании полученных результатов можно сделать следующие выводы.

1. При работе реактора ВВЭР-1000 в его топливе в практически значимых количествах накапливаются следующие изотопы МА (в порядке уменьшения их доли): ^{241}Am , ^{237}Np , ^{243}Am , ^{244}Cm , ^{242}Cm , $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Cm . При этом за время «мокрой» выдержки (5 лет) накопленный ^{242}Cm почти полностью распадается.

2. Для утилизации наработанных минорных актинидов в активной зоне быстрого реактора могут быть реализованы две схемы их размещения в ТВС: гетерогенная и гомогенная.

3. В обеих схемах эффективное выжигание реализуется только для ^{237}Np , ^{241}Am и ^{243}Am . Выжигания изотопов $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{243}Cm и ^{244}Cm не происходит, а напротив, осуществляется их наработка. Таким образом, для увеличения эффективности утилизации МА, извлекаемых из ОЯТ тепловых реакторов, необходимо их изотопное разделение, с отделением и последующей загрузкой в активную зону только тех изотопов, которые поддаются трансмутации рассматриваемым методом.

4. Значительные глубины выгорания МА достигаются при времени выдержки, значительно превосходящем длительность кампании. Для увеличения эффективности утилизации МА в активной зоне в случае реализации го-

могенной схемы необходимо выделять из топлива облученных в быстром реакторе сборок оставшиеся актиниды и отправлять их на дожигание в составе топлива свежих сборок. В случае гетерогенного размещения смеси МА возможна разработка конструкции ТВС, в которой предусмотрена возможность извлечения твэлов с загрузкой актинидов после выжигания и их установка в свежую ТВС для отправки на дожигание.

5. У обеих рассматриваемых схем можно выделить свои преимущества и недостатки. С точки зрения физической эффективности, использование гомогенной схемы расположения является предпочтительным. При этом гетерогенная схема является более технологичной и позволяет добиться увеличения массы загрузки МА в одну ТВС.

Литература

- [1] Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гомогенная трансмутация Am, Cm, Np в активной зоне реактора типа БРЕСТ. *Атомная энергия*, 2000, т. 89, с. 355–361.
- [2] Рыжков С.Н., Петрушков В.А. Исследование современных методик трансмутации минорных актинидов в тепловых и быстрых реакторах. *Вопросы атомной науки и техники. Серия: ядерно-реакторные константы*, 2022, вып. 2, с. 5–31.
- [3] 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.
- [4] Адамов Е.О., Драгунов Ю.Г., Орлов В.В. и др. *Машиностроение ядерной техники. Т. IV-25. В 2 кн. Кн 1*. Москва, Машиностроение, 2005, 960 с.
- [5] Шкаровский Д.А., ред. *Описание применения и инструкция для пользователей программ, собранных из модулей пакета MCU-5*. Москва, МИФИ, 2012, 146 с.
- [6] Резепов В.К., Денисов В.П., Кирилук Н.А. и др. *Реакторы ВВЭР-1000 для атомных электростанций*. Подольск, ОКБ «Гидропресс», 2004, 333 с.
- [7] Koning A.J., Rochman D., Sublet J. et al. TENDL: Complete Nuclear Data Library for Innovative Nuclear Science and Technology. *Nuclear Data Sheets*, 2019, vol. 155, no. 1. <https://doi.org/10.1016/j.nds.2019.01.002>
- [8] Бельтюков А.И., Карпенко А.И., Полуяктов А.И. и др. *Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. В 2 ч. Ч. 1*. Екатеринбург, УрФУ, 2013, 548 с.
- [9] Мурогов В.М., Ваньков А.А., Илюнин В.Г. *Перспективы использования металлического топлива в быстрых реакторах*. Обнинск, ФЭИ, 1988, 64 с.

- [10] Ганев И.Х., Лопаткин А.В., Орлов В.В. Гетерогенная трансмутация Am, Cm, Nr в активной зоне реактора типа БРЕСТ. *Атомная энергия*, 2000, т. 89, с. 362–365.

Поступила в редакцию 03.07.2024

Зимин Владимир Андреевич — студент кафедры «Ядерные реакторы и установки», МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Российская Федерация.

Столотнюк Ярослава Донатовна — канд. техн. наук, доцент кафедры «Ядерные реакторы и установки», МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Российская Федерация.

Семишин Виктор Вадимович — старший преподаватель кафедры «Ядерные реакторы и установки», МГТУ им. Н.Э. Баумана, Москва, Российская Федерация.

Ссылку на эту статью просим оформлять следующим образом:

Зимин В.А., Столотнюк Я.Д., Семишин В.В. Исследование выгорания минорных актинидов в активной зоне быстрого реактора. *Политехнический молодежный журнал*, 2024, № 06 (95). URL: <https://ptsj.bmstu.ru/catalog/pmc/nuc/1009.html>

STUDYING THE MINOR ACTINIDES BURNUP IN THE FAST REACTOR CORE

V.A. Zimin

vovazimin01@mail.ru

Ya.D. Stolotnyuk

Stolot24@mail.ru

SPIN-code: 7881-3529

V.V. Semishin

semishin@bmstu.ru

SPIN-code: 8913-1645

Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation

This work objective lies in studying the burnup processes of the minor actinides (MA) positioned in the fast reactor core with the sodium coolant for their transmutation. The paper assesses isotopic and quantitative composition of the irradiated nuclear fuel of a water-moderated thermal power reactor in terms of the minor actinides to determine composition of the transmuted MA mixture, which could be loaded potentially in a fast reactor. The minor actinides homogeneous and heterogeneous loading in the fuel assembly is computationally simulated to study the effect of various arrangements of the MA isotopic mixture in the fast reactor on the transmutation efficiency. Based on the obtained results analysis, the considered methods of the MA arrangement are compared, and their features, advantages and disadvantages are identified.

Keywords: minor actinides, irradiated nuclear fuel, transmutation, fast reactors, closed nuclear fuel cycle, isotopic composition

Received 03.07.2024

Zimin V.A. — Student, Department of Nuclear Reactors and Installations, Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation.

Stolotnyuk Ya.D. — Ph.D., Associate Professor, Department of Nuclear Reactors and Installations, Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation.

Semishin V.V. — Senior Lecturer, Department of Nuclear Reactors and Installations, Bauman Moscow State Technical University, Moscow, Russian Federation.

Please cite this article in English as:

Zimin V.A., Stolotnyuk Ya.D., Semishin V.V. Studying the minor actinides burnup in the fast reactor core. *Politekhnicheskiy molodezhnyy zhurnal*, 2024, no. 06 (95). (In Russ.). URL: <https://ptsj.bmstu.ru/catalog/pmc/nuc/1009.html>