

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПЛУТОНИЯ ИЗ ОТРАБОТАВШЕГО СМЕШАННОГО ТОПЛИВА РЕМИКС В РЕАКТОРЕ БН-1200

Н.В. Ковалев*, А.М. Прокошин*, А.С. Кудинов*, В.А. Невиница**

* АО «Радиевый институт им. В.Г. Хлопина»
194021, Санкт-Петербург, 2-ой Муринский пр-т, 28

** НИЦ «Курчатовский институт»
123182, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1



Реактор на тепловых нейтронах (РТН) ВВЭР-1000 может работать на смешанном уран-плутониевом топливе с содержанием энергетического плутония до 5% при полной загрузке активной зоны. При этом происходит выжигание плутония до 56% по нечетным изотопам. Энергетический потенциал такого плутония крайне низкий, его дальнейшее использование в тепловых реакторах не является целесообразным. Но такой плутоний возможно использовать в реакторах на быстрых нейтронах (РБН). Приводятся результаты исследования возможности использования такого изотопного состава плутония в реакторе БН-1200 и увеличения его ценности для его возвращения в РТН. Для этого разработана прецизионная модель реактора БН-1200 с помощью кода Serpent, реализующего метод Монте-Карло. Проведена верификация модели по референтным значениям выгорания ядерного топлива и коэффициентам воспроизводства. В ходе исследования установлено, что такой плутоний можно использовать в МОКС-топливе реактора БН-1200. Для сохранения проектной длительности микрокампании в МОКС-топливе необходимо увеличение доли плутония до 2%. Установлено, что в реакторе БН-1200 происходит улучшение изотопного состава для последующего возврата плутония в тепловой реактор, т.е. увеличение нечетных изотопов плутония. Причем, чем меньше в загружаемом топливе нечетных изотопов плутония, тем сильнее происходит их увеличение. По результатам расчета видно, что плутоний из смешанного топлива ВВЭР-1000 необходимо как минимум два раза загрузить в реактор БН-1200 для увеличения доли нечетных изотопов до уровня «энергетического» плутония.

Ключевые слова: ядерное топливо, РЕМИКС, РЕМИКС-Е, МИКС, МОКС, плутоний, быстрый натриевый реактор, БН-1200, облагораживание плутония.

Ковалев Н.В., Прокошин А.М., Кудинов А.С., Невиница В.А. Использование плутония из отработавшего смешанного топлива РЕМИКС в реакторе БН-1200. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2023. – № 1. – С. 70-81. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.1.06> .

ВВЕДЕНИЕ

РЕМИКС – уран-плутониевое топливо, циклируемое в реакторах на тепловых нейтронах. Существует несколько концепций РЕМИКС-топлива. Наиболее простой концепции

© Н.В. Ковалев, А.М. Прокошин, А.С. Кудинов, В.А. Невиница, 2023

ей с точки зрения фабрикации смешанного топлива является РЕМИКС-Е (смесь обогащенного природного урана и энергетического плутония 1 – 5%) [1].

Тепловой реактор типа ВВЭР-1000 может работать на смешанном уран-плутониевом топливе с содержанием энергетического плутония до 5% при 100%-ой загрузке активной зоны [2]. Под понятием энергетического плутония в статье понимается плутоний, выделенный из ОЯТ тепловых реакторов, работающих на обогащенном природном урановом топливе. При этом нейтронно-физические характеристики активной зоны не выходят за рамки проектных значений. Топливными нуклидами в таком случае являются ^{235}U , ^{239}Pu и ^{241}Pu . Доля нечетных изотопов в энергетическом плутонии, в зависимости от выдержки, составляет примерно 66%. При дальнейшем использовании такого плутония в тепловом реакторе нечетные изотопы выгорают, и их доля становится меньше. При уменьшении доли нечетных до 50% энергетическая ценность такого плутония полностью исчерпывается. В случае использования в ВВЭР-1000 смешанного топлива из концепции рециклирования РЕМИКС-Е с максимальным содержанием плутония – 5% доля нечетных изотопов в выгружаемом топливе становится 56%. Энергетический потенциал такого плутония крайне низкий, его дальнейшее использование в тепловых реакторах не является целесообразным. Но такой плутоний может быть использован в быстрых реакторах.

Быстрые реакторы в отличие от тепловых могут работать на плутонии практически любого изотопного состава, поскольку все изотопы плутония делятся в быстром спектре. Российскими и французскими специалистами на примере БН-800 и ASTRID было показано, что быстрые реакторы изменяют состав плутония в сторону повышения доли нечетных изотопов плутония, но их эффективность недостаточна [3].

Для определения возможности использования плутония из ОЯТ смешанного топлива концепции РЕМИКС-Е в МОКС-топливе реактора БН-1200 и для исследования изменения его изотопного состава в процессе выгорания в реакторе БН-1200 разработана расчетная модель.

РЕАКТОР БН-1200

В быстрых реакторах при отсутствии замедлителя нейтронов создаются благоприятные условия для появления большего числа нейтронов, способных поддерживать цепную реакцию деления и эффективно превращать воспроизводящие изотопы ^{238}U , ^{232}Th в делящиеся изотопы ^{239}Pu и ^{233}U [4].

Таблица 1

Основные характеристики активной зоны реактора БН-1200

Наименование	Значение
Тепловая мощность, МВт	2800
Температура натрия на входе / выходе, °С	410 / 550
Высота АЗ, см	85
Загрузка МОКС-топлива, т	47,2
Содержание плутония в топливе, %	17,2
Коэффициент воспроизводства	1,19
в том числе	
– активной зоны	0,92
– торцевой зоны воспроизводства	0,16
– боковой зоны воспроизводства	0,11

Проект перспективного энергоблока с быстрым натриевым реактором БН-1200 разрабатывается как основа для начального этапа серийного ввода реакторов этого типа. Разработка БН-1200 базируется на максимально возможном использовании апробиро-

ванных, научно обоснованных и инженерно отработанных технических решений, реализованных в проектах быстрых реакторов БН-350, БН-600, БН-800 [5].

Основные характеристики реактора БН-1200 [6] представлены в табл. 1, картограмм активной зоны и конструкции ТВС активной зоны (АЗ), ТВС боковой зоны воспроизводства (БЗВ), ОР СУЗ, ПЭЛ приведены в источниках [7 – 10].

МЕТОДИКА РАСЧЕТА И РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ РЕАКТОРА БН-1200

Информация для построения модели взята из открытых источников [6, 8 – 11].

Модель реактора БН-1200 для проведения нейтронно-физических расчетов разработана с использованием программного средства (ПС) Serpent [11] – кода трехмерного переноса частиц, реализующего метод Монте-Карло с использованием непрерывных по энергиям библиотек. Метод Монте-Карло использует все современные доступные знания для расчета переноса и взаимодействия частиц в условиях реальной 3D-геометрии без каких-либо приближений. Эти особенности делают метод более точным и независимым от решаемых задач.

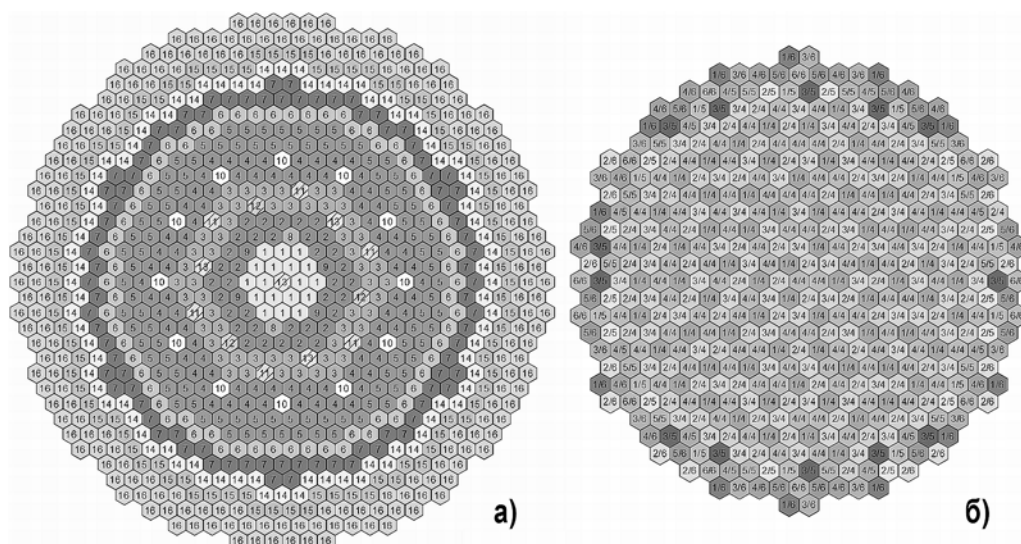


Рис. 1. Картограмма зон реактора БН-1200 (а) и перегрузок ТВС в АЗ реактора БН-1200 (б)

При моделировании были использованы картограмма зон [12] и перегрузок [13] реактора БН-1200, изображенные на рис. 1. Зоны 1 – 7 являются ТВС АЗ; 8 – сборка с регулирующим стержнем (РС); 9 – сборка с компенсирующим стержнем (КС) внутреннего кольца; 10 – сборка с КС внешнего кольца; 11 – сборка аварийной защиты; 12 – сборка пассивной аварийной защиты гидравлическая (ПАЗ-Г); 13 – сборка пассивной аварийной защиты температурная (ПАЗ-Т); 14 – ТВС БЗВ первого ряда; 15 – ТВС БЗВ второго ряда; 16 – ТВС СБЗ. На картограмме перегрузок ТВС в АЗ первое число означает номер выгрузки, второе число – кратность перегрузки. Кратность перегрузок первой – пятой зон АЗ равно четырем, шестой зоны – пяти, седьмой зоны – шести. Кратность перегрузок БЗВ первого ряда – восьми, кратность БЗВ второго ряда – десяти. В связи с отсутствием детализованных данных по перегрузкам в БЗВ в модели было принято, что все ТВС из БЗВ перегружаются одновременно – один раз в восемь лет.

На рисунке 2 представлена разработанная геометрическая модель реактора БН-1200, используемая в расчете. Модель создана симметричной без зоны сборок стальной защиты (ССЗ). В модель не включены зоны внутриреакторного хранилища (ВРХ) и сборок

биологической защиты (СБЗ). Аварийные ОР СУЗ под номерами 11, 12, 13 в модели не использовались.

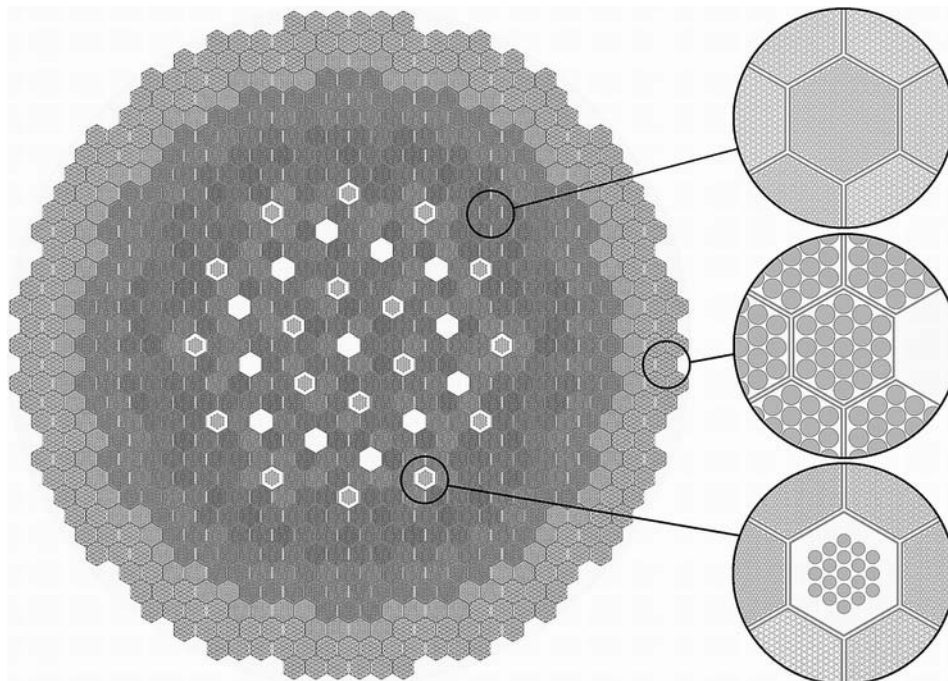


Рис. 2. Геометрическая модель активной зоны БН-1200, используемой в расчете, сечение перпендикулярно оси Z на уровне 70% H_{AZ}

ВЕРИФИКАЦИЯ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ РЕАКТОРА БН-1200

Верификация расчетной модели осуществлялась по следующим критериям:

- в процессе микрокампании реактивность должна быть положительной и стремиться к нулю при ее завершении (без учета органов регулирования);
- спектр нейтронов должен соответствовать теоретическому;
- выгорание выгружаемого топлива должно соответствовать референтным значениям;
- коэффициент воспроизводства должен соответствовать референтным значениям.

В модели реализована функция перегрузок ТВС. Расчет начинается с полностью загруженной активной зоной свежим топливом. После каждой микрокампании материальный состав всех выгорающих зон записывается в бинарный файл. Согласно картограмме (см. рис. 1), в следующей микрокампании происходят перегрузки ТВС. В связи с разной кратностью перегрузок было принято решение провести расчет 16-ти микрокампаний по 330 сут. Количество проводимых микрокампаний, в основном, обусловлено кратностью перегрузок ТВС БЗВ. В начале первой микрокампании активная зона в модели полностью заполнена свежим топливом, и реактивность находится на высоком уровне. Но после восьми микрокампаний, когда все ТВС в АЗ и БЗВ прошли циклы перегрузки, коэффициент размножения нейтронов стабилизируется. Каждая следующая микрокампания начинается с запасом реактивности $\sim 2,5\%$ и стремится к нулю при ее завершении, что соответствует определенному нами первому критерию. В дальнейших расчетах с девятой микрокампании в модель вводятся ОР СУЗ, их положение подбирается таким образом, чтобы эффективный коэффициент размножения в процессе всей микрокампании был равен единице и, соответственно, реактивность равнялась нулю.

Рассчитанный по модели спектр нейтронов реактора БН-1200 представлен на

рис. 3. Он хорошо совпадает с теоретическим [14]. Для сравнения на рисунке приведен также рассчитанный спектр реактора ВВЭР-1000.

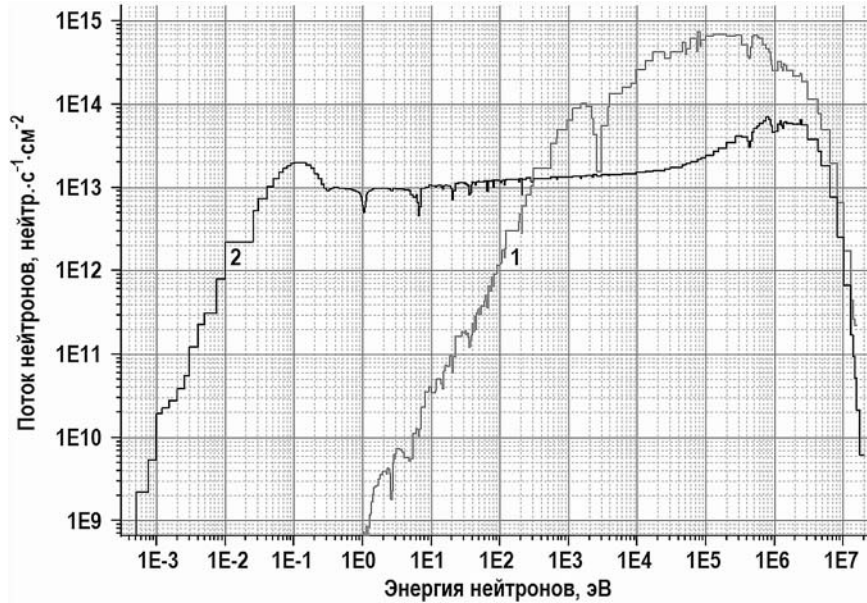


Рис. 3. Рассчитанный спектр нейтронов в реакторах БН-1200 (1) и ВВЭР-1000 (2)

В результате обработки данных по энерговыделению в ТВС были получены значения выгорания выгружаемого топлива. В таблице 2 приведены значения среднего выгорания выгружаемого топлива из нескольких источников. Видно, что расчетное значение хорошо соответствует референтным. В таблице приведено расчетное значение выгорания в активной зоне без учета НТЗВ и БЗВ и максимальное выгорание в активной зоне без учета НТЗВ и БЗВ.

Таблица 2

Выгорание выгружаемого топлива в БН-1200

	Референтное значение	Расчет
	МВт·сут/кгТМ	
B^*	95 [6] 90 [15] 93 [16]	92,27
B_{A3}^{**}		99,25
B_{MAX}^{***}		109,22
* – Среднее выгорание в АЗ с учётом НТЗВ. ** – Среднее выгорание в АЗ без учёта НТЗВ. *** – Максимальное выгорание в АЗ без учёта НТЗВ.		

Используя полученную информацию по скоростям реакций, в различных зонах расчетной модели можно получить коэффициенты воспроизводства. Коэффициенты воспроизводства рассчитывались по формулам

$$KB = (N_c^{U238} + N_c^{Pu240})_p / (N_{cf}^{Pu239} + N_{cf}^{Pu241})_p \quad (1)$$

$$KBA = (N_c^{U238} + N_c^{Pu240})_{a.з.} / (N_{cf}^{Pu239} + N_{cf}^{Pu241})_{a.з.} \quad (2)$$

$$KBЭ = (N_c^{U238} + N_c^{Pu240} - N_{cf}^{Pu239} + N_{cf}^{Pu241})_э / (N_{cf}^{Pu239} + N_{cf}^{Pu241})_{a.з.} \quad (3)$$

где N_c, N_f – скорости реакций захвата и деления для рассматриваемого изотопа, а $N_{c,f} = N_c + N_f$; «р», «а.з.», «э» – индексы зон «реактор», «активная зона», «экран» (зоны воспроизводства).

Сравнение рассчитанных коэффициентов воспроизводства с референтными значениями приведено в табл. 3.

Таблица 3

Коэффициенты воспроизводства реактора БН-1200

	Референтное значение [6]	Расчет
КВ	1,19	1,19
КВА	0,92	0,91
КВЭ (НТЗВ)	0,16	0,16
КВЭ (БЗВ)	0,11	0,12

В результате проведенного расчетного исследования обозначенные критерии верификации расчетной модели были выполнены, и модель можно использовать для расчетных исследований изменения изотопного состава топлива в процессе выгорания.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ДОЛИ ПЛУТОНИЯ В МОКС-ТОПЛИВЕ БН-1200 ИЗ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА РЕМИКС-Е

Проведены исследование возможности использования плутония из ОЯТ смешанного топлива концепции РЕМИКС-Е в МОКС-топливе реактора БН-1200 и определение доли плутония в МОКС-топливе для сохранения проектной длительности микрокампании. В таблице 4 приведен изотопный состав плутония, выделяемого из отработавшего уранового и уран-плутониевого (1 – 5% Pu) ядерного топлива реакторов ВВЭР-1000 с выдержкой пять лет. Из таблицы видно, что чем больше начальное содержание плутония, тем меньше остается нечетных изотопов, ценных для теплового реактора.

Таблица 4

Изотопный состав плутония в загружаемом топливе БН-1200, %

Изотоп	Тип отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000					
	UO ₂	РЕМИКС-Е				
		Pu 1%	Pu 2%	Pu 3%	Pu 4%	Pu 5%
²³⁸ Pu	2,88	3,29	3,52	3,63	3,66	3,66
²³⁹ Pu	54,49	49,77	45,77	43,29	42,03	41,57
²⁴⁰ Pu	23,87	23,68	24,85	26,19	27,27	28,02
²⁴¹ Pu	11,93	12,69	13,62	14,22	14,51	14,58
²⁴² Pu	6,84	10,57	12,24	12,67	12,53	12,17
Сумма нечётных	66,41	62,46	59,39	57,51	56,54	56,15

Загружаемое МОКС-топливо в БН-1200 является смесью обеднённого урана и плутония. В связи с разным изотопным составом плутония проведен подбор содержания плутония в МОКС-топливе БН-1200 таким образом, чтобы длительность микрокампании и характер изменения реактивности оставались на том же уровне. Результаты представлены в табл. 5.

В ходе исследования установлено, что плутоний из ОЯТ смешанного топлива концепции РЕМИКС-Е можно использовать в МОКС-топливе реактора БН-1200. Для сохранения проектной длительности микрокампании в МОКС-топливе необходимо увеличивать

долю плутония до 2% в зависимости от изотопного состава плутония (см. табл. 5).

Таблица 5

Содержание плутония в МОКС-топливе для БН-1200, %

	Тип отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000					
	UO ₂	РЕМИКС-Е				
		Pu 1%	Pu 2%	Pu 3%	Pu 4%	Pu 5%
Содержание Pu в МОКС-топливе БН-1200	17,2	18,0	18,6	18,9	19,1	19,2

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ПЛУТОНИЯ, ВЫГРУЖАЕМОГО ИЗ РЕАКТОРА БН-1200 ТОПЛИВА

С помощью разработанной модели реактора БН-1200 проведено исследование увеличения ценности изотопного состава плутония для его возвращения в тепловой реактор.

Улучшение изотопного состава плутония при коэффициенте воспроизводства меньше единицы невозможно. Коэффициент воспроизводства активной зоны реактора БН-1200 без учета зон воспроизводства равен 0,92 (см. табл. 1). Но так как ТВС реактора БН-1200 включает в себя НТЗВ, то коэффициент воспроизводства таких ТВС будет уже больше единицы. Максимальный эффект улучшения изотопного состава будет достигаться при переработке как основных ОТВС, так и ОТВС боковых экранов.

Выгружаемое топливо после топливной кампании БН-1200 состоит из 1/4 основного массива ТВС АЗ, 1/5 предпоследнего и 1/6 последнего ряда ТВС АЗ, а также из 1/8 ТВС БЗВ первого ряда и 1/10 ТВС БЗВ второго ряда. Изотопный состав плутония в выгружаемых ОТВС представлен в табл. 6.

Таблица 6

Изотопный состав плутония выгружаемого топлива БН 1200 (без выдержки), %

Изотоп	Тип отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000					
	UO ₂	РЕМИКС-Е				
		Pu 1%	Pu 2%	Pu 3%	Pu 4%	Pu 5%
²³⁸ Pu	1,60	1,83	1,98	2,05	2,07	2,08
²³⁹ Pu	62,85	59,93	57,49	56,00	55,19	54,87
²⁴⁰ Pu	24,19	23,82	24,36	25,10	25,74	26,22
²⁴¹ Pu	5,47	5,70	6,07	6,34	6,52	6,60
²⁴² Pu	5,90	8,72	10,10	10,51	10,47	10,24
Сумма нечётных	68,31	65,63	63,57	62,34	61,71	61,46

На рисунке 4 представлена сумма нечетных изотопов плутония в загружаемом и выгружаемом топливе БН-1200 в зависимости от типа использованного плутония из ОЯТ ВВЭР-1000. Видно, что происходит «улучшение» изотопного состава для последующего возврата плутония в тепловой реактор, т.е. увеличение нечетных изотопов плутония. Причем, чем меньше в загружаемом топливе нечетных изотопов плутония, тем сильнее происходит их увеличение. Так при использовании плутония из ОЯТ смешанного топлива концепции РЕМИКС-Е с начальным содержанием плутония 5% происходит увеличение нечетных изотопов плутония на 5,3%.

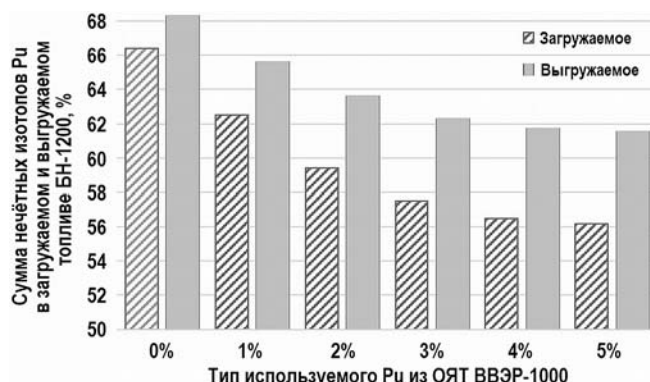


Рис. 4. Сумма нечётных изотопов Pu в загружаемом и выгружаемом топливе БН-1200 в зависимости от типа используемого Pu из ОЯТ ВВЭР-1000

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Разработана прецизионная модель реактора БН-1200 с помощью кода Serpent, реализующего метод Монте-Карло. Модель верифицирована по референтным значениям выгорания ядерного топлива и коэффициентам воспроизводства БН-1200.

На модели проведено исследование возможности использования изотопного состава плутония из отработавшего смешанного топлива концепции РЕМИКС-Е при использовании в реакторе БН-1200. В ходе исследования установлено, что такой плутоний можно использовать в МОКС-топливе реактора БН-1200. Для сохранения проектной длительности микрокампании в МОКС-топливе необходимо увеличение доли плутония до 2% при использовании плутония из ОЯТ смешанного топлива концепции РЕМИКС-Е с начальным содержанием до 5%.

С помощью разработанной модели реактора БН-1200 проведено исследование увеличения ценности изотопного состава плутония для его возвращения в тепловой реактор. В реакторе БН-1200 происходит улучшение изотопного состава для последующего возврата плутония в тепловой реактор, т.е. увеличение доли нечетных изотопов плутония. Причем, чем меньше в загружаемом топливе нечетных изотопов плутония, тем сильнее происходит их увеличение. По результатам расчета видно, что плутоний из смешанного топлива ВВЭР-1000 необходимо, как минимум, два раза загрузить в реактор БН-1200 для увеличения доли нечетных изотопов до уровня «энергетического» плутония, выделенного из ОЯТ тепловых реакторов, работающих на обогащенном природном уране.

Литература

1. Ковалев Н.В., Зильберман Б.Я., Голецкий Н.Д., Синюхин А.Б. Новый подход к повторному использованию отработавшего ядерного топлива тепловых реакторов в рамках концепции РЕМИКС. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2020. – № 1. – С. 67-77. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2020.1.07>.
2. Ковалев Н.В., Прокошин А.М., Яковлев В.А., Сидоров Н.М., Холупенко Е.И., Кудинов А.С. Нейтронно-физические характеристики загрузки активной зоны реактора ВВЭР-1000 уран-плутониевым топливом РЕМИКС-Е. / Тез. докл. X Всероссийской молодежной конференции «Научные исследования и технологические разработки в обеспечение развития ядерных технологий нового поколения». Димитровград, НИИАР, 17-18 марта 2021 г. – М.: НИИАР, 2021. – С. 33-36.
3. Eliseev V.A., Klinov D.A., Camarcat N., Lemasson D., Meriot C., Pershukov V.A., Troyanov V.M., Velardo H. On the possibility to improve mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors. // Nuclear Energy and Technology. – 2020. – No. 6 (2). – PP. 131-135. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.6.51587>.
4. Кузьмин А.М., Шмелев А.Н., Ансэ В.А. Моделирование физических процессов в энергетических ядерных реакторах на быстрых нейтронах: учебное пособие для вузов. –

Москва: Издательский дом МЭИ, 2013. – 128 с. – ISBN 978-5-383-00733-4.

5. Реактор БН-1200. Электронный ресурс: <https://ippe.ru/nuclear-power/fast-neutron-reactors/122-bn1200-reactor> (дата доступа 17.10.2022).

6. *Васильев Б.А.* Цели и задачи разработок активных зон реакторов БН. / Всероссийская научно-техническая конференция «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики». Презентация. Обнинск, 27-29 ноября 2019 г. Электронный ресурс: https://www.ippe.ru/images/science_info/conference/neutron2019/presentation/plenary-session/Vasiliev-development-active-zones-fast-reactors.pdf (дата доступа 17.10.2022).

7. *Васильев Б.А., Фаракин М.Р., Белов С.Б., Киселёв А.В.* Анализ пространственного возмущения нейтронного поля активной зоны реактора БН при нормальной эксплуатации. // ВАНТ. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2018. – Вып. 2. – С. 62-70. Электронный ресурс <https://elibrary.ru/item.asp?id=35123517> (дата доступа 17.10.2022).

8. *Курашов С.С.* Численное моделирование теплообмена в ТВС реактора БН-1200. / Слайд 4 презентации дипломной работы ИАТЭ НИЯУ МИФИ, 2015. Электронный ресурс: <https://theslide.ru/uncategorized/chislennoe-modelirovanie-teploobmena-v-tvs-reaktora> (дата доступа 17.10.2022).

9. *Мосунова Н.А.* Развитие научно-методических основ и разработка интегрального программного комплекса для моделирования реакторных установок на быстрых нейтронах с жидкометаллическими теплоносителями. – Дисс. д-ра техн. наук. – М.: ИБРАЭ РАН, 2018. – 333 с. Электронный ресурс: http://www.ibrae.ac.ru/docs/108/dissertatsiyaimosunovoу_n.a..pdf (дата доступа 17.10.2022).

10. *Дробышев Ю. Ю.* Гибридная топливная загрузка реактора большой мощности на быстрых нейтронах. Дисс. канд. техн. наук. – М.: ВНИИАЭС, 2021. – 200 с. Электронный ресурс: https://ds.mephi.ru/documents/762/Дробышев_Ю_Ю_Текст_диссертации.pdf (дата доступа 17.10.2023).

11. *Аникин А.Ю., Курьиндин А.В., Синегрибов С.В., Строганов А.А.* Верификация программного средства Serpent для оценки ядерной безопасности объектов использования атомной энергии. / Материалы IX Международной научно-технической конференции «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». Подольск, ГИДРОПРЕСС, 19-22 мая 2015 г. Электронный ресурс: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2015/documents/mntk2015-109.pdf> (дата доступа 17.10.2022).

12. *Белов С.Б., Киселёв А.В., Марова Е.В., Фаракин М.Р., Фролов В.М., Мальшева И.В., Перегудов А.А., Семёнов М.Ю., Стогов В.Ю., Цибуля А.М., Алексеев П.Н., Бояринов В.Ф., Зизин М.Н., Невиница В.А., Тимошинов А.В., Фомиченко П.А.* Результаты верификации программ расчёта нейтронно-физических характеристик активной зоны реактора типа БН-1200. // ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2014. – Вып. 4. – С. 66-76. Электронный ресурс: <https://elibrary.ru/item.asp?id=22905474> (дата доступа 17.10.2022).

13. *Egorov A.V., Khomyakov Y.S., Rachkov V.I., Rodina E.A., Suslov I.R.* Minor actinides transmutation in equilibrium cores of next generation FRs. // Nuclear Energy and Technology. – 2019. – No. 5 (4). – Pp. 353-359. DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.5.46517>.

14. Nuclear Physics and Reactor Theory. – Washington. U.S. Department of Energy Publ., 1993. – 142 p.

15. *Бабушкин С.В., Васильев Б.А., Васяев А.В., Воронцов В.Е., Душев С.А., Зверев Д.Л., Кирюшин А.И., Марова Е.В., Седаков В.Ю., Староверов А.И., Тимофеев А.В., Шепелев С.Ф.* Реакторные установки с быстрыми реакторами с натриевым теплоносителем для двухкомпонентной ядерной энергетики. // Атомная энергия, – 2020 – Т. 129. – Вып. 1. – С. 20-29.

16. *Васильев Б.А.* Оценка эффективности конструкторских решений быстрых натриевых реакторов и их развитие в новых проектах / Труды VII Международной научно-технической конференции «Безопасность, эффективность и экономика атомной энер-

гетики». Москва, 26-27 мая 2010 г. –М.: Концерн Росэнергоатом, 2010. – С. 25-28. Электронный ресурс: <http://www.reamntk.ru/mediafiles/u/files/Archive/SbornikTrudov2010.pdf> (дата доступа 17.10.2022).

Поступила в редакцию 11.11.2022 г.

Авторы

Ковалев Никита Владимирович, научный сотрудник
E-mail: Kovalev@khlopin.ru

Прокошин Александр Михайлович, ведущий инженер,
E-mail: A.M.Prokoshin@khlopin.ru

Кудинов Александр Станиславович, начальник отделения, к.т.н.
E-mail: Kudinov@khlopin.ru

Невиница Владимир Анатольевич, руководитель отделения, к.т.н.
E-mail: Neviniza_VA@nrcki.ru

UDC 621.039.5

USE OF REMIX SPENT MIXED FUEL PLUTONIUM IN THE BN-1200 REACTOR

Kovalev N.V.*., Prokoshin A.M*., Kudinov A.S.*., Nevinitsa V.A.**

* V.G. Khlopin Radium Institute JSC

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

** Kurchatov Institute NRC

1 Akademician Kurchatov Sq., 123182 Moscow, Russia

ABSTRACT

The VVER-1000 thermal neutron reactor can operate on mixed uranium-plutonium fuel with a content of reactor-grade plutonium up to 5% with a 100% loaded core. In this case, plutonium burns up to 56% of odd isotopes. The energy potential of such plutonium is very low, and its further use in thermal reactors is impractical. However, such plutonium can be used in fast neutron reactors. The paper presents the results of investigating the possibility for such isotopic plutonium composition to be used in the BN-1200 thermal neutron reactor and its value be increased for the plutonium return into the reactor. For this purpose, a precision model of the BN-1200 reactor has been developed using the Serpent Monte Carlo code. The model has been verified against the reference values of the nuclear fuel burnup and breeding ratios. The study has shown that such plutonium can be used in the BN-1200 reactor MOX fuel. Maintaining the operating cycle length requires the plutonium fraction in the MOX fuel to be increased up to 2%. In the BN-1200 reactor, the isotopic composition has been found to improve for the further return of plutonium into the thermal reactor, i.e. odd plutonium isotopes increase. The fewer odd plutonium isotopes at the beginning of the BN1200 operating cycle, the greater their increase. It can be seen as the result of the calculation that plutonium from VVER-1000 spent mixed fuel must be loaded into the BN-1200 reactor at least twice to increase the fraction of odd isotopes to the level of reactor-grade plutonium.

Key words: nuclear fuel, REMIX, REMIX-E, MIX, MOX, plutonium, sodium-cooled fast reactor, BN-1200, plutonium improvement.

Kovalev N.V., Prokoshin A.M., Kudinov A.S., Nevinitza V.A. Use of REMIX Spent Mixed Fuel Plutonium in the BN-1200 Reactor. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2023, no. 1, pp. 70-81; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2023.1.07> (in Russian).

REFERENCES

1. Kovalev N.V., Zilberman B.Ya., Goletsky N.D., Sinyukhin A.B. A New Approach to the Reuse of Spent Nuclear Fuel from Thermal Reactors within the Framework of the REMIX Concept. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2020, no. 1, pp. 67-77; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2020.1.07> (in Russian).
2. Kovalev N.V., Prokoshin A.M., Yakovlev V.A., Sidorov N.M., Holupenko E.I., Kudinov A.S. Neutron-Physical Characteristics of Loading the Core of the VVER-1000 Reactor with Uranium-Plutonium Fuel REMIX-E. *Proc. of the Xth Russian Youth Conference "Scientific research and technological development to ensure the development of nuclear technologies of a new generation"*, Dimitrovgrad, RIAR, March 17-18, 2021. Dimitrovgrad. RIAR Publ., 2021, pp. 33-36 (in Russian).
3. Eliseev V.A., Klinov D.A., Camarcat N., Lemasson D., Meriot C., Pershukov V.A., Troyanov V.M., Velardo H. On the Possibility to Improve Mixed Uranium-Plutonium Fuel in Fast Reactors. *Nuclear Energy and Technology*. 2020, no. 6 (2), pp. 131-135; DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.6.51587>.
4. Kuzmin A.M., Shmelev A.H., Apse B.A. *Simulation of Physical Processes in Power Nuclear Reactors on Fast Neutrons*. Moscow. MEI Publ., 2013, 128 p. ISBN 978-5-383-00733-4 (in Russian).
5. Reactor BN-1200. Available at: <https://ippe.ru/nuclear-power/fast-neutron-reactors/122-bn1200-reactor> (accessed Oct. 17, 2022) (in Russian).
6. Vasiliev B.A. Goals and Objectives of the Development of BN reactor cores. *All-Russian Scientific and Technical Conference "Neutron-Physical Problems of Nuclear Energy"*. Available at: https://www.ippe.ru/images/science_info/conference/neutron2019/presentation/plenary-session/Vasiliev-development-active-zones-fast-reactors.pdf (accessed Oct. 17, 2022) (in Russian).
7. Vasiliev B.A., Farakshin M.R., Belov S.B., Kiselev A.V. Analysis of the Spatial Perturbation of the Neutron Field of the Active Zone of the BN Reactor During Normal Operation. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornyye Konstanty*. 2018, iss. 2, pp. 62-70. Available at: <https://elibrary.ru/item.asp?id=35123517> (accessed Oct. 17, 2022) (in Russian).
8. Kurashov S.S. Numerical Simulation of Heat Transfer in Fuel Assemblies of the BN-1200 Reactor. *Slide 4, Diploma Presentation, IATE MEFhI*, 2015. Available at: <https://theslide.ru/uncategorized/chislennoe-modelirovanie-teploobmena-v-tvs-reaktora> (accessed Oct. 17, 2022) (in Russian).
9. Mosunova N.A. *Development of Scientific and Methodological Foundations and Development of an Integrated Software Package for Modeling Fast Reactor Installations with Liquid Metal Coolants*. Dr. Sci. Engineering Diss. Moscow. IBRAE RAN Publ., 2018, 333 p. Available at: http://www.ibrae.ac.ru/docs/108/dissertatsiyaimosunovoy_n.a..pdf (accessed Oct. 17, 2022) (in Russian).
10. Drobyshev Yu. Yu. *Hybrid Fuel Loading of a High-Power Fast Neutron Reactor*. Cand. Sci. Engineering Diss. Moscow. VNIIAES Publ., 2021, 200 p. Available at: https://ds.mephi.ru/documents/762/Дробышев_Ю_Ю_Текст_диссертации.pdf (accessed Oct. 17, 2022) (in Russian).
11. Anikin A.Yu., Kuryndin A.V., Sinegribov S.V., Stroganov A.A. Verification of the Serpent software tool for assessing the nuclear safety of nuclear facilities. *Proc. of the IX-th International Scientific and Technical Conference "Ensuring the Safety of Nuclear Power Plants with VVER"*. Available at: <http://www.gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2015/documents/mntk2015-109.pdf> (accessed Oct. 17, 2022) (in Russian).
12. Belov S.B., Kiselev A.V., Marova E.V., Farakshin M.R., Frolov V.M., Malysheva I.V., Peregudov A.A., Semenov M.Yu., Stogov V.Yu., Tsibulya A.M., Alekseev P.N., Boyarinov V.F., Zizin M.N., Nevinitza V.A., Timoshinov A.V., Fomichenko P.A. Results

of Verification of Programs for Calculation of Neutron-Physical Characteristics of the Core of BN-1200 Reactor. *VANT. Ser. Yaderno-Reaktornyye Konstanty*. 2014, iss. 4, pp. 66-76 Available at: <https://elibrary.ru/item.asp?id=22905474> (accessed Oct. 17, 2022) (in Russian).

13. Egorov A.V., Khomyakov Y.S., Rachkov V.I., Rodina E.A., Suslov I.R. Minor Actinides Transmutation in Equilibrium Cores of Next Generation FRs. *Nuclear Energy and Technology*. 2019, no. 5 (4), pp. 353-359; DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.5.46517>.

14. *Nuclear Physics and Reactor Theory*. Washington. U.S. Department of Energy Publ., 1993, 142 p.

15. Babushkin S.V., Vasiliev B.A., Vasyaev A.V., Vorontsov V.E., Dushev S.A., Zverev D.L., Kiryushin A.I., Marova E.V., Sedakov V.Yu., Staroverov A.I., Timofeev A.V., Shepelev S.F. Reactor Installations with Sodium-Cooled Fast Reactors for Two-Component Nuclear Energy. *Atomic Energy*, 2020, v. 129, iss. 1, pp. 8-17; DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-021-00705-y>.

16. Vasiliev B.A. Evaluation of the effectiveness of design solutions for fast sodium reactors and their development in new projects. *Proc. of the VII-th International Scientific and Technical Conference "Safety, Efficiency and Economics of Nuclear Energy". Moscow, May 26-27, 2010*. Moscow. Concern Rosenergoatom Publ., 2010, pp. 25-28. Available at: <http://www.reamntk.ru/mediafiles/u/files/Archive/SbornikTrudov2010.pdf> (accessed Oct. 17, 2022) (in Russian).

Authors

Kovalev Nikita Vladimirovich, Researcher,

E-mail: kovalev@khlopin.ru

Prokoshin Alexander Mikhailovich, Leading Engineer,

E-mail: A.M.Prokoshin@khlopin.ru

Kudinov Alexander Stanislavovich, Head of the department, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: Kudinov@khlopin.ru

Nevinitsa Vladimir Anatolievich. Head of the Division, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: Neviniza_VA@nrcki.ru