

Влияние добавления Нептуния на длительность топливной кампании в реакторе БН

А.П. Верецки,^{*} М.А. Харьков,[†] В.О. Скулкин

*Обнинский институт атомной энергетики — филиал федерального Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», отделение ядерной физики и технологий
Россия, 249039, Калужская область, городской округ «Город Обнинск», г. Обнинск, тер. Студгородок, д. 1
(Поступила в редакцию 04.07.2025; подписана в печать 13.11.2025)*

Целью работы является оценка возможности добавления нептуния в топливо реактора БН-600 и последующего влияния на длину топливной кампании. Для проведения расчетов были созданы нейтронно-физическая и теплофизическая модели ТВС (тепловыделяющей сборки) реакторов. Нептуний добавлялся к основному топливу гомогенно в различных ходолях в диапазоне от 1 до 20% в виде оксида NpO_2 . Рассматриваемые характеристики: коэффициент размножения нейтронов в бесконечной среде, пространственное распределение температур в ТВЭЛе (тепловыделяющий элемент). Гомогенное добавление нептуния в топливо отрицательно сказывается на коэффициенте размножения нейтронов ($K_{\text{эфф}}$). Добавление доли оксида нептуния более бицелесообразно. На значениях энерговыделения добавление нептуния так же сказалось отрицательно, но в меньшей степени. При добавлении нептуния температура твэлов БН-600 изменяется на 2–3% на входе и выходе ТВС.

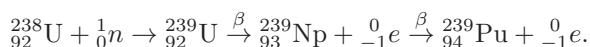
PACS: 28.65.+a, 28.50.Ft, 28.41.Bm УДК: 539.1

Ключевые слова: минорные актиниды (МА), выжигание минорных актинидов, гомогенное добавление оксида нептуния, БН-600, нептуний в качестве топлива, коэффициент размножения нейтронов, пространственное распределение температур, физический расчет, теплофизический расчет, расчет выгорания, SERPENT, ANSYS.

ВВЕДЕНИЕ

Ядерная энергетика остается одним из ключевых источников энергии, но её развитие сопровождается рядом проблем, связанных, в частности, с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ). Среди них особое место занимает проблема накопления минорных актинидов (МА), включая нептуний (Np), америций (Am) и кюрий (Cm). Эти элементы обладают высокой радиоактивностью и длительными периодами полураспада, что усложняет их хранение и утилизацию.

Накопление нептуния происходит в результате захвата нейтронов ураном-238 с последующим β -распадом



При этом часть нептуния не превращается в плутоний и накапливается в топливе. Np-237 имеет период полураспада около 2.14 млн лет, что делает его долгосрочной угрозой для окружающей среды при хранении. Согласно данным МАГАТЭ [1], мировые запасы Np оцениваются в десятки тонн, и его количество продолжает расти по мере работы тепловых реакторов. Проблема усугубляется тем, что традиционные методы переработки ОЯТ (например PUREX-процесс) неэффективны для выделения и утилизации нептуния. В связи с этим актуальным становится поиск способов трансмутации Np в реакторах, особенно в реакторах типа БН в силу более жесткого спектра. Однако влияние

добавления нептуния на нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики активной зоны требует детального изучения

В последнее время активно исследуются методы трансмутации минорных актинидов в ядерных реакторах, например, в статье [2] представлены основные результаты исследования трансмутации минорных актинидов в водо-водянном реакторе ВВЭР-1200 и быстром реакторе большой мощности со свинцовым теплоносителем. Моделирование равновесной кампании ВВЭР-1200 показало, что рециклирование топлива более одного цикла ведет к дополнительному накоплению МА. Исследование возможности трансмутации в реакторе типа БР показало, что оптимальная массовая доля МА в топливе находится в пределах 3–5%.

Кроме того, большой интерес представляет однократное глубокое выжигание актинидов (до выгорания свыше 90% тяж. ат.) с последующим их захоронением в геологические формации без переработки. В статье [3] предлагается способ глубокого выжигания америция и нептуния в специальных сборках, содержащих актиниды в инертной (камнеподобной) матрице и сильный замедлитель (гидрид циркония). Разместив около 130 таких сборок в активной зоне БН-800 с оксидным топливом, можно достичь в них выгорания 90–95% тяж. ат. за 2–3 кампании (2.5–3.5 года).

Чтобы использовать нептуний, его нужно предварительно извлечь из ОЯТ. На сегодняшний день существует несколько способов, как можно это сделать. Так, в патенте [4] рассматривается способ экстракционного выделения и разделения нептуния из азотно-кислых растворов, содержащих плутоний, нептуний, технеций и уран. Способ предусматривает подготовку раствора к экстракции путем стабилизации плутония в степени окисления (IV), а нептуния в сте-

* artemveretski@gmail.com
† anrilar3108@mail.ru

пени окисления (IV) или (V). Разделение элементов при необходимости проводят на стадии экстракции в многоступенчатых экстракторах. Экстракцию плутония или плутония и нептуния проводят трибутилфосфатом в разбавителе. При стабилизации нептуния в степени окисления (IV) данное состояние нептуния поддерживают и в ходе проведения процесса экстракции и промывки экстракта. Также получить диоксид нептуния возможно с помощью метода рентгенофазового анализа. По результатам исследования [5] полученная и охарактеризованная партия диоксида нептуния массой 44.1142 г была использована для формирования ТВЭЛа и облучения в реакторе БОР-60 с целью обоснования технологии гетерогенного выжигания младших актинидов в реакторе на быстрых нейтронах.

Целью настоящей работы является оценка возможности использования нептуния в качестве топлива реактора БН-600 [5] и последующего влияния на длину топливной кампании. В работе производилось варьирование доли оксида нептуния (NpO_2) в условиях гомогенного добавления в топливную композицию. Моделирование производилось с использованием различных программных комплексов: в ПК SERPENT [6] был произведён нейтронно-физический расчёт модели реактора БН-600, в ПК ANSYS [7] был сделан теплофизический расчёт конкретного состава топлива на упрощенной модели активной зоны.

1. МОДЕЛИРОВАНИЕ И РЕЗУЛЬТАТЫ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО РАСЧЕТА

Используемая для проведения нейтронно-физического расчета программа SERPENT позволяет описать геометрию путём комбинирования поверхностей первого и второго порядка, что позволяет в точности смоделировать геометрию практически любой двух- или трёхмерной системы. Кроме того, существует возможность задания наиболее распространённых поверхностей, таких как сферы, цилиндры, шестигранные призмы и т.д., а также возможность создавать массивы элементов, расположенных по квадратной/треугольной решётке, имитировать шаровую загрузку ТВЭлов и задавать расположение кластеров, характерных для реакторов типа РБМК и CANDU. Задание геометрии объекта, материалов, параметров расчета и других входных данных осуществляется при помощи одного или нескольких текстовых файлов и не требует соблюдения определенной последовательности задания данных, что облегчает использование ПК SERPENT.

Недостатком использования реализуемого в ПК SERPENT метода Монте-Карло являются высокие затраты машинного времени для вычисления распределения потока нейтронов в больших системах со сложной геометрией. Для нивелирования данного недостатка в ПК SERPENT предусмотрена возможность выполнения параллельных вычислений на многопроцессорных

и кластерных компьютерных системах с использованием интерфейса передачи информации между процессорами, выполняющими одну задачу MPI (англ. Message Passing Interface) [8]. Согласно работе [9], зависимость ускорения скорости счёта при использовании параллельных вычислений от количества используемых ядер близка к линейной (рис. 1).

В настоящей работе приведены результаты расчета бесконечного коэффициента размножения нейтронов $K_{\text{эфф}}$, а также была произведена оценка длины кампании исходя из полученных данных о запасе реактивности тепловыделяющей сборки реактора БН с 17% обогащением U-235 с различным процентом примеси Np-237 реактора БН. На рис. 2 представлены разрезы модели тепловыделяющей сборки реактора в программном комплексе SERPENT

В тепловыделяющей сборке с шагом 7.95 мм расположены 136 тепловыделяющих элементов, каждый из которых состоит из топлива с примесью нептуния, топлива, которое составляет зону воспроизведения реактора БН, а также несколько видов сталей, из которых состоят заглушки. Для расчета была выбрана модель с бесконечной геометрией активной зоны реактора (условие на границах модели — отражение). Рассмотрено 6 моделей с различными типами ТВЭлов: 1 — без примеси нептуния и 5 — солями нептуния соответственно 1%, 5%, 10%, 15%, 2B результате получены значения $K_{\text{беск}}$ для каждого отдельного случая. Исходя из этих данных для оценки длины топливной кампании был построен график зависимости $K_{\text{беск}}$ от времени (см. рис. 3), результаты приведены в табл. 1 ниже.

Добавление нептуния негативно сказывается на нейтронно-физических характеристиках, а именно: запас реактивности существенно снижается, что может привести к неработоспособности РУ. Добавление доли оксида нептуния более 5% нецелесообразно.

2. МОДЕЛИРОВАНИЕ И РЕЗУЛЬТАТЫ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКОГО РАСЧЕТА

Для проведения теплофизического расчета был использован ПК Ansys, а именно модуль CFX [10], интегрированный в расчётную платформу Ansys Workbench, которая является средой для проведения параметрических и междисциплинарных расчётов. Для достижения результата в данном программном комплексе используется метод конечных элементов [11].

Расчет состоит из нескольких этапов. Первый — создание геометрической модели. В настоящем исследовании была смоделирована упрощенная модель активной зоны БН-600 (без зон воспроизведения), представляющая собой сборку ТВС из 19 ТВЭлов. Такое количество ТВЭлов в модели выбрано исходя из принципа симметрии и уменьшении вычислительных затрат, при этом точность результатов сохраняется. Размеры были взяты из статьи с сайта IAEA [12]. Ниже приведён

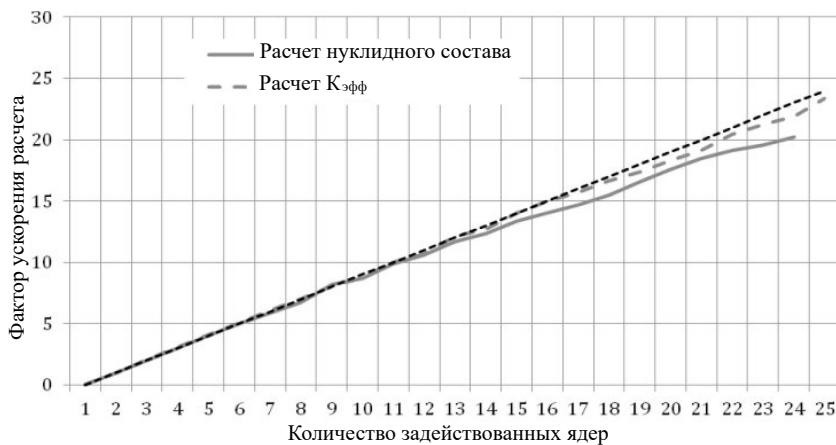


Рис. 1. Зависимость фактора ускорения расчётов от количества задействованных ядер. Источник: [9]

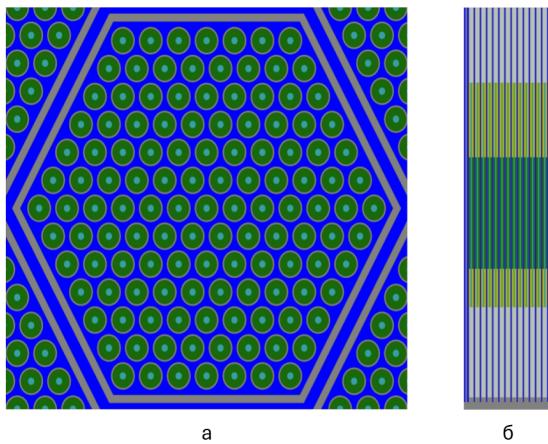


Рис. 2. Модель ТВС реактора БН-600 (а — горизонтальный разрез, б === вертикальный разрез)

поперечный срез геометрической модели (рис. 4) и её основные геометрические параметры (табл. 1, 2):

Таблица 1. Основные геометрические параметры сборки ТВС БН-600

Величина	Размер, мм
Шаг ТВЭЛа	7.95
Длина ТВС	2400
Диаметр топливной таблетки	6.9

Второй этап заключается в генерации сетки на геометрической модели. Реальная деталь имеет сложную форму, которую невозможно описать аналитически. Сетка же позволяет представить её в виде совокупности множества простых элементов: тетраэдров, гексаэдров и т. п. (см. рис. 5), что позволяет численно решать уравнения. Чем больше таких простых элементов, тем меньше сетка и тем более точный результат

Таблица 2. Материалы отдельных частей ТВЭЛа

Теплоноситель	Топливо	Газовый зазор*	Сталь оболочки ТВЭЛа
Na	UO ₂	He	ЧС68

будет получен.

Последний этап моделирования — это указание теплофизических свойств для каждого материала топливной сборки. Каждый материал обладает уникальными физическими и химическими параметрами и каждый из них следует задавать функциями от температуры (значения давления в различных точках модели близки, поэтому зависимостью от данного параметра можно пренебречь). В настоящем исследовании гомогенно добавляется оксид нептуния в топливо БН-600, и чтобы пересчитать значение теплопроводности топлива для композиции из двух компонентов по формуле (1):

$$\lambda_{cp} = \lambda_h \left[\frac{1 + 2V_\partial \left(\frac{\lambda_d - \lambda_h}{2\lambda_h + \lambda_d} \right)}{1 - V_\partial \left(\frac{\lambda_d - \lambda_h}{\lambda_h + \lambda_d} \right)} \right] \quad (1)$$

где λ_h и λ_d — коэффициенты теплопроводности непрерывной и дисперсной сред соответственно, V_∂ — объёмная доля дисперсной фазы.

В настоящей модели заданы теплофизические свойства топливной оболочки [13], газового зазора [14], теплоносителя [15]. Эти данные были получены из научных статей и методических данных.

Теплофизический расчет проводился с энерговыделением активной зоны БН-600 с добавлением нептуния 10%, полученным в результате нейтронно-физического расчёта (т.к. по сравнению с другими концентрациями, при 10% получается наибольшее значение энерговыделения). По результатам расчета была проведе-

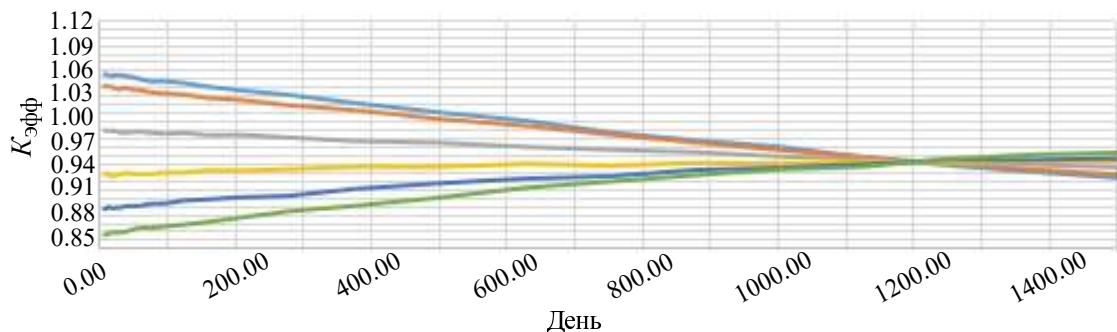


Рис. 3. Изменение $K_{\text{беск}}$ в течение топливной кампании при добавлении доли нептуния

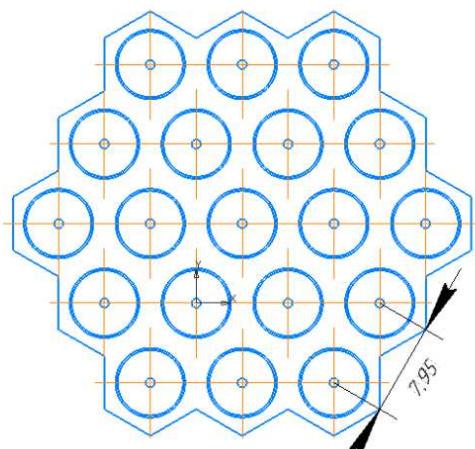


Рис. 4. Модель ТВС БН-600 из 19 ТВЭЛОв, Размер шага ТВЭЛА указан в мм

добавления оксида нептуния в топливо. Значения основных тепловых характеристик реактора [16] совпали с расчетными, что подтвердило правильность модели. Все результаты температурной оценки активной зоны сборки из 19 ТВЭЛОв представлены в табл. 3.

Таблица 3. Результаты теплофизического расчета модель ТВС БН-600 из 19 ТВЭЛОв на входе в активную зону и выходе из нее

	На входе	Топливо, К	Теплоноситель, К	Топливная трубка, К
UO ₂ (1)	1830.06	625.866	647.207	
UO ₂ + Np (2)	1945.67	627.279	651.09	
	На выходе	Топливо, К	Теплоноситель, К	Топливная трубка, К
UO ₂ (1)	2332.13	819.648	865.538	
UO ₂ + Np (2)	250.81	835.659	881.448	

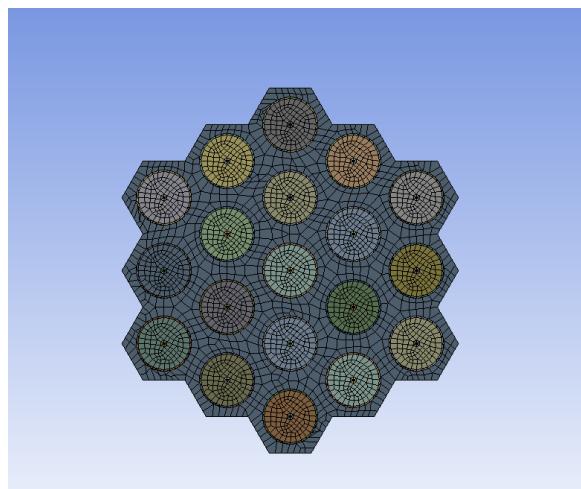


Рис. 5. Пример сетки в ПК Ansys

на сравнительная оценка температуры элементов ТВС и скорости теплоносителя, чтобы подтвердить безопасность эксплуатации реактора. Для этого был произведён расчёт модели сборки из 19 ТВЭЛОв БН-600 без

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Гомогенное добавление нептуния в топливо отрицательно сказывается на $K_{\text{эфф}}$. Наработка Ри-239 вносит слишком слабый вклад, так как она начинает вносить свой вклад только ближе к 1200 дню топливной кампании реактора, что нецелесообразно, так как в начале топливной кампании значение $K_{\text{эфф}}$ отличается от номинального на 18% (на примере 20% примеси нептуния) и для более точного понимания выгоды требуется более детальное исследование с моделированием активной зоны реактора. На значениях энерговыделения добавление нептуния также сказалось отрицательно, но в меньшей степени. При добавлении нептуния температура твэлов БН-600 отличается на 2–3% на входе и выходе ТВС (относительно модели без нептуния). Скорость теплоносителя практически совпадает. Это означает, что, если добавить оксид нептуния в топливную композицию, нормы безопасности будут соблюдены, что позволяет продолжить исследования по данной теме.

- [1] Status and Trends in Spent Fuel and Radioactive Waste Management. IAEA Nuclear Energy Series. (2018).
- [2] Головин Н.П., Мороко В.И., Лопаткин А.В. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. № 1. 5 (2023). (EDN PTMTLW).
- [3] Елисеев В.А., Поплавская Е.В. // Атомная энергия. **96**, № 3. 193 (2004). (EDN PDGZZ).
- [4] Бурков В., Корченкин К.К., Логунов М.В. и др.. Пат. 2642851 С2 Российская Федерация, МПК G21C 19/46. Способ выделения и разделения плутония и нептуния : № 2015149744 : заявл. 19.11.2015 : опубл. 29.01.2018; заявитель Федеральное государственное унитарное предприятие "Производственное объединение "Маяк". (EDN EEDKXW).
- [5] Фридман В. // В мире науки. № 4. 15 (2014).
- [6] Leppanen J., Pusa M., Viitanen T. et al. // Ann. Nucl. Energy, **82**. 142 (2015).
- [7] Басов К.А. ANSYS и LMS Virtual Lab. Геометрическое моделирование. М.: ДМК Пресс, 2006. ISBN 5-94074-301-3
- [8] Leppanen J. SERPENT – A Continuous Energy Monte-Carlo Reactor Physics Burnup Calculation Code. Helsinki : VTT Technical Research Centre of Finland, 2012.
- [9] Строганова А.А., Курьиндин А.В., Киркин А.М., Соколов К.Ю. Использование параллельных вычислений при проведении расчетов в целях выполнения оценок обоснования безопасности при обращении с отработавшим ядерным топливом тезисы докладов. научно-техническая конференция молодых ученых и специалистов атомной отрасли «КОМАНДА-2012». СПб.: Молодежное Ядерное Общество ОАО «СПбАЭП», 2012.
- [10] Versteeg H.K., Malalasekera W. An Introduction to Computational Fluid Dynamics: The Finite Volume Method* (2nd ed.). Pearson Education, 2007.
- [11] Бате К., Вилсон Е. Численные методы анализа и метод конечных элементов /Пер. с англ., А.С. Алексеева и др.; Под ред. А.Ф. Смирнова. М.: Стройиздат, 1982
- [12] Kim Y.I., Stanculescu A., Finck P. et al. BN-600 hybrid core benchmark analyses. Proceedings of the PHYSOR 2002. International Conference on the New Frontiers of Nuclear Technology : Reactor Physics, Safety and High-Performance Computing. Seoul, 2002. 07–10 Oct.
- [13] Шихалёва В.С., Козлова А.В., Щербакова Е.Н. и др. // Атомная энергия. **121**, вып. 4. 224 (2016).
- [14] Теплофизические свойства гелия. База данных по теплофизическими свойствам газов и их смесей, используемых в ЯЭУ. <https://gsssd-rosatom.mephi.ru/DB-tp-02/He.php>
- [15] Теплофизические свойства жидкого натрия и его пара. База данных по теплофизическими свойствам жидкокометаллических теплоносителей перспективных ядерных реакторов. <https://gsssd-rosatom.mephi.ru/DB-tp-1/Na.php>
- [16] Васильев Б.А. Цели и задачи разработок активных зон реакторов БН. Тезисы докл. научно-технич. конф. «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики», с. 3–5. Обнинск, ГНЦ РФ – ФЭИ, 27–29 ноября 2019 г.

The effect of the addition of neptunium on the duration of the fuel campaign in the BN-reactor

A.P. Veretskia, M.A. Kharkov^b, V.O. Skulkin

*Obninsk Institute of Atomic Energy – a branch of the National Research Nuclear University «MEPhI»
Russia, 249039, Kaluga Region, Obninsk
E-mail: ^aartemveretski@gmail.com, ^bANRILAR3108@gmail.com*

The aim of the work is to evaluate the possibility of using neptunium as fuel for the BN-600 reactor and its subsequent effect on the length of the fuel campaign. To carry out the calculations, neutron physics and thermophysical models of fuel assemblies of reactors were created. Neptunium was added to the main fuel homogeneously in various proportions ranging from 1 to 20% in the form of NpO_2 oxide. The characteristics under consideration are the neutron multiplication coefficient in an infinite medium, and the spatial temperature distribution in the fuel element. The homogeneous addition of neptunium to the fuel has a negative effect on K_{eff} . Adding a fraction of neptunium oxide of more than 5% is impractical. The addition of neptunium also had a negative effect on the energy release values, but to a lesser extent. When neptunium is added, the temperature of the BN-600 fuel rods changes by 2–3% at the fuel assembly inlet and outlet.

PACS: 28.65.+a, 28.50.Ft, 28.41.Bm

Keywords: minor actinides (MA), burning of minor actinides, homogeneous addition of neptunium oxide, BN-600, neptunium as fuel, neutron multiplication coefficient, spatial temperature distribution, physical calculation, thermophysical calculation, burnout calculation, SERPENT, ANSYS.

Received 04 July 2025.

Сведения об авторах

- Верецки Артём Павлович — студент ИАТЭ НИЯУ МИФИ; email: artemveretski@gmail.com.
- Харьков Матвей Андреевич — студент ИАТЭ НИЯУ МИФИ; email: ANRILAR3108@gmail.com.
- Скулкин Вячеслав Олегович — сотрудник ИАТЭ НИЯУ МИФИ; email: slava_skulkin@mail.ru.