

# МОДЕЛИРОВАНИЕ ЗАМКНУТОГО ВНУТРЕННЕГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Ю.В. Дробышевский\*, С.Н. Столбов\*, И.М. Анфимов\*\*, В.А. Варлачев\*\*\*,  
С.П. Кобелева\*\*, С.А. Некрасов\*\*\*\*, Корженевский А.В.\*

\* 000 Протиус

124498, Москва, Зеленоград, 4922-й проезд, 2

\*\* Национальный исследовательский технологический университет «МИСиС»  
119049, Москва, Ленинский просп., 4

\*\*\* Национальный исследовательский Томский политехнический университет  
634034, Томск, просп. Ленина, 30

\*\*\*\* Центральный экономико-математический институт РАН  
117418, Москва, Нахимовский просп., 47



Приводятся результаты натурных экспериментальных исследований, подтвердивших возможность эффективного управления потоками тепловых нейтронов, и получена их количественная оценка. Разработана теоретическая модель, позволяющая оценить количественно полученные эффекты.

Зафиксированный на реакторе эффект селективной сепарации тепловых нейтронов важен при разработке и конструировании реакторов нового поколения с глубоким выгоранием топлива. Исследована возможность формирования стационарных составов (режимов работы) с положительной реактивностью и максимально полной глубиной выгорания делящихся веществ при работе в широком спектре состава исходного топлива для реакторов с циркулирующим топливом при наличии в них тепловой и быстрой активных зон и зоны охлаждения для выдержки топливного состава. Инструментально оценена возможность работы таких реакторов без необходимости химического выделения промежуточных актинидов, таких как  $^{233}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ . Тем самым показано, что возможен реактор с полностью замкнутым внутренним топливным циклом.

**Ключевые слова:** замкнутый внутренний топливный цикл, управление потоком нейтронов, эффект селективной сепарации тепловых нейтронов, ЗФС – замедляюще-фокусирующая структура, углубление выгорания топлива.

## ВВЕДЕНИЕ

Несмотря на высокую наукоемкость ядерной энергетики ее производственный цикл и экономика крайне неэффективны. Это обусловлено работой реакторов на обогащенном топливе в режиме открытого топливного цикла, когда практически весь добываемый уран (фактически 99.5%) идет в отходы в виде отвалного обедненного урана, образуемого при обогащении топлива, и отработавшего ядерного топлива. Ядерная

© Ю.В. Дробышевский, С.Н. Столбов, И.М. Анфимов, В.А. Варлачев, С.П. Кобелева,  
С.А. Некрасов, Корженевский А.В., 2021

энергетика с открытым топливным циклом полезно использует один из 2.5 рожденных нейтронов, что обусловлено требованием стабилизации процесса работы реакторов при изначально обогащенном по  $^{235}\text{U}$  топливе.

После потери этих нейтронов в полном цикле работы реактора нейтронов оказывается недостаточно для наработки  $^{239}\text{Pu}$  из  $^{238}\text{U}$  и полезного выжигания энергии всего ряда нарабатываемых актинидов.

Встает задача создания способов и устройств, эффективно управляющих поведением нейтронов и позволяющих повысить глубину выгорания топлива в ЯЭУ. Возможность роста эффективности управления поведением нейтронов обусловлена различием поведения нейтронов в замедлителе, вне замедлителя и на границе раздела фаз вещества в реакторе.

В 1991 г. для повышения эффективности управления потоками тепловых нейтронов была разработана ЗФС – замедляюще-фокусирующая структура [1 – 3]. Создание устройства, обладающего способностью проводить селекцию нейтронов по направлению в пространстве, базируется на применении эффекта отражения нейтронов от поверхности материалов [4, 5, 17]. Угол полного внешнего отражения нейтронов определяется отношением граничной скорости нейтрона  $v_{\text{гр}}$  на поверхности вещества к скорости  $v_0 = 2200$  м/с тепловых нейтронов реактора:

$$\varphi_s = \arcsin(v_{\text{гр}} / v_0) = \arcsin(\sqrt{E_{\text{гр}} / (0.025\text{эВ})}). \quad (1)$$

Для поверхности графита величина  $\varphi_s = 10'$ , для бериллия –  $12'$ , железа –  $10.7'$ , никеля –  $11.5'$ , меди –  $9.5'$ , алюминия –  $5.0'$  [4, 5].

По инициативе авторов коллективом исследователей на реакторе в Томске были испытаны варианты конструкций ЗФС. Эксперименты проводились на профилированных пластинах в канале ГЭК-4 реактора ИРТ-Т НИ Томского политехнического университета [7 – 9].

Экспериментально установлено, что на детекторе за выделенным секториальным блоком профилированных селектирующих элементов из алюминия, составляющем 1/45 часть полного цилиндра и имеющем длину 70 мм вдоль цилиндрической структуры, на контрольной кремниевой пластине зарегистрирован удвоенный поток нейтронов реактора (точность регистрации потока  $\pm 3\%$ ). Он включал в себя фоновый поток плюс поток нейтронов, который вошел в сектор ЗФС, был весь отселектирован и зарегистрирован на детекторе. Полный захват структурой пакета ЗФС реакторного потока говорит о правильном расчете селектирующих пластин пакета. Существенно, что при этом измеренный по спаданию интенсивности потока на контрольной пластине детектора угол расхождения потока  $\varphi_{\text{сконтр}} = 4.8' \approx \varphi_s = 5'$ , т.е. близок к табличному углу отражения нейтронов от поверхности алюминиевых пластин. Таким образом, зарегистрированы полный захват потока структурой и соответствие расчету расходимости потока по углу на выходе с пластин ЗФС.

Эксперимент показал существование эффективного средства, повышающего культуру обращения с нейтронами и расширяющего возможности конструкторов различных ядерных устройств, включая ядерные реакторы.

Существенной является возможность суммирования (концентрации) направленных потоков селектированных ЗФС тепловых нейтронов в их геометрическом фокусе со всей совокупностью ее селектирующих каналов.

Особо следует учитывать, что угол полного отражения нейтронов от поверхностей из магнитных материалов зависит от величины внешнего магнитного поля. При использовании покрытий пластин пленками из магнитных материалов и помещении ЗФС в магнитное поле процессом вывода нейтронов можно управлять с динамикой в доли секунды и управлять работой реактора с той же динамикой, увеличивая безопасность и со-

здавая мощные импульсные реакторные устройства.

### НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ

Неэффективное использование как исходного ядерного сырья, так и облученного ядерного топлива ставит задачу увеличения глубины выгорания топлива.

В настоящее время эта задача решается разработкой и созданием реакторов на быстрых нейтронах БН-600, БН-800, БН-1200, БРЕСТ-ОД-300, в которых идет постоянная наработка  $^{239}\text{Pu}$ , ограниченная соблюдением режимов безопасной его работы

– совместно с созданием замкнутого топливного цикла с созданием промышленности, с переработкой топлива быстрых реакторов;

– последующим выжиганием наработанного  $^{239}\text{Pu}$  в энергетических реакторах в виде МОКС-топлива.

Наличие в конструкции реакторов ЗФС с ее способностью с высокой вероятностью вернуть нейтроны после термализации и селекции в ту область реактора, где они были рождены, позволяет расширить спектр вариантов их развития.

Целью работы является предложение к созданию нового типа установок для ядерной энергетики, работающих на широком спектре низкообогащенных ядерных топлив с глубоким выгоранием.

### НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКАЯ ОСНОВА РЕАКТОРА С ВНУТРЕННИМ ТОПЛИВНЫМ ЦИКЛОМ

Принцип работы такого реактора основан на углублении выгорания топлива путем увеличения эффективности возврата тепловых нейтронов в активную зону.

При работе на обогащенном уране активная зона реактора на базе ЗФС может иметь небольшие размеры и мощность, но полезно используется лишь один из 2.5 нейтронов.

Особый интерес представляет работа реактора на дешевом обедненном уране.

У исходного обедненного урана выходы нейтронов при делении ядер  $\eta_{\text{tn}} = 0.74$ , а  $\eta_{\text{fn}} = 1.12$ . Основой топливного цикла является то, что при долговременном облучении тепловыми нейтронами исходного делящегося вещества из  $^{238}\text{U}$  в нем идет наработка  $^{239}\text{Pu}$  с высоким сечением его деления. Равновесная концентрация  $^{239}\text{Pu}$  в долговременных составах равна

$$c_{\text{Pu}239} = \frac{\sigma_{\text{ctU}238}}{(\sigma_{\text{ctPu}239} + \sigma_{\text{ftPu}239})} = 0.27\%. \quad (2)$$

Но выход нейтронов из формируемого в этом случае на тепловых нейтронах топливного состава, положителен:

$$\eta_t = \frac{(99.73 \cdot \sigma_{\text{ftU}238} + 0.27 \cdot \sigma_{\text{ftPu}239}) \cdot \nu}{99.73 \cdot (\sigma_{\text{ctU}238} + \sigma_{\text{ftU}238}) + 0.27 \cdot (\sigma_{\text{ctPu}239} + \sigma_{\text{ftPu}239})} = 1.058. \quad (3)$$

Обладая высокой эффективностью возврата тепловых нейтронов в активную зону, ЗФС является базой для создания реактора, в котором полезно используются все  $\nu = 2.9$  нейтрона, рожденные при делении  $^{239}\text{Pu}$ , и система СУЗ оптимизирует процесс на минимуме поглощения нейтронов.

Поэтому при стартовом составе топлива с обогащением по  $^{238}\text{U}$  на уровне природного урана и ниже возможно формирование внутреннего топливного цикла реактора с широким спектром воспроизводящего вещества, включая обедненный гексафторид урана (ОГФУ) и отработавшее ядерное топливо, и большой глубиной его выгорания.

Предлагается ядерный реактор [2, 10] с разделением области циркулирования топлива на три различные зоны:

– активную зону с тепловыми нейтронами, находящуюся в фокусной области ЗФС;

- активную зону с быстрыми нейтронами;
- зону выдерживания топливной смеси вне активной зоны.

В реакторе пространственно разделены зона деления и зона формирования нейтронного потока в ЗФС.

Нейтроны деления покидают тепловую зону деления, частично взаимодействуя с топливом своей и быстрой зоны. Торможение быстрых нейтронов происходит в глубине ЗФС, и поток нейтронов, которые вернулись в зону деления, является тепловыми. В спектре нейтронов активной зоны промежуточные нейтроны отсутствуют.

Наличие ЗФС резко увеличивает эффективность возврата и динамику управления потоками нейтронов, что повышает устойчивость такого гетерогенного реактора [12]. В предлагаемом способе [2, 10] в исходную топливную смесь по мере ее выгорания вводится воспроизводящее вещество, а продукты деления выводятся из цикла.

### МОДЕЛИРОВАНИЕ ВНУТРЕННЕГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

Теоретической основой расчетов являются работы [13, 14], на основе которых была сформирована матрица исходных данных для модели, которая включала в себя сечения деления и сечения поглощения быстрых и тепловых нейтронов, периоды полураспадов, каналы распадов анализируемых изотопов и выход нейтронов при делении.

Недостающие данные для тепловых нейтронов и для быстрых нейтронов с энергией 0.8 МэВ по сечениям захвата и деления анализируемых элементов смеси аппроксимировались изотонической зависимостью для сечений реакций. Процесс моделирования имел двухуровневый характер.

На первом этапе изучалось долговременное выгорание ядерного топлива в реакторе для 58-ми нуклидов от  $^{228}\text{Th}$  до  $^{253}\text{Es}$  на двухгрупповой модели. При этом анализировались характеристики стационарных составов, формируемых из исходного топливного состава. Такой анализ возможен, если для каждого элемента, входящего в цепочку поглощений нейтронов и распадов в топливной смеси, записать реакции, участвующие в их образовании, и каналы, по которым они распадаются. Если учесть динамику ввода топливной смеси, то система уравнений быстро сходится для каждого элемента смеси. В долгосрочном масштабе времени в системе существуют режимы работы, когда формируется критическая топливная смесь, обладающая слабо меняющимся составом, а в пределе – «стационарным составом».

Стационарные концентрации для каждого элемента смеси представимы в виде

$$n_i = \frac{\sum_j n_j \cdot [\lambda_j + (F_t \cdot \sigma_{ctj} \cdot N_{tact} / N_{full} + F_f \cdot \sigma_{cfj} \cdot N_{fact} / N_{full})] + \partial n_{iin} / \partial t}{[\lambda_i + (F_t \cdot \sigma_{fullti} \cdot N_{tact} / N_{full} + F_f \cdot \sigma_{fullfi} \cdot N_{fact} / N_{full})]}, \quad (4)$$

где  $n$  – концентрация актинидов, входящего в состав;  $i$  – индекс данного актинидов;  $j$  – индекс предшественника данного актинидов;  $\partial n_{iin} / \partial t$  – поток вводимого воспроизводящего вещества;  $F_f$  – поток быстрых нейтронов в реакторе;  $F_t$  – поток тепловых нейтронов в реакторе;  $s_{ct}$  – сечение поглощения для тепловых нейтронов;  $s_{cf}$  – сечение поглощения для быстрых нейтронов;  $s_{ft}$  – сечение деления для тепловых нейтронов;  $s_{ff}$  – сечение деления для быстрых нейтронов;  $s_{fullt}$  – полное сечение реакций для тепловых нейтронов:  $s_{fullt} = s_{ct} + s_{ft}$ ;  $s_{fullf}$  – полное сечение реакций для быстрых нейтронов:  $s_{fullf} = s_{cf} + s_{ff}$ ;  $N_{tact}$  – количество вещества в тепловой активной зоне реактора;  $N_{fact}$  – количество вещества в быстрой активной зоне реактора;  $N_{act}$  – количество вещества в активной зоне реактора:  $N_{act} = N_{tact} + N_{fact}$ ;  $N_{out}$  – количество вещества вне активной зоны реактора;  $N_{full}$  – полное количество вещества в реакторе:  $N_{full} = N_{out} + N_{act}$ .

Существование стационарных составов с положительной реактивностью в ядерных

реакторах интересно прежде всего тем, что они образуются при участии изотопов топливной смеси, обладающих малыми сечениями деления на тепловых нейтронах, например,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{242}\text{Pu}$ , которые обычно извлекают переработкой, но в нашем случае они выгорают на плато концентрации.

Это решается за счет цепочек бета-распадов. Для изотопов актинидов с большим сечением поглощения нейтронов, но с малым сечением деления усложняем конструкцию реактора за счет обеспечения процесса циркуляции топливного состава вне активной зоны таким образом, чтобы обеспечить их переход в делящиеся актиниды. Это справедливо и для последующих трансурановых элементов топливной смеси.

В системе асимптотически формируется топливная смесь, обладающая слабо меняющимся составом, которую можно назвать «стационарным составом».

На втором этапе для анализа динамики формирования состава на небольшой выборке из 12-ти ключевых элементов методом Рунге-Кутты анализировалось изменение формирования предварительного стационарного состава топлива во времени.

Динамика изменения некоторых основных актинидов состава для одного из вариантов моделирования внутреннего топливного цикла при работе реактора представлена на рис. 1.

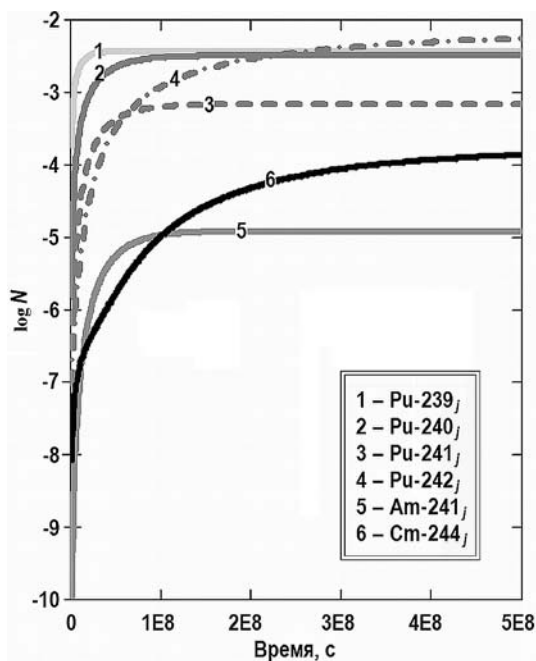


Рис. 1. Изменение некоторых основных актинидов состава

Из динамики кривых видно, что процесс формирования из стартового состава стационарного состава топлива имеет сложный нелинейный характер – начиная с некоторого момента процесс становится спокойным, а состав стабилизируется, – это и определяет сформировавшийся «стационарный состав».

### КИНЕТИКА ФОРМИРОВАНИЯ СТАЦИОНАРНОЙ ТОПЛИВНОЙ СМЕСИ ИЗ ПРИРОДНОГО УРАНА

Анализ стационарных составов начнем с формирования стационарной топливной смеси из природного урана как стартового состава и как воспроизводящего состава.

В процессе моделирования всей сформированной системы уравнений на полной совокупности из 58-ми актинидов искались стационарные решения, такие, когда скорость выгорания каждого актинида равнялась скорости рождения по всем цепочкам цикла.

Рассмотрим стационарный состав при условном режиме CANDU на природном уране, когда поток в реакторе мал, быстрый и тепловой потоки равны, а внешняя зона реактора отсутствует:  $F_f = 1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_t = 1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_{act} = 1$ ,  $N_{full}/N_{act} = 1$ ,  $N_{tact}/N_{fact} = 1$ . Первые восемь элементов стационарного состава представлены в табл. 1.

Таблица 1

**Состав на базе природного урана**  
 $F_t = 1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_f = 1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$

Изотоп	<sup>238</sup> U	<sup>242</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>243</sup> Am	<sup>236</sup> U	<sup>244</sup> Cm	<sup>241</sup> Pu
Содержание, %	98.008	0.880	0.316	0.282	0.230	0.092	0.070	Следы

Выход нейтронов из стационарного состава:  $\eta_t = 1.032$  на тепловых и  $\eta_f = 1.36$  на быстрых нейтронах. Динамика выхода нейтронов при формировании состава показана на рис. 2.

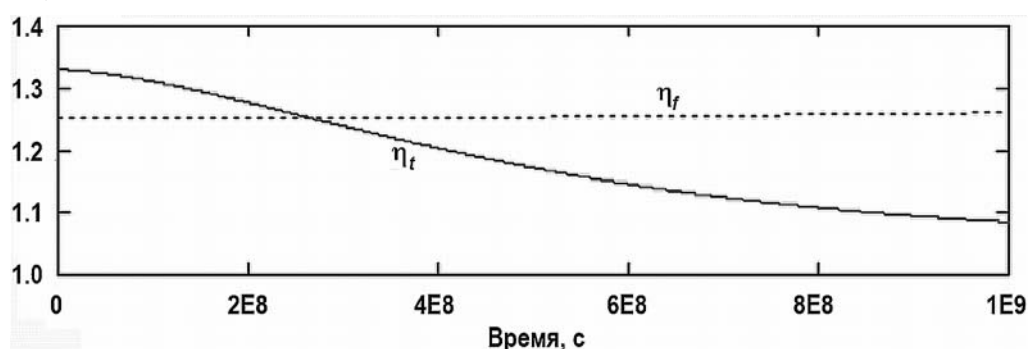


Рис. 2. Динамика выхода нейтронов состава в реакторе CANDU на природном уране

При увеличении зоны выдержки  $N_{tact}/N_{fact} = 1$ ,  $N_{full}/N_{act} = 10$  первые восемь элементов состава представлены в табл. 2

Таблица 2

**Состав на базе природного урана**  
 $F_t = 1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_f = 1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $N_{full}/N_{act} = 10$

Изотоп	<sup>238</sup> U	<sup>236</sup> U	<sup>242</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>239</sup> Pu	<sup>243</sup> Am	<sup>241</sup> Am	<sup>237</sup> Np
Содержание, %	98.399	0.395	0.336	0.290	0.230	0.092	0.070	Следы

Выход нейтронов из стационарного состава:  $\eta_t = 1.019$  на тепловых и  $\eta_f = 1.33$  на быстрых нейтронах. Зона охлаждения увеличивает роль  $\beta$ -распадов в образовании состава. В результате образуется стационарный состав с меньшим содержанием в нем <sup>242</sup>Pu. Состав более чист по <sup>239</sup>Pu, хотя критичность падает.

Процесс идет по обычной цепочке распадов, включающей в себя образование из <sup>242</sup>Pu ядер <sup>243</sup>Am с последующим образованием <sup>244</sup>Cm после захвата ими нейтронов.

При увеличении области быстрых нейтронов  $N_{tact}/N_{fact} = 0.1$ ,  $N_{full}/N_{act} = 10$ , первые восемь элементов состава приводятся в табл. 3.

Таблица 3

**Состав на базе природного урана**  
 $F_t = 1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_f = 1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $N_{full}/N_{act} = 10$

Изотоп	<sup>238</sup> U	<sup>239</sup> Pu	<sup>240</sup> Pu	<sup>242</sup> Pu	<sup>236</sup> U	<sup>243</sup> Am	<sup>241</sup> Am	<sup>241</sup> Pu
Содержание, %	98.374	0.387	0.372	0.343	0.210	0.149	0.066	Следы

Выход нейтронов из состава:  $\eta_t = 1.138$  на тепловых и  $\eta_f = 1.327$  на быстрых нейтронах. Увеличение области быстрых нейтронов ведет к увеличению доли <sup>239</sup>Pu и росту выхода нейтронов состава по тепловым нейтронам.



**ФОРМИРОВАНИЕ СТАЦИОНАРНОГО СОСТАВА ИЗ АКТИНИДОВ ОБЕДНЕННОГО УРАНА**

При условном режиме CANDU на обедненном до 0.2% по  $^{235}\text{U}$  и при стартовом составе 0.5% по  $^{235}\text{U}$ , когда внешняя зона реактора отсутствует,  $F_f = 3.7 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_t = 1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_{act} = 1$ ,  $N_{full}/N_{act} = 1$ . Первые семь элементов указаны в табл. 4.

Таблица 4

**Состав на базе обедненного урана**  
 $F_t = 3.7 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_f = 1 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $N_{full}/N_{act} = 1$

Изотоп	$^{238}\text{U}$	$^{242}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{243}\text{Am}$	$^{236}\text{U}$	$^{244}\text{Cm}$
Содержание, %	98.010	0.879	0.315	0.282	0.231	0.092	Следы

Выход нейтронов из состава:  $\eta_t = 1.075$  на тепловых и  $\eta_f = 1.368$  на быстрых нейтронах. Динамика выхода нейтронов при формировании состава изображена на рис. 3.

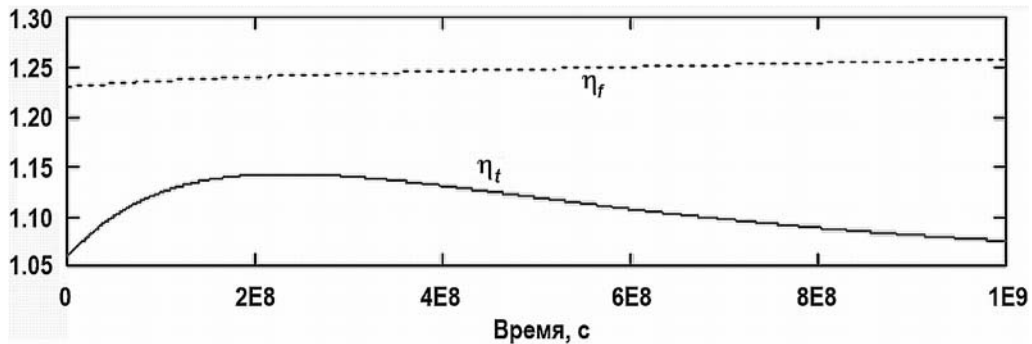


Рис. 3. Динамика выхода нейтронов состава на обедненном уране в режиме CANDU

Выберем воспроизводящий состав из обедненного до 0.2% по  $\text{U}^{235}$  при стартовом составе из природного урана и для примера возьмем режим, при котором  $N_{tact}/N_{act} = 0.1$ ,  $N_{fact}/N_{act} = 0.9$ ,  $N_{full}/N_{act} = 10$  (или  $F_{act} = 0.1$ ,  $F_f = F_t = 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ). В результате получим стационарный состав при работе реактора, представленный в табл. 5.

Таблица 5

**Состав на базе обедненного урана**  
 $F_t = 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_f = 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $N_{full}/N_{act} = 10$

Изотоп	$^{238}\text{U}$	$^{242}\text{Pu}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{243}\text{Am}$	$^{244}\text{Cm}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{236}\text{U}$
Содержание, %	98.259	0.648	0.356	0.346	0.173	0.082	0.065	0.031

Выход нейтронов из состава:  $\eta_t = 1.16$  на тепловых и  $\eta_f = 1.36$  на быстрых нейтронах. Динамика выхода нейтронов при формировании состава на обедненном уране приведена на рис. 4.

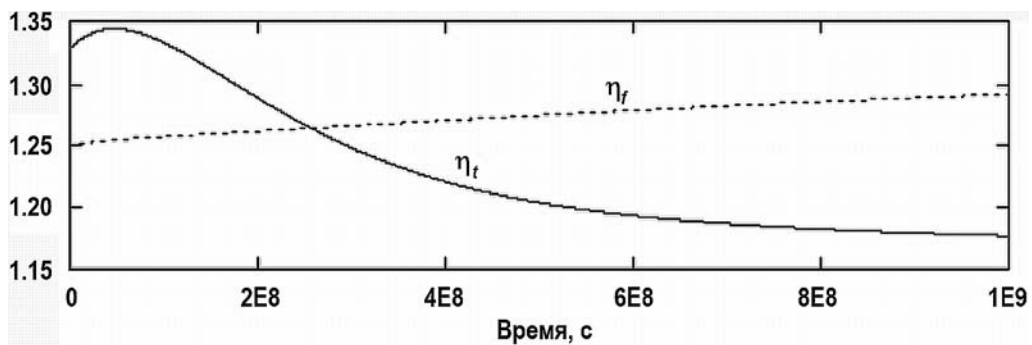


Рис. 4. Динамика изменения выхода нейтронов состава на обедненном уране при стартовом природном уране

Получается фактически такой же состав, что и при работе с природным ураном. Снизилась доля  $U^{236}$ , рождающегося из  $U^{235}$ , присутствующего в воспроизводящем веществе, не выгоревшего по основному каналу его деления.

### ФОРМИРОВАНИЕ СТАЦИОНАРНОГО СОСТАВА ИЗ АКТИНИДОВ ОТРАБОТАВШЕГО ТОПЛИВА

Рассмотрим работу реактора и формирование стационарного состава из актинидов отработавшего топлива, что может решить существующую проблему обращения с отходами АЭС. Выберем стартовый состав из природного урана, а воспроизводящий – из отработавшего топлива. Зададим режим работы, когда  $N_{tact}/N_{act} = 0.5$ ,  $N_{fact}/N_{act} = 0.5$  или  $F_{act} = 1$ ,  $N_{full}/N_{act} = 10$  и  $F_f = F_t = 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$  (табл. 6).

Таблица 6

**Состав на базе отработавшего топлива**  
 $F_t = 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_f = 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $N_{full}/N_{act} = 10$

Изотоп	$^{238}\text{U}$	$^{242}\text{Pu}$	$^{244}\text{Cm}$	$^{236}\text{U}$	$^{246}\text{Cm}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{243}\text{Am}$
Содержание, %	96.960	1.034	0.442	0.311	0.306	0.284	0.268	0.246

Выход нейтронов:  $\eta_t = 1.034$  на тепловых и  $\eta_f = 1.44$  на быстрых нейтронах. Сформированный состав похож на состав из природного урана, и лишь  $U^{236}$  вклинивается в ряд. Но его много в исходном отработавшем топливе (табл. 7).

Таблица 7

**Состав отработавшего топлива**

$^{238}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{236}\text{U}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$	$^{237}\text{Np}$	$^{242}\text{Pu}$	$^{238}\text{Pu}$	$^{243}\text{Am}$
0.97700	0.00830	0.00550	0.00470	0.00220	0.00110	0.00047	0.00035	0.00017	0.00009

В условиях, когда  $N_{tact}/N_{act} = 0.1$ ,  $N_{fact}/N_{act} = 0.9$  или  $F_{act} = 0.1$  и  $F_f = F_t = 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $N_{full}/N_{act} = 1$ , получаем следующий состав (табл. 8).

Таблица 8

**Состав на базе отработавшего топлива**  
 $F_t = 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_f = 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $N_{full}/N_{act} = 1$

Изотоп	$^{238}\text{U}$	$^{242}\text{Pu}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{240}\text{Pu}$	$^{236}\text{U}$	$^{244}\text{Cm}$	$^{243}\text{Am}$	$^{241}\text{Pu}$
Содержание, %	97.739	0.680	0.357	0.326	0.306	0.242	0.170	0.069

Выход нейтронов из состава:  $\eta_t = 1.16$  на тепловых и  $\eta_f = 1.375$  на быстрых нейтронах. Динамика изменения выхода нейтронов состава для данного случая показана на рис. 5.

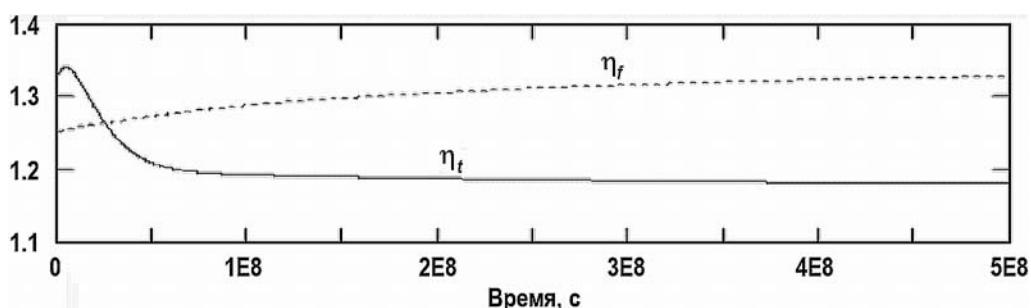


Рис. 5. Изменение выхода нейтронов состава на отработавшем топливе при стартовом природном уране

### ФОРМИРОВАНИЕ СТАЦИОНАРНОГО СОСТАВА НА БАЗЕ ТОРИЯ

Перейдем к процессам формирования стационарного состава на базе тория. Для начала сохраним основные параметры моделирования процесса и увеличим влияние области охлаждения. Пусть  $N_{full}/N_{act} = 10$ , тогда для исходного стартового состава (20%



тория и 80% природного урана) воспроизводящий состав из тория, когда  $N_{tact}/N_{act} = 0.5$ ,  $N_{fact}/N_{act} = 0.5$  или  $F_{act} = 1$  и потоки  $F_f = F_t = 1 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ . Композиция воспроизводящего состава показана в табл. 9.

Таблица 9

**Состав на базе тория**  
 **$F_t = 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $F_f = 10^{15} \text{ см}^{-2}\text{с}^{-1}$ ,  $N_{full}/N_{act} = 10$**

Изотоп	$^{232}\text{Th}$	$^{236}\text{U}$	$^{233}\text{U}$	$^{234}\text{U}$	$^{233}\text{Pa}$	$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	$^{237}\text{Np}$
Содержание, %	95.778	1.753	1.450	0.622	0.114	0.084	0.060	0.053

Выход нейтронов из сформированного стационарного состава:  $\eta_t = 1.19$  на тепловых и  $\eta_f = 1.026$  быстрых нейтронах. Рисунок 6 представляет динамику выхода нейтронов из состава на тории, полученную на основе модели для 12-ти актинидов.

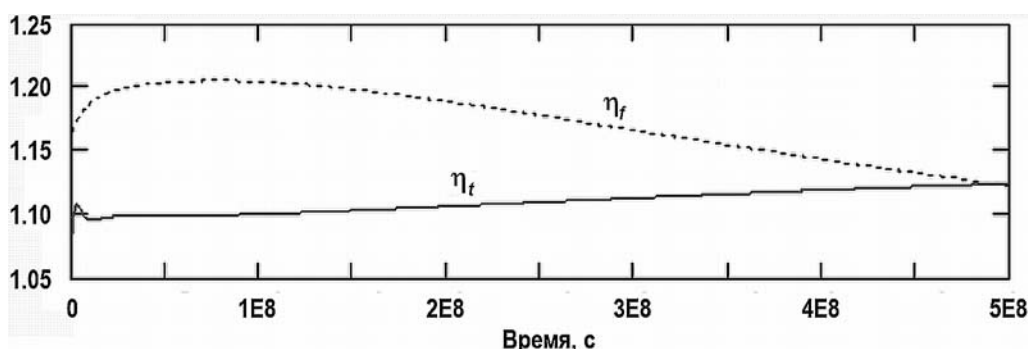


Рис. 6. Изменение выхода нейтронов состава на тории

Для стационарного состава, формируемого из тория, роль удержания топлива вне активной зоны реактора более существенна. Здесь явно прослеживается рост  $^{233}\text{U}$  в составе и снижение в нем доли  $^{236}\text{U}$ . Основной рост  $\eta_t$  приходится на значения  $N_{full}/N_{act}$  в диапазоне от 1 до 10.

Для роста выхода нейтронов топливного состава при работе как на природном уране, так и на воспроизводящем составе из отработавшего топлива предпочтительны минимальная зона охлаждения и большая зона с быстрыми нейтронами. А для воспроизводящего состава из тория полезна работа с максимумом зоны охлаждения.

При гарантированной конструктивно безопасности реактора выход нейтронов состава  $\eta_t$  важно поддерживать на минимуме, управляя воспроизводящим составом топливной смеси и структурой зон реактора. Это необходимо, чтобы самим режимом работы и составом топливной смеси был исключен неконтролируемый ход процесса и не требовалось выжигать нейтроны на поглотителях СУЗ. При этом существенна разница в химических и физических свойствах выгорающих актинидов и осколков деления.

Поэтому в реакторе с топливом в газовой фазе [15] на  $\text{UF}_6$  может идти непрерывное выделение продуктов деления (температурной конденсацией и поглощением на сорбентах) с уменьшением их концентрации в процессе.

В топливном цикле на жидкосолевых составах [16] выделение продуктов деления в реакторах MSBR является отработанным и экспериментально проверенным процессом.

В случае реализации топливного цикла на твердотельном топливном составе, например, в виде микрокапсул, как в ВТГР (в том числе и для целей водородной энергетики), выгорание ограничено во времени и требует переработки твэлов для выделения осколков деления, но при этом исключается необходимость

переработки их актинидов.

## ВЫВОДЫ

В реакторе с циркулирующим топливом на широком спектре воспроизводящих веществ при работе с ЗФС на тепловых нейтронах формируются составы с положительной критичностью. Глубина выгорания топлива при этом является максимальной. Для работы реактора нет необходимости химического выделения промежуточных актинидов, таких как  $^{233}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и других. Тем самым показано, что возможна работа реактора с замкнутым внутренним топливным циклом. Топливной базой такой стратегии является наработанное огромное количество отработавшего ядерного топлива легководных реакторов с открытым топливным циклом. Сегодня в мире накопилось свыше 260-ти тыс. т ОЯТ. В США – 740 тыс. т ОГФУ [18, 19], а в России – примерно 700 тыс. т ОГФУ отечественного происхождения и около 125-ти тыс. т западноевропейского ОГФУ. Это эквивалентно  $4 \cdot 10^{11}$  МВт·сут энергии в них, что при расходе 1 кВт/сут на человека хватит всему населению России на 1200 лет. Темпы наработки ОГФУ в стране составляют свыше 4 тыс. т ОГФУ/год. Кроме использования ЗФС в экспериментальной физике [20] представляет интерес их применение при наработке радиоактивных и стабильных нуклидов [21, 22].

Таким образом, появление нового способа эффективного управления нейтронами существенно расширяет возможности и пути развития современной ядерной энергетики.

*Авторы выражают благодарность и глубокую признательность рецензенту за весьма полезные замечания, позволившие значительно улучшить качество работы.*

## Литература

1. Дробышевский Ю.В., Столбов С.Н. Устройство для формирования направленного потока нейтронов. Патент RU № 1821818. – 1990 г.
2. Дробышевский Ю.В., Столбов С.Н. Способ получения энергии в процессе управляемого деления ядер и устройство для его осуществления. Патент RU № 2075116. – 1994 г.
3. Дробышевский Ю.В., Столбов С.Н. Способ управляемого термоядерного синтеза и управляемый термоядерный реактор для его осуществления. Патент RU № 2056649. – 1992 г.
4. Гуревич И.И., Протасов В.П. Нейтронная физика. – М. Энергоатомиздат, 1997. – 416 с.
5. Власов Н.А. Нейтроны. – М.: Наука, 1971. – 551 с.
6. Игнатович В.К. Нейтронная оптика. – М.: Физматлит, 2006. – 335 с.
7. Анфимов И.М., Варлачев В.А., Дробышевский Ю.В. и др. Регистрация эффекта селективной сепарации тепловых нейтронов. // ВАНТ. Серия: Физика радиационного воздействия на радиоэлектронную аппаратуру. – 2018. – № 1. – С. 24-30.
8. Дробышевский Ю.В., Анфимов И.М., Варлачев В.А., Кобелева С.П., Некрасов С.А., Столбов С.Н. Анизотропные структуры для концентрации потоков тепловых нейтронов. // Приборы и техника эксперимента. – 2020. – № 1. – С. 1-6.
9. Drobyshevsky Yu. V., Anfimov I. M., Varlachev V. A., Kobeleva S. P., Nekrasov S. A., Stolbov S. N. Experimental Confirmation of a New Method for Selective Neutron Separation. // Nuclear Energy and Technology. – 2020. – № 6 (4). – PP. 235-241; DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.6.60294>.
10. Дробышевский Ю.В., Анфимов И.М., Варлачев В.А., Кобелева С.П., Некрасов С.А., Столбов С.Н. Экспериментальное подтверждение селективной сепарации нейтронов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2020. – № 3. – PP. 148-159; DOI:

<https://doi.org/10.26583/npe.2020.3.15>.

11. Варлачев В.А., Зенков А.Г., Солодовников Е.С. Особенности нейтронно-трансмутационного легирования кремния на исследовательских реакторах. // Известия вузов. Физика. – 1998. – № 4. – С. 210-215.
12. Dugan E.T., Kahook S.D. Static and Dynamic Neutronic Analysis of a Burst-Mode, Multiple-Cavity Gas Core Reactor, Rankine Cycle Space Power System. // Nuclear Technology. – 1993. – No. 2. – PP. 79-92. – La Grande Park, IL, US.
13. Горбачев В.М., Замятин Ю.С., Лобов А.А. Взаимодействие излучений с ядрами тяжелых элементов и деление ядер. Справочник. – М.: Атомиздат, 1976. – 464 с.
14. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Рудик А.П. Справочник по образованию нуклидов в ядерных реакторах. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 575 с.
15. Kikoin I.K., Dmitrievsky V.A., Grigoriev Y.Y., Bubovsky B.G., Kersnovsky S.V. Experimental Reactor with Gaseous Fissionable Substances (UF<sub>6</sub>). // Proc. of the II-nd Intern. Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy. – Geneva, 1958. – Vol. 2. – 528 p.
16. Новиков В.М., Слесарев И.С., Алексеев П.Н., Игнатьев В.В., Субботин С.А. Ядерные реакторы повышенной безопасности (анализ концептуальных разработок). – М.: Энергоатомиздат, 1993. – 384 с.
17. Дробышевский Ю.В., Столбов С.Н. Исследование долговременной динамики топливной смеси в ядерном реакторе с циркулирующим топливом. Электронный ресурс: [http://systemwork.ucoz.ru/\\_ld/0/12\\_\\_\\_\\_.pdf](http://systemwork.ucoz.ru/_ld/0/12____.pdf) (дата доступа 20.09.2020).
18. Bukharin O. Understanding Russia's Uranium Enrichment Complex. // Science and Global Security. – 2004. – Vol. 12. – PP. 193-218.
19. Costs and Risks of Depleted Uranium from Proposed Enrichment Facility. // Science for Democratic Action. – 2005. – Vol. 13. – No. 2.
20. Дробышевский Ю.В., Дунилин В.М., Волков Г.Г., Столбов С.Н. Реакторные нейтроны, структура нейтрона и геометрия пространства-времени. // Известия института инженерной физики. – 2017. – № 3 (45). – С. 17-29.
21. Varlachev V.A., Solodovnikov E.S. A Thermal Neutron Detector Based on Single-Crystalline Silicon. // Instruments and Experimental Techniques. – 2009. – Vol. 52. – No. 3. – PP. 342-344.
22. Дробышевский Ю.В., Столбов С.Н., Некрасов С.А., Петров Г.Н., Прохоров А.К. Способ и устройство для нейтронного легирования вещества. Патент RU № 2514943. – 2012 г.

Поступила в редакцию 29.09.2020 г.

#### Авторы

Дробышевский Юрий Васильевич, зам. директора, канд. хим. наук

E-mail: drbshevski@mail.ru

Столбов Сергей Николаевич, главный инженер

E-mail: stolbovsn@mail.ru

Анфимов Илья Михайлович, инженер,

E-mail: ilan@tzirechnoy.com

Варлачев Валерий Александрович, зав. лабораторией, д-р. техн. наук

E-mail: varlachev@tpu.ru

Кобелева Светлана Петровна, г.н.с., д-р. техн. наук

E-mail: kob@misis.ru

Некрасов Сергей Александрович, с.н.с., канд. техн. наук

E-mail: san693@mail.ru

Корженевский Александр Владимирович, зам. директора, канд. техн. наук

E-mail: alexkor55@mail.ru

UDC 621.039, 53.05, 53.043

## MODELING OF CLOSED INTERNAL FUEL CYCLE OF A NUCLEAR REACTOR

Drobyshevsky Yu.V. \*, Stolbov S.N. \*, Anfimov I.M. \*\*, Varlachev V.A. \*\*\*,  
Kobeleva S.P. \*\*, Nekrasov S.A. \*\*\*\*, Korzhenevsky A.V. \*

\* LLC Protius

2 Passage 4922, 124498 Zelenograd, Moscow, Russia

\*\* National Research Technological University MISIS

4 Leninsky Ave., 119049 Moscow, Russia

\*\*\* National Research Tomsk Polytechnic University

30 Lenin Ave., 634034 Tomsk, Russia

\*\*\*\* Central Economics and Mathematics Institute, RAS

47 Nakhimov Ave., 117418 Moscow, Russia

### ABSTRACT

Existing nuclear reactors generate up to 15% of the world's electricity. The reactors operate in the open fuel cycle mode with the initial enrichment of natural uranium in  $^{235}\text{U}$  up to 5% and higher.

Enrichment of the fuel in  $^{235}\text{U}$  leads to the fact that a large amount of depleted uranium waste is generated in the form of  $\text{UF}_6$ , and the bulk of the uranium mined goes to waste in the form of dump depleted uranium, and then in the form of spent nuclear fuel.

After the loss of 1.5 neutrons for the full cycle of the reactor operation, there are not enough neutrons to produce  $^{239}\text{Pu}$  from  $^{238}\text{U}$  and efficiently burn the energy of the entire series of formed actinides.

The results of field experimental studies which have proved the possibility of effective control of thermal neutron fluxes are presented and their quantitative evaluation is obtained. A theoretical model is developed which allows quantitative estimation of the effects obtained.

The effect of selective separation of thermal neutrons by means of a moderating-focusing structure fixed on a reactor is important for the development and design of new generation reactors with deep fuel burn-up. The possibility of forming steady-state compositions (operation modes) with positive reactivity and the fullest possible depth of fissile material burnup during operation in a wide range of initial fuel compositions for reactors with circulating fuel in the presence of thermal and fast active zones and a cooling zone for fuel composition curing has been investigated. The possibility of operating such reactors without the need for chemical separation of intermediate actinides, such as  $^{233}\text{U}$  and  $^{239}\text{Pu}$ , has been instrumentally evaluated. Thus, it is shown that a reactor with a completely closed internal fuel cycle and deep fuel burnup is possible.

**Keywords:** closed internal fuel cycle, neutron flux control, thermal neutron separation effect, SFC – slowing-focusing structure, deep fuel burn-up.

### REFERENCES

1. Drobyshevsky Yu.V., Stolbov S.N. *Device for Formation of Directional Flow of Neutrons*. Patent RU No. 1821818, 1990 (in Russian).
2. Drobyshevsky Yu.V., Stolbov S.N. *Method for Production of Energy in Process of Controlled Nuclear Fission and Apparatus for its Implementation*. Patent RU No. 2075116, 1994 (in Russian).

3. Drobyshevsky Yu.V., Stolbov S.N. *Method of Controlled Thermonuclear Fusion and a Controlled Thermonuclear Reactor for its Implementation*. Patent RU No. 2056649, 1992 (in Russian).
4. Gurevich I.I., Protasov V.P. *Neutron Physics*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1997, 416 p. (in Russian).
5. Vlasov N.A. *Neutrons*. Moscow. Nauka Publ., 1971, 551 p. (in Russian).
6. Ignatovich V.K. *Neutron Optics*. Moscow. Fizmatlit Publ., 2006, 335 p. (in Russian).
7. Anfimov I.M., Varlachev V.A., Drobyshevsky Yu.V. et al. Registration of the Effect of Selective Separation of Thermal Neutrons. *VANT. Ser. Fizika Radiatsionnogo Vozdeystviya na Elektronnyuyu Apparaturu*. 2018, no. 1, pp. 24-30 (in Russian).
8. Drobyshevsky Yu.V., Anfimov I.M., Varlachev V.A., Kobeleva S.P., Nekrasov S.A., Stolbov S.N. Anisotropic Structures for the Concentration of Thermal Neutron Fluxes. *Pribory i Tekhnika Eksperimenta*. 2020, no. 1, pp. 1-6 (in Russian).
9. Drobyshevsky Yu.V., Anfimov I.M., Varlachev V.A., Kobeleva S.P., Nekrasov S.A., Stolbov S.N. Experimental Confirmation of a New Method for Selective Neutron Separation. *Nuclear Energy and Technology*. 2020, no. 6 (4), pp. 235-241; DOI: <https://doi.org/10.3897/nucet.6.60294>.
10. Drobyshevsky Yu.V., Anfimov I.M., Varlachev V.A., Kobeleva S.P., Nekrasov S.A., Stolbov S.N. Experimental Confirmation of Selective Neutron Separation. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2020, no. 3, pp. 148-159; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2020.3.15> (in Russian).
11. Varlachev V.A., Zenkov A.G., Solodovnikov E.S. Features of Neutron-Transmutation Leaching of Silicon on Research Reactors. *Izvestiya vuzov. Fizika*. 1998, no. 4, pp. 210-215 (in Russian).
12. Dugan E.T., Kahook S.D. Static and Dynamic Neutronic Analysis of a Burst-Mode, Multiple-Cavity Gas Core Reactor, Rankine Cycle Space Power System. *Nuclear Technology*. 1993, no. 2, pp. 79-92. La Grande Park, IL, US.
13. Gorbachev V.M., Zamyatin Yu.S., Lobov A.A. *Interaction of Irradiation with Nuclei of Heavy Elements and Nuclear Fission*. Reference Book. Moscow. Atomizdat Publ., 1976, 464 p. (in Russian).
14. Gerasimov A.S., Zaritskaya T.S., Rudik A.P. *Handbook on Nuclide Formation in Nuclear Reactors*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 575 p. (in Russian).
15. Kikoin I.K., Dmitrievsky V.A., Grigoriev Y.Y., Bubovsky B.G., Kersnovsky S.V. Experimental Reactor with Gaseous Fissionable Substances ( $UF_6$ ). *Proc. of the II-nd Intern. Conf. on the Peaceful Uses of Atomic Energy*. Geneva, 1958, v. 2, 528 p.
16. Novikov V.M., Slesarev I.S., Alexeev P.N., Ignatiev V.V., Subbotin S.A. *Nuclear Reactors of Increased Safety (Analysis of Conceptual Designs)*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1993, 384 p. (in Russian).
17. Drobyshevsky Yu.V., Stolbov S.N. Study of Long-Term Dynamics of Fuel Mixture in a Nuclear Reactor with Circulating Fuel. Available at: [http://systemwork.ucoz.ru/\\_ld/0/12\\_\\_\\_\\_.pdf](http://systemwork.ucoz.ru/_ld/0/12____.pdf) (accessed Sep. 20, 2020) (in Russian).
18. Bukharin O. Understanding Russia's Uranium Enrichment Complex. *Science and Global Security*. 2004, v. 12, pp. 193-218.
19. Costs and Risks of Depleted Uranium from Proposed Enrichment Facility. *Science for Democratic Action*. June 2005, v. 13, no. 2.
20. Drobyshevsky Yu.V., Dunilin V.M., Volkov G.G., Stolbov S.N. Reactor Neutrons, Neutron Structure and Geometry of Space-Time. *Izvestiya Instituta Inzhenernoy Fiziki*. 2017, no. 3 (45), pp. 17-29 (in Russian).
22. Drobyshevsky Yu.V., Stolbov S.N., Nekrasov S.A., Petrov G.N., Prokhorov A.K. *Method and Device for Neutron Alloying of Matter*. Patent RU No. 2514943, 2012 (in Russian).

**Authors**

Drobyshevsky Yury Vasilyevich, Deputy Director, Cand. Sci. (Chemistry)

E-mail: drbshevski@mail.ru

Stolbov Sergey Nikolaevich, Senior Engineer

E-mail: stolbovsn@mail.ru

Anfimov Ilya Mikhailovich, Engineer

E-mail: ilan@tzirechnoy.com

Varlachev Valery Aleksandrovich, Head of Lab, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: varlachev@tpu.ru

Kobeleva Svetlana Petrovna, Principal Scientist, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: kob@misis.ru

Nekrasov Sergey Aleksandrovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: san693@mail.ru

Korzenevsky Aleksandr Viadimirovich, Deputy Director, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: alexkor55@mail.ru