

Д.М. Секен<sup>1,2\*</sup>, А.С. Сураев<sup>1</sup>, Р.А. Иркимбеков<sup>1</sup>, О.М. Жанболатов<sup>1</sup>,

Г.А. Витюк<sup>1</sup>, Н.Е. Мухамедов<sup>1</sup>, В.А. Витюк<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов, Казахстан

<sup>2</sup>НАО «Университет Шакарима», Семей, Казахстан

\*e-mail: [seken@nnc.kz](mailto:seken@nnc.kz)

## РАСЧЕТ ВЫГОРАНИЯ ТОПЛИВА В РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКЕ ВВЭР-1000

Реактор ВВЭР (водо-водяной энергетический реактор) относится к типу PWR (реактор с водой под давлением), который широко применяется в мировой атомной энергетике благодаря своей надежности и высоким эксплуатационным характеристикам. В данном исследовании используется компьютерный код MCNP6 для разработки нейтронно-физической модели активной зоны реактора ВВЭР-1000 и проведения расчетов. Основной задачей исследования является воспроизведение ключевых характеристик реактора с высокой степенью точности. Проведены расчеты коэффициента размножения нейтронов и процесса выгорания топлива в активной зоне реактора. Особое внимание уделено расчетам выгорания с учетом реального профиля мощности во время первого топливного цикла. На основе расчетов определены изменения атомной концентрации  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  в различных зонах активной области. Также исследована динамика концентрации изотопов плутония, ксенона и самария для топливной сборки, что дает возможность оценить их влияние на нейтронно-физические характеристики реактора. Выполнено сравнение полученных результатов с расчетными и экспериментальными данными из литературных источников, что подтверждает их достоверность.

**Ключевые слова:** нейтронно-физическая модель, выгорание ядерного топлива, ВВЭР-1000, ТБС, активная зона, MCNP, СУЗ.

Д.М. Секен<sup>1,2\*</sup>, А.С. Сураев<sup>1</sup>, Р.А. Иркимбеков<sup>1</sup>, О.М. Жанболатов<sup>1</sup>,

Г.А. Витюк<sup>1</sup>, Н.Е. Мухамедов<sup>1</sup>, В.А. Витюк<sup>1</sup>

<sup>1</sup>Ұлттық ядролық орталық, Курчатов қ., Қазақстан

<sup>2</sup>«Шәкәрім университеті» КеАҚ, Семей қ., Қазақстан

\*e-mail: [seken@nnc.kz](mailto:seken@nnc.kz)

## ВВЭР-1000 реакторлық қондырғысында отынның жануын есептеу

ВВЭР реакторы (су-су энергетикалық реакторы) PWR (қысымдағы су реакторы) түріне жатады және өзінің сенімділігі мен жоғары эксплуатациялық сипаттамаларының арқасында әлемдік атом энергетикасында кеңінен қолданылады. Бұл зерттеуде MCNP6 компьютерлік коды ВВЭР-1000 реакторының белсенді аймағының егжей-тегжейлі нейтрон-физикалық моделін жасау және есептеулер жүргізу үшін пайдаланылады. Зерттеудің негізгі мақсаты – реактордың негізгі сипаттамаларын жоғары дәлдікпен қалпына келтіру. Реактордың белсенді аймағында нейтрондардың көбею коэффициенті мен отынның күйіп кету процесіне есептеулер жүргізілді. Отынның бірінші цикліндегі нақты қуат профилін ескере отырып, күйіп кету есебіне ерекше назар аударылды. Есептеулердің негізінде белсенді аймақтың әртүрлі аймақтарындағы  $^{235}\text{U}$  және  $^{238}\text{U}$  атомдық концентрациясының өзгерістері анықталды. Сондай-ақ, әртүрлі отын жинақтары үшін плутоний, ксенон мен самарий изотоптарының концентрациясының динамикасы зерттелді, бұл олардың реактордың нейтрон-физикалық сипаттамаларына әсерін бағалауға мүмкіндік береді. Алынған нәтижелер әдеби көздерден алынған есептік және эксперименттік деректермен салыстырылып, олардың сенімділігін растайды.

**Түйін сөздер:** нейтронды-физикалық модель, ядролық отынның жануы, ВВЭР-1000, ЖШЖ, белсенді аймақ, MCNP, басқару және қорғау жүйесі.

D.M. Seken<sup>1,2\*</sup>, A.S. Surayev<sup>1</sup>, R.A. Irkimbekov<sup>1</sup>, O.M. Zhanbolatov<sup>1</sup>,  
G.A. Vityuk<sup>1</sup>, N.E. Mukhamedov<sup>1</sup>, V.A. Vityuk<sup>1</sup>

<sup>1</sup>National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan

<sup>2</sup>NJSC Shakarim University, Semey, Kazakhstan

\*e-mail: [seken@nnc.kz](mailto:seken@nnc.kz)

## Calculation of fuel burnup in a VVER-1000 reactor installation

The VVER (Water-Water Energetic Reactor) is a type of PWR (Pressurized Water Reactor) widely used in global nuclear energy due to its reliability and high operational performance. In this study, the MCNP6 computer code is utilized to develop a detailed neutron-physical model of the VVER-1000 reactor core and to perform calculations. The primary objective of the research is to accurately reproduce the key characteristics of the reactor. Calculations of the neutron multiplication factor and fuel burnup process in the reactor core were conducted. Special attention was paid to burnup calculations considering the actual power profile during the first fuel cycle. Based on the calculations, changes in the atomic concentration of  $^{235}\text{U}$  and  $^{238}\text{U}$  in different core zones were determined. The dynamics of plutonium, xenon and samarium isotope concentrations for each type of fuel assembly were also analyzed, enabling the assessment of their impact on the neutron-physical characteristics of the reactor. A comparison of the obtained results with computational and experimental data from literature sources confirms their reliability.

**Keywords:** neutron-physical model, nuclear fuel burnout, VVER-1000, FA, core, MCNP, control and protection system.

## Введение

Современная атомная энергетика сталкивается с важными вызовами, связанными с повышением эффективности ядерного топлива, увеличением его кампании и обеспечением высокой степени безопасности эксплуатации реакторов. Одним из ключевых направлений исследований является моделирование процессов, происходящих в активной зоне ядерных реакторов, включая нейтронно-физические характеристики и динамику выгорания топлива.

По результатам проведенного осенью 2024 года референдума в Республике Казахстан было принято решение о строительстве первой АЭС. Несмотря на то, что тип реакторной установки, на базе которой будет спроектирована будущая АЭС еще не определен, очевидно, что это будет имеющий референтность и хорошо зарекомендовавший себя энергетический реактор. Соответственно актуальной становится задача подготовки расчетной базы для определения и прогнозирования физических процессов, протекающих в ядерном энергетическом реакторе, которое обеспечивается созданием расчетных моделей, позволяющих обеспечивать детальное их моделирование. Разработка расчетных моде-

лей с использованием зарекомендовавших себя специализированных программных комплексов и их применение позволяет обеспечить понимание важнейших эксплуатационных характеристик реактора: реактивность, эффективность органов регулирования, энерговыделение, характеристики кампании реактора и т.д.

Моделирование необходимо для детального анализа процессов, протекающих в активной зоне реактора, оптимизации топливного цикла, прогнозирования поведения ядерного топлива и обеспечения безопасности эксплуатации реакторной установки [1].

Водо-водяной энергетический реактор ВВЭР-1000, широко применяемый в мировой атомной энергетике, представляет собой надежную и высокоэффективную установку. Он работает на тепловых нейтронах, обеспечивая устойчивый процесс деления и выработки энергии благодаря сбалансированному взаимодействию топлива, теплоносителя и конструктивных элементов активной зоны. Введение современных методов моделирования позволяет более точно исследовать нейтронно-физические характеристики реактора и процессы выгорания

топлива, что играет ключевую роль в повышении его эксплуатационной эффективности и безопасности.

Одним из инструментов для анализа сложных процессов в ядерных реакторах является программный код MCNP6 [2], основанный на методе Монте-Карло. Его использование в моделировании реактора ВВЭР-1000 дает возможность учитывать детали конструктивных и эксплуатационных параметров, включая геометрию активной зоны, распределение топлива и профили мощности. Эти подходы позволяют изучить динамику изменения состава топлива, включая выгорание топлива и накопление побочных продуктов деления, таких как плутоний, самарий, ксенон и т.д., которые существенно влияют на характеристики реактора. Изучение изотопного состава отработавшего топлива необходимо для решения ключевых задач ядерной энергетики, включая учет и контроль ядерно-опасных материалов, оценку условий радиационной безопасности и обоснование безопасного обращения с отработавшим топливом.

Расчёты по моделированию ВВЭР-1000 с использованием MCNP6 ранее уже успешно проводились, включая нейтронно-физические характеристики [3]. Настоящая работа является логическим продолжением этих исследований и

направлена на анализ выгорания топлива с учетом реального профиля мощности, переходных режимов и динамики концентраций ключевых изотопов.

Настоящее исследование посвящено разработке нейтронно-физической модели реактора ВВЭР-1000 и анализу выгорания топлива в условиях первого топливного цикла. Полученные результаты включают оценку эффективного коэффициента размножения нейтронов, анализ профилей изменения концентраций топливных изотопов и исследование влияния эксплуатационных параметров на общую динамику выгорания. Проведено сравнение результатов расчетов характеристик с данными различных исследований, опубликованных в открытой печати.

В отличие от большинства существующих публикаций, настоящее исследование учитывает изменение концентрации урана и воспроизводства плутония в расчете выгорания топлива на протяжении первого топливного цикла, а также использует адаптивный временной шаг для учета динамики короткоживущих изотопов, таких как  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$ . Это позволяет более точно моделировать переходные процессы и реактивные эффекты, что является важным преимуществом предлагаемого подхода.

### Объект исследования

На большинстве атомных станций используется реактор ВВЭР-1000 с номинальной тепловой мощностью 3000 МВт (1000 МВт электрической). Активная зона реактора содержит 163 тепловыделяющие сборки (ТВС) с общей загрузкой топлива ( $\text{UO}_2$ ) 80,3 тонн. Количество партий топлива в исходной активной зоне составляет 4 партии с обогащением 2 % ( $^{235}\text{U}$ ), 3 % ( $^{235}\text{U}$ ) и 3,3 % ( $^{235}\text{U}$ ) [4]. Профилированная ТВС имеет периферийные топливные элементы с обогащением 3 % ( $^{235}\text{U}$ ) (рисунок 1). Высота топливной части активной зоны составляет 3530 мм, а расстояние между ТВС – 236 мм [5,6].

ТВС реактора ВВЭР-1000 представляет собой конструкцию с размером «под ключ» 234 мм и включает 312 топливных элементов (ТВЭЛы), которые равномерно расположены по треугольной схеме с шагом 12,75 мм между ними (рисунок 2).

В каждой ТВС размещено 18 направляющих каналов и одна центральная труба для установки датчиков измерения энерговыделения.

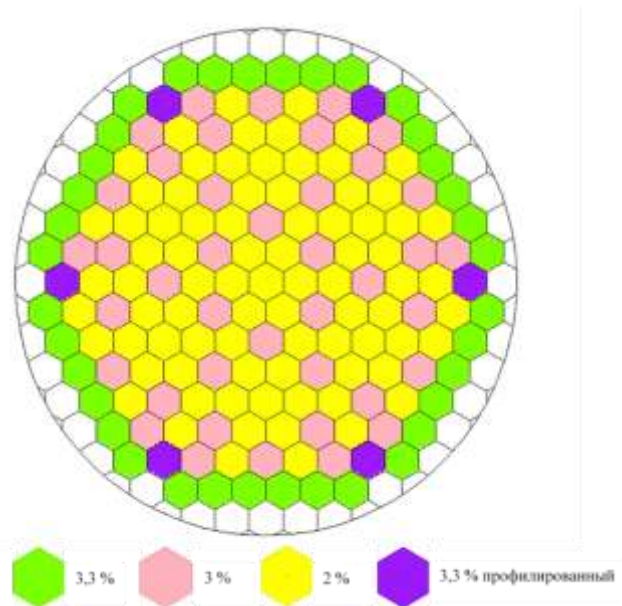
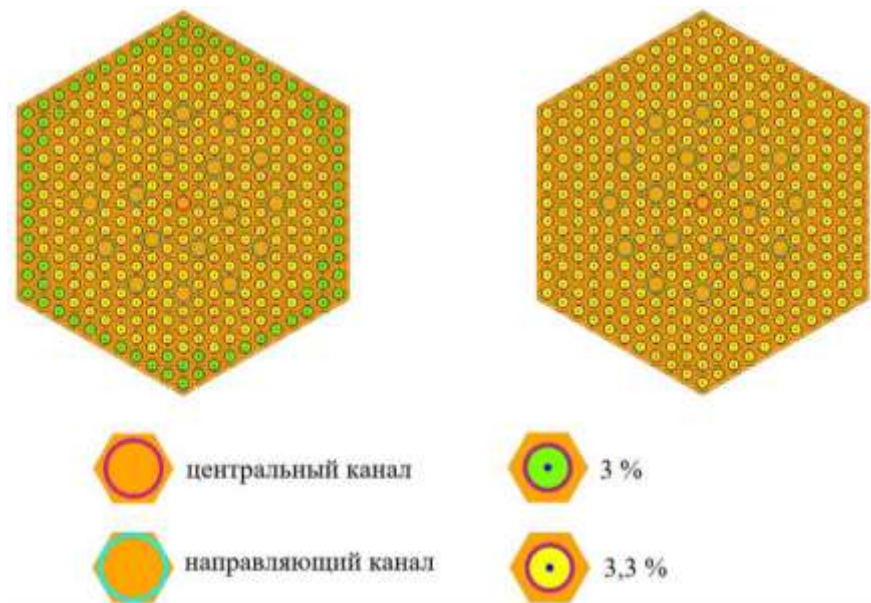


Рисунок 1 – Конфигурация активной зоны

Направляющие каналы выполнены из нержавеющей стали, а для центральной трубы

используется циркониевый сплав с добавлением 1 % ниобия. Размер центральной трубы составляет 11 мм в диаметре с толщиной стенки

0,8 мм, а направляющие каналы имеют диаметр 12,6 мм с толщиной стенки – 0,8 мм.



**Рисунок 2** – Разница между профилированной и не профилированной тепловыделяющей сборкой

Твэл состоит из герметичной оболочки, внутри которой размещается топливо и локализуются продукты деления. В твэл помещены цилиндрические таблетки из диоксида урана с плотностью  $10400 \text{ кг/м}^3$ , каждая с наружным диаметром 7,53 мм. Общая длина топливного столба – 3530 мм. В центре топливной таблетки есть отверстие диаметром 1,4 мм с фасками по краям, что вместе с зазором между таблеткой и оболочкой позволяет компенсировать увеличение таблетки из-за радиационного распухания. Оболочка твэла из циркониевого сплава обеспечивает прочность конструкции, сохраняет её размеры стабильными и защищает топливо от коррозии и эрозии, вызванной теплоносителем. Внутренний радиус оболочки – 3,9 мм, а внешний – 4,55 мм. Оболочка изготовлена из циркониевого сплава с добавлением 1 % ниобия, а зазор между топливом и оболочкой заполнен гелием.

В реакторе ВВЭР-1000 установлен 61 кластер органа регулирования СУЗ. В системе используется 18 поглощающих элементов, верхняя часть которых выполнена из карбида бора с плотностью  $1700 \text{ кг/м}^3$  ( $\text{B}_4\text{C}$ ), а нижняя – из титаната диспрозия с плотностью  $4900 \text{ кг/м}^3$  ( $\text{Dy}_2\text{O}_3 \times \text{TiO}_2$ ). Полная высота поглотителя

составляет 3530 мм, при этом высота верхней части – 3230 мм, а нижней – 300 мм. Внешний диаметр оболочки поглощающих элементов составляет 8,2 мм при толщине 0,6 мм, и выполнена она из нержавеющей стали.

### Нейтронно-физическая модель

Для выполнения нейтронного анализа всей активной зоны реактора ВВЭР-1000 был использован компьютерный код MCNP6, основанный на методе Монте-Карло [2] с использованием библиотек ядерных данных ENDF/B-VII.0 [7].

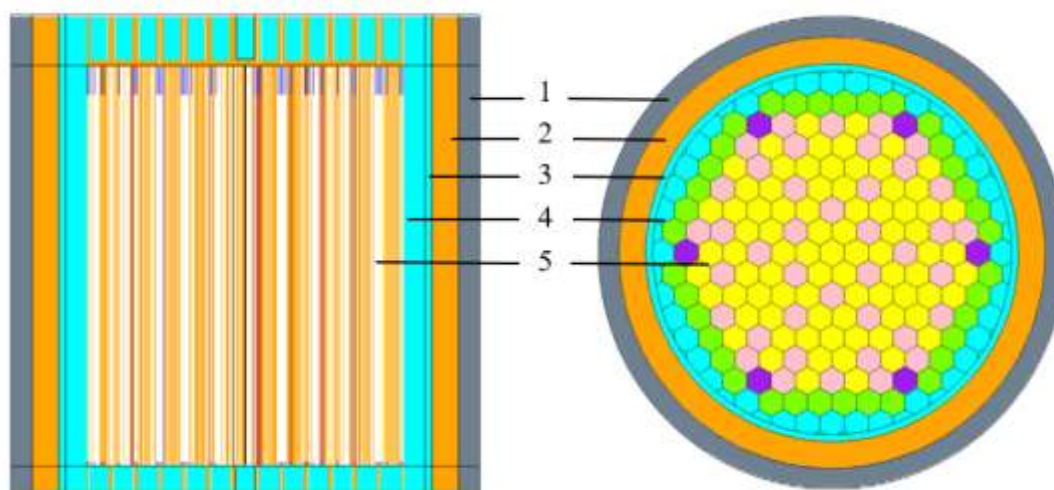
В коде MCNP6 расчет выгорания топлива выполняется с использованием специальной карточки BURN, которая позволяет учитывать изменения изотопного состава топлива в процессе эксплуатации реактора. Данная карточка задает параметры расчета выгорания топлива, включая временные шаги (TIME), мощность реактора (POWER), облучаемые материалы (MAT) и минимальную концентрацию изотопов (AFMIN). Включение BURN в расчет позволяет более точно прогнозировать нейтронно-физические характеристики активной зоны на протяжении



топливного цикла и способствует корректной верификации модели реактора.

В расчётах критичности нейтронов были использованы следующие параметры: общее количество нейтронов составило 10 000 000, начальное значение коэффициента размножения нейтронов принято равным 1,00. Для достижения стационарного режима было пропущено 50 начальных циклов, после чего проведено 200 итерационных циклов моделирования. Полученная погрешность расчёта  $k_{eff}$  составила порядка  $\pm 0,00002-0,00003$ , что соответствует относительной ошибке  $\pm 0,002-0,003\%$  и является приемлемым уровнем точности для нейтронно-физических расчётов с использованием методов Монте-Карло.

На рисунке 3 показана полная геометрическая модель активной зоны реактора ВВЭР-1000 разработанная с помощью кода MCNP6. Модель точно описывает все размерно-материальные характеристики активной зоны реактора ВВЭР-1000 и включает в себя все необходимые компоненты активной зоны: (1) топливные сборки с тепловыделяющими элементами, (2) верхний, нижний и боковые отражатели, (3) органы регулирования мощности, (4) конструкционные элементы. Визуализация модели выполнена в редакторе VisEd, использование которого позволяет наглядно представлять структуру и компоновку модели, что облегчает ее построение и отладку.



1 – корпус, 2 – отражатель, 3 – шахта, 4 – выгородка, 5 – активная зона

**Рисунок 3** – Графическое представление расчетной модели реактора

### Верификация модели по эффективному коэффициенту размножения нейтронов

Коэффициент размножения был рассчитан при условии, что концентрация бора в течение первого цикла составляла 600 ppm (parts per million – это единица измерения концентрации, равная  $1 \cdot 10^{-6}$ ) в качестве среднего значения, а температуры теплоносителя и топлива 300 К. Предполагается, что стержни управления рабочей группой (группа №10) закреплены на расстоянии 80 % от основания [8]. Это положение было принято за среднее значение положений стержней управления за весь цикл, поскольку рабочая группа перемещается с 70 % до 90 % в течение

цикла. Было установлено, что значение  $k_{eff}$  равно  $1,13518 \pm 0,00007$ .

В таблице 1 представлено сравнение результатов нейтронно-физических расчетов ( $k_{eff}$ ), выполненных для различных вариантов обогащения партий топлива, с литературными данными. Верификация проводилась для конфигурации активной зоны с ТВС, обладающими различными уровнями обогащения топлива. Было рассмотрено 11 вариантов топливного обогащения. Это позволяет оценить влияние изменения обогащения на нейтронно-физические характеристики активной зоны, что является важным этапом верификации модели реактора ВВЭР-1000.

**Таблица 1** – Сравнение обогащения топлива различных партий

Вариант расчета	Обогащение по $^{235}\text{U}$ , %			$k_{\text{eff}}$ (литература) [8]	$k_{\text{eff}}$ (расчет)	$\delta$ , %
	Партия 1	Партия 2	Партия 3			
1	2	3	3,3	1,13554	1,13518	0,036
2	2,1	3,15	3,465	1,15027	1,14987	0,040
3	2,2	3,3	3,63	1,16339	1,16389	0,050
4	2,3	3,45	3,795	1,17580	1,17727	0,147
5	2,4	3,6	3,96	1,18751	1,18989	0,238
6	2,5	3,75	4,125	1,19820	1,20201	0,381
7	2,6	3,9	4,29	1,20854	1,21338	0,484
8	2,7	4,05	4,455	1,21838	1,22433	0,595
9	2,8	4,2	4,62	1,22758	1,23451	0,693
10	2,9	4,35	4,785	1,23630	1,24454	0,824
11	3,0	4,5	4,95	1,24455	1,25400	0,945

Отклонение результатов расчетных значений  $k_{\text{eff}}$  от литературных данных не превышает 1 % во всех вариантах конфигурации активной зоны. Это позволяет говорить о правильности и надежности модели, что является ключевым моментом, поскольку достоверная модель является основой для прогнозирования поведения топлива в условиях работы реактора, а также для обеспечения его безопасной и эффективной эксплуатации.

Дополнительно в расчетах учитывался переменный график мощности реактора – с чередованием периодов работы на полной и частичной мощности. Это позволило отразить влияние переходных режимов на изменение коэффициента размножения и на накопление отравляющих изотопов в активной зоне.

### Методика расчёта выгорания топлива

Для моделирования выгорания топлива в активной зоне реакторной установки ВВЭР-1000 использовалась схема расчётов с поэтапным учётом накопления и выгорания нуклидов. Процесс выгорания моделировался в разрезе по времени кампании реактора с различными шагами по времени, в зависимости от характеристик нуклидов.

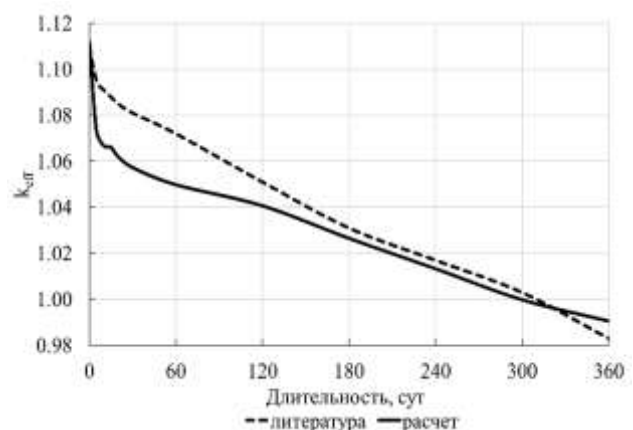
Для основных делящихся и накапливаемых нуклидов, таких как уран и плутоний, расчёты выполнялись с интервалами по времени в несколько суток (от 5 до 60). Такие шаги позволяют точно отразить медленно развивающиеся изменения в составе топлива на протяжении всей кампании.

Для короткоживущих продуктов деления, критичных для нейтронной кинетики, в частности ксенона-135 и самария-149, использовался

адаптивный шаг по времени (от 1,5 часов до 10 суток) для более точного учёта их быстрой динамики. Эти шаги обеспечивают точное воспроизведение реактивных колебаний, связанных с наработкой и распадом нейтрон-поглощающих изотопов.

### Анализ выгорания топлива

На рисунке 5 показан график изменения эффективного коэффициента размножения нейтронов при моделировании работы реактора в течение одной кампании на номинальной мощности. Проведено сравнение расчетных данных с литературными [8], при этом приняты следующие условия: температура топлива составляет 600 К, температура теплоносителя – 600 К, плотность теплоносителя – 700 кг/м<sup>3</sup>, а тепловая мощность реактора – 3000 МВт. Был выполнен расчёт с последовательным снижением концентрации борной кислоты в теплоносителе от 600 до 0 ppm с интервалом 120 ppm на каждом 60-дневном этапе топливной кампании.

**Рисунок 5**– Изменение значений  $k_{\text{eff}}$  по времени

Длительность кампании ядерного топлива составила 360 суток, эффективный коэффициент размножения нейтронов на конец кампании ядерного топлива составил 0,99059. Тепловые нейтроны вносят основной вклад в деление, благодаря высокому сечению взаимодействия в этом диапазоне. В таблице 2 представлена информация о доли делений с учетом энергетических групп в этом топливе полученные в результате расчетов. Здесь учтены изменения сечений взаимодействия и изменения числа вторичных нейтронов от энергии взаимодействующих нейтронов.

**Таблица 2** – Зависимость доля делений от группы нейтронов

Группа нейтронов	Доля делений, %
Тепловые, $E < 0,625$ эВ	82,57
Промежуточные, $0,625 \text{ кэВ} < E < 100 \text{ кэВ}$	9,59
Быстрые, $E > 100 \text{ кэВ}$	8,34

#### Верификация модели по изменению концентрации $^{235}\text{U}$ и $^{238}\text{U}$ в процессе выгорания топлива

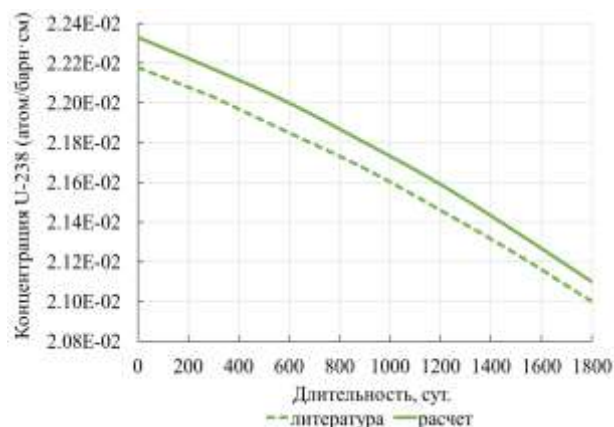
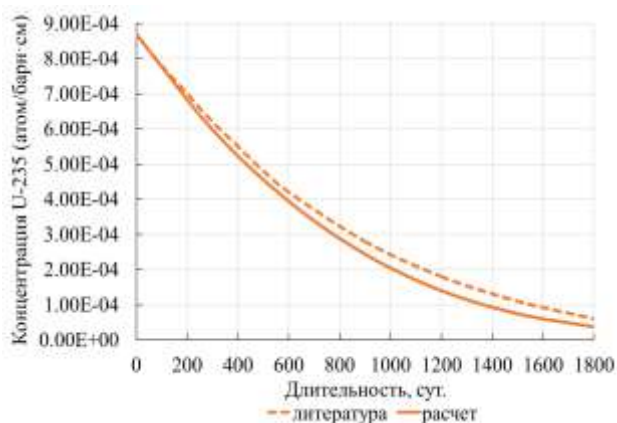
Расчет концентрации  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  в процессе выгорания топлива является ключевым элементом анализа работы реактора ВВЭР-1000.  $^{235}\text{U}$  является основным делящимся материалом, который обеспечивает цепную реакцию деления, поддерживая стабильную выработку энергии. Сечение поглощения тепловых нейтронов  $^{235}\text{U}$  очень велико ( $582,6 \pm 1,1$  барн) по сравнению с сечением поглощения тепловых нейтронов  $^{238}\text{U}$  ( $2,683 \pm 0,012$  барн). По мере выгорания топлива его концентрация снижается, что напрямую влияет на реактивность активной зоны и

эффективность работы реактора.  $^{238}\text{U}$ , в свою очередь, участвует в радиационном захвате нейтронов, образуя вторичный делящийся материал –  $^{239}\text{Pu}$ , который вносит значительный вклад в поддержание реакции деления на поздних стадиях топливного цикла. Контроль за изменением этих изотопов позволяет точно прогнозировать срок службы топлива и корректировать параметры эксплуатации для обеспечения надежной и безопасной работы реактора [9].

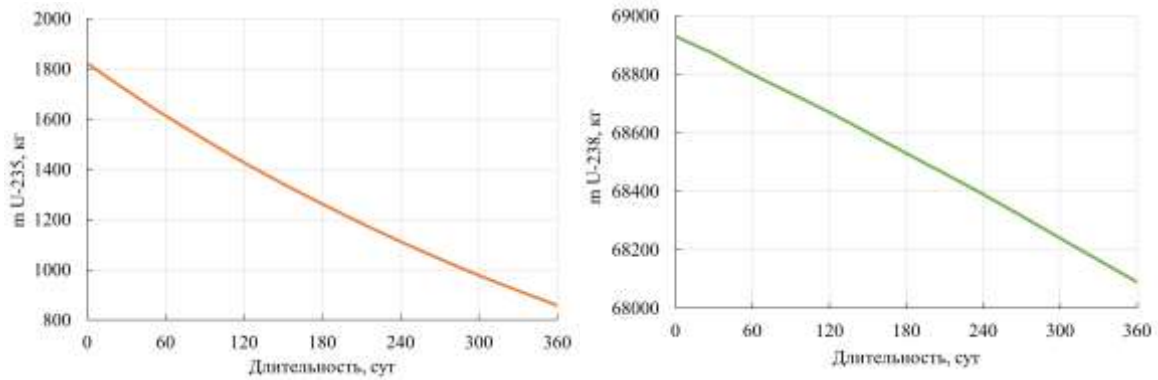
На рисунке 6 показано изменение концентрации изотопов  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  в топливе тепловыделяющей сборки с обогащением 3,7 % в активной зоне реактора в процессе выгорания. Приведены расчетные результаты и их сравнение с литературными данными [10]. Для расчета были приняты следующие условия: температура топлива – 900 К, температура теплоносителя – 600 К. На рисунке 7 показано изменение массы изотопов  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  в топливе.

Исходя из данных графика, можно определить, что ежегодный расход урана-235 в имеющемся топливном цикле составляет 966 кг, а по литературным данным 982 кг [11].

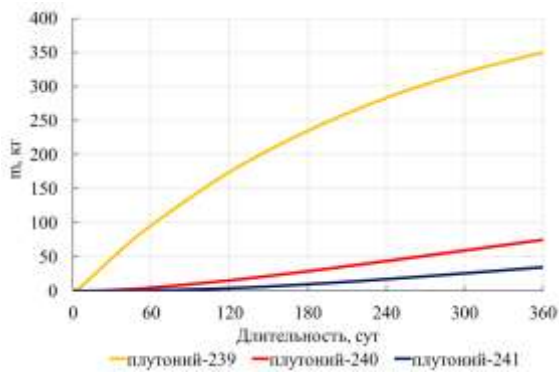
Воспроизводство ядерного топлива – это процесс образования в реакторе вторичных делящихся нуклидов из нуклидов, которые не делятся на тепловых нейтронах. В реакторах, работающих на уране, помимо выгорания делящегося нуклида  $^{235}\text{U}$ , при радиационном захвате нейтронов ядрами  $^{238}\text{U}$  (реакция  $(n, \gamma)$ ) образуются ядра нового делящегося нуклида  $^{239}\text{Pu}$ . Затем в результате последовательных захватов на  $^{239}\text{Pu}$  образуются также ядра  $^{240}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$  (рисунок 8). Это влияет на реактивность топлива и образование вторичных делящихся материалов, что необходимо учитывать для оптимизации работы реактора, повышения безопасности, планирования переработки и оценки эффективности топливного цикла.



**Рисунок 6** – Изменение концентрации  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  при выгорании



**Рисунок 7** – Изменение количества  $^{235}\text{U}$  и  $^{238}\text{U}$  при выгорании



**Рисунок 8** – Изменение количества Pu

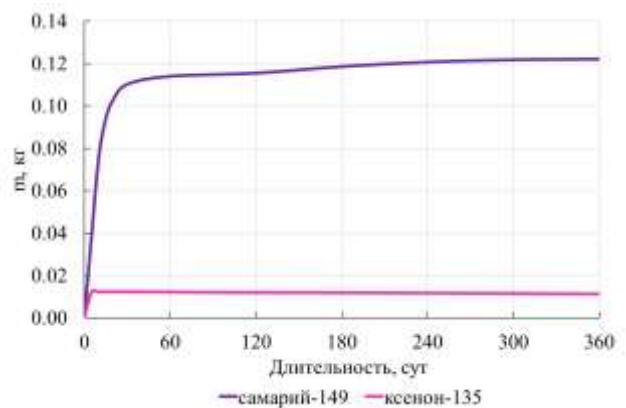
#### Расчет изменения концентрации $^{135}\text{Xe}$ и $^{149}\text{Sm}$ в процессе выгорания топлива

При работе ядерного реактора в топливе накапливаются изотопы, способные негативно влиять на реактивность. Большинство из них имеют малое сечение захвата тепловых нейтронов или небольшой удельный выход. Как правило, основной вклад в «отравление» реактора вносят изотопы  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$ , обладающие очень большим сечением поглощения тепловых нейтронов [12,13]. Концентрация  $^{135}\text{Xe}$  изменяется вследствие его образования при делении ядер  $^{235}\text{U}$ .  $^{135}\text{Xe}$  обладает наибольшим среди известных веществ микроскопическим сечением захвата тепловых нейтронов ( $2,5 \cdot 10^6$  барн), причем это значение резко уменьшается с ростом энергии нейтронов. В свою очередь, не весь  $^{135}\text{I}$  превращается в  $^{135}\text{Xe}$ , часть его выгорает в нейтронном потоке, но из-за низкого сечения захвата этот эффект незначителен. Графики изменений концентрации  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$  в активной зоне приведены на рисунке 9.

При увеличении обогащения урана возрастает число делений, что ведет к увеличению образования  $^{135}\text{I}$  и  $^{135}\text{Xe}$ , достигая максимума для чистого  $^{235}\text{U}$ . Однако сама по себе

концентрация ксенона не определяет изменение реактивности, поэтому в качестве показателя отравления используют относительное вредное поглощение ксеноном, выражающееся через отношение скорости захвата нейтронов  $^{135}\text{Xe}$  к скорости поглощения нейтронов  $^{235}\text{U}$ .

Стационарное отравление реактора также вызывается  $^{149}\text{Sm}$ , который имеет свои особенности. Его микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов составляет примерно ( $5 \cdot 10^4$  барн), но механизм его образования и выгорания отличается от  $^{135}\text{Xe}$ .  $^{149}\text{Sm}$  формируется через  $\beta$ -распады  $^{149}\text{Nd}$  и  $^{149}\text{Pm}$ , при этом его уменьшение происходит только за счет выгорания, так как он является стабильным нуклидом.



**Рисунок 9** – Изменение количества  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$

Равновесная концентрация  $^{149}\text{Sm}$  пропорциональна обогащению урана и плотности потока нейтронов, но в стационарном режиме зависит только от обогащения, что отличает его от ксенона. Для ВВЭР потеря реактивности из-за стационарного отравления самарием примерно в 5 раз меньше, чем от ксенона, а время достижения стационарного состояния в 15-20 раз больше.



### Характер изменения концентрации ксенона при изменении мощности реактора

Расчёт выгорания топлива проводился при изменяющемся уровне мощности реактора: в первые 30 суток реактор функционировал на мощности 3000 МВт, затем в течение следующих 30 суток – на мощности 2000 МВт, после чего вновь 30 суток – на уровне 3000 МВт.

Когда реактор переходит на более низкий уровень мощности концентрация  $^{135}\text{Xe}$  в активной зоне начинает изменяться. На начальном этапе после снижения мощности скорость образования  $^{135}\text{Xe}$  уменьшается пропорционально снижению плотности нейтронного потока, однако скорость его распада также уменьшается. Это приводит к тому, что в первые моменты концентрация  $^{135}\text{Xe}$  будет расти, даже несмотря на снижение мощности, поскольку скорость его образования по-прежнему будет выше скорости распада. В результате после уменьшения мощности наблюдается временное снижение  $k_{\text{эфф}}$ , которое показано на рисунке 10.

Со временем, по мере того как скорость образования  $^{135}\text{Xe}$  снижается из-за уменьшения концентрации  $^{135}\text{I}$  (который является предшественником  $^{135}\text{Xe}$ ), общая скорость его накопления также начинает падать. В какой-то момент скорость образования ксенона и его распада уравниваются. Это означает, что концентрация  $^{135}\text{Xe}$  достигает своего максимума, после чего её увеличение прекращается, и она начинает снижаться, пока не стабилизируется на новом уровне мощности [14]. График этого перехода выглядит как на рисунке 10, где видно, как концентрация  $^{135}\text{Xe}$  сначала растёт, достигает пика, а затем стабилизируется.

Когда реактор переводится на более высокий уровень мощности, в первые моменты концентрация  $^{135}\text{Xe}$  начинает изменяться. В начальный период после увеличения мощности скорость его убыли будет больше, чем скорость его образования. Это происходит из-за того, что после увеличения мощности в первую очередь повышается скорость расстрела  $^{135}\text{Xe}$  нейтронами, а скорость его образования вначале остается почти неизменной. Несмотря на увеличение скорости генерации  $^{135}\text{Xe}$  как непосредственного продукта деления, эта скорость всё ещё значительно меньше, чем скорость образования  $^{135}\text{Xe}$  из распадающегося йода. В результате после увеличения мощности

наблюдается временное увеличение  $k_{\text{эфф}}$ , которое показано на рисунке 10.

Со временем, по мере того как концентрация йода увеличивается и стремится к новому, более высокому стационарному значению, растёт и скорость его  $\beta$ -распада. Это ведёт к тому, что скорость образования  $^{135}\text{Xe}$  из  $^{135}\text{I}$  возрастает, и общее уменьшение скорости образования  $^{135}\text{Xe}$  начинает замедляться. В какой-то момент, когда скорости образования и убыли  $^{135}\text{Xe}$  уравниваются, концентрация  $^{135}\text{Xe}$  достигает минимума, после чего она начинает снова расти.

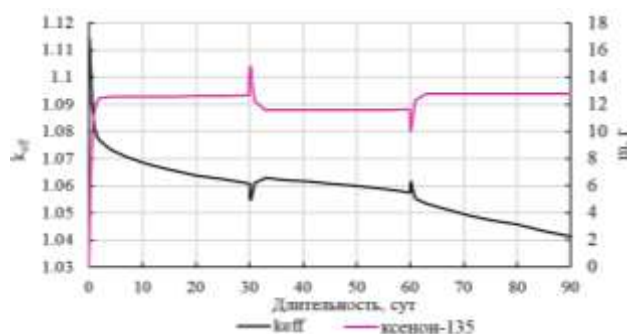


Рисунок 10 – Изменение количества  $^{135}\text{Xe}$  при изменении мощности

Это происходит до тех пор, пока концентрация  $^{135}\text{Xe}$  не стабилизируется на новом, более высоком уровне мощности. Этот процесс занимает примерно три дня, и графически его можно представить как переход от более низкого уровня отравления  $^{135}\text{Xe}$  к более высокому. При этом на рисунке видно, как концентрация  $^{135}\text{Xe}$  сначала уменьшается, а затем снова увеличивается, достигая нового стационарного уровня.

### Характер изменения концентрации самария при изменении мощности реактора

При изменении мощности реактора нарушается динамическое равновесие между накоплением и поглощением  $^{149}\text{Sm}$ , характерное для стационарного состояния. Скорость образования  $^{149}\text{Sm}$  определяется концентрацией  $^{149}\text{Pm}$ , тогда как его убывание – собственным содержанием и интенсивностью нейтронного потока.

При понижении мощности скорость образования  $^{149}\text{Sm}$  на первых этапах превышает его убывание, поскольку при сниженном потоке нейтронов интенсивность поглощения падает, а

концентрация  $^{149}\text{Pm}$  ещё остаётся высокой. Это приводит к временному увеличению содержания  $^{149}\text{Sm}$ , прежде чем система снова достигнет равновесия.

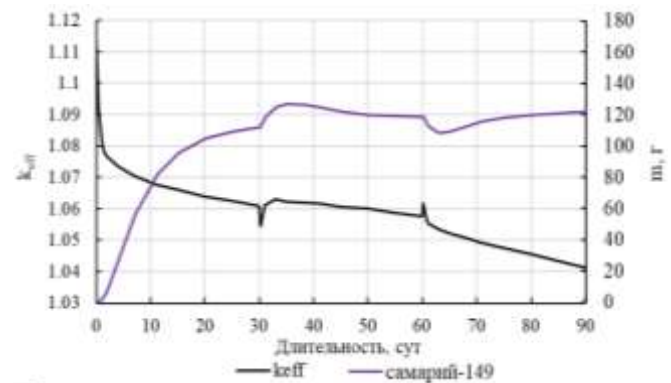
При резком повышении мощности, когда поток нейтронов возрастает,  $^{149}\text{Sm}$  начинает поглощаться быстрее, чем успевает образовываться. В результате его концентрация временно снижается.

После начального отклонения концентрации  $^{149}\text{Sm}$  вверх или вниз (в зависимости от направления изменения мощности) начинается постепенное возвращение к новому стационарному уровню. Такая форма переходного процесса напоминает поведение реактора при йод-ксеноновых эффектах: наблюдаются своеобразные «горбы» или «ямы» на графиках реактивности, но с более длительной временной шкалой.

## Выводы

На основе разработанной модели реактора ВВЭР-1000 в коде MCNP6 проведены расчеты нейтронно-физических характеристик, включая коэффициент размножения нейтронов и процесс выгорания топлива. Полученные данные показали хорошую согласованность с литературными значениями, что подтверждает достоверность модели. Анализ профилей выгорания топлива продемонстрировал ожидаемую динамику изменения концентрации  $^{235}\text{U}$ ,  $^{238}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Pu}$  и побочных продуктов деления, таких как  $^{135}\text{Xe}$  и  $^{149}\text{Sm}$ , что важно для прогнозирования реактивности и характеристик активной зоны в течение топливного цикла. Исследование влияния обогащения топлива на  $k_{\text{eff}}$  выявило, что рост обогащения способствует увеличению эффективности деления, что подтверждается как расчетными, так и литературными данными. Разработанная модель активной зоны позволяет учитывать реальные эксплуатационные параметры, включая распределение профилей мощности и изменения состава топлива. Это предоставляет возможность точного анализа

Графически переходные процессы реактора  $^{149}\text{Sm}$  при изменении мощности показано на рисунке 11.



**Рисунок 11** – Изменение концентрации  $^{149}\text{Sm}$  при изменении мощности

процессов в реакторе и их влияния на эксплуатационную эффективность и безопасность. Полученные результаты позволяют, в частности, определить условия, необходимые для расчета изотопного состава для его последующего использования при оценке ядерной безопасности систем обращения с отработавшим топливом с учетом выгорания.

## Благодарность

Работа была выполнена при поддержке Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан в рамках проектов:

1. Расчетное обоснование режимов внутриреакторных испытаний перспективного ядерного топлива (AP26199863).

2. Исследования в поддержку создания и безопасного функционирования атомной электростанции в Республике Казахстан (BR21882185)

## Литература References

1 А.Ю. Аникин, А.В. Курындина, Л.А. Курындина, А.А. Строганов, Мировой опыт использования подходов, учитывающих выгорание ядерного топлива при обосновании ядерной безопасности обращения с ОЯТ, Ядерная и радиационная безопасность **3**(53), 38–43 (2009). [A.Yu. Anikin, A.V. Kuryndin, L.A. Kuryndina, A.A. Stroganov, Global experience in using approaches considering nuclear fuel burnup in substantiating the nuclear safety of spent fuel management, Nuclear and Radiation Safety **3**(53), 38–43 (2009). (In Russ)].

- 2 MCNP6 Monte Carlo N-Particle Transport Code System, MCNP6.1. LANL (2013).
- 3 D.M. Seken, A.S. Surayev, R.A. Irkimbekov, G.A. Vityuk, N.Y. Mukhamedov, O.M. Zhanbolatov, and V.A. Vityuk, Development Of A Neutronic Model Of The Wwer-1000 Reactor Facility Core, Eurasian Journal of Physics and Functional Materials **9**(2), 6 (2025). <https://doi.org/10.69912/2616-8537.1248>
- 4 In-core Fuel Management Code Package Validation for WWERs', IAEA-TECDOC-847, November 1995.
- 5 С.А. Андрущенко и др., АЭС с реактором типа ВВЭР-1000. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта, (Москва, Логос, 2010), 604 с. [S.A. Andrushchenko, et al, Nuclear Power Plants with VVER-1000 Reactor: From Physical Principles of Operation to Project Evolution, (Moscow, Logos, 2010), p.604. (In Russ)].
- 6 T. Lötsch, V. Khalimonchuk, A. Kuchin, Proposal of a benchmark for core burnup calculations for a VVER-1000 reactor core, AER Symposium on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, Varna (Bulgaria), 21-25 Oct 2009, 57 (2009).
- 7 M.B. Chadwick, P. Obložinský, et al., ENDF/B-VII.0: next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology, Nuclear Data Sheets **107**(12), 2931-3060 (2006). <https://doi.org/10.1016/j.nds.2006.11.001>
- 8 Bulbul Ahammed D. A. A. S. From VVER-1000 to VVER-1200: Studying the impact of core changes, (2024).
- 9 K. Hadad, M. Yousefnia, Burnup and Neutronic Analysis of VVER-1000 Nuclear Reactor, Proceedings of 2010 LWR Fuel Performance/TopFuel/WRFP Orlando, Florida, USA, September 26-29, Paper 083.doc (2010).
- 10 A.I. Elazaka, G.V. Tikhomirov, A. Abdelghafar Galahom, Study the Neutronic Feasibility of Using Zr as an Energy Regulator Instead of Traditional Methods, Int J Energy Res. **45**, 10012–10023. <https://doi.org/10.1002/er.6494>
- 11 Ю.А. Казанский, Н.О. Кушнир, Е.С. Хныкина, Многократное использование топлива на основе тория в реакторе типа ВВЭР-1000, Известия вузов, Ядерная энергетика **3**, 53-64 (2022). <https://doi.org/10.26583/npe.2022.3.05> [Yu.A. Kazanskiy, N.O. Kushnir, E.S. Khnykina Multiple use of thorium-based fuel in a VVER-1000 type reactor, Izvestiya vuzov, Yadernaya energetika **3**, 53-64 (2022). (In Russ).]
- 12 L. Mercatali, A. Venturini, V.H. Sanchez, New Solutions for the OECD VVER-1000 LEU and MOX Burnup Computational Benchmark, Electronic resource: <https://publikationen.bibliothek.kit.edu/230098149/3816710> (access date 19.04.2025).
- 13 S.A. Khan, et al. Study of VVER-1000 OECD LEU and MOX computational benchmark with VISWAM code system, Nuclear Energy and Technology **2**(4), 312-334 (2016). <https://doi.org/10.1016/j.nucet.2016.11.008>
- 14 Г.Я. Мерзликин Основы теории ядерных реакторов, (Москва, Энергоиздат, 2001), 341 с. [G.Ya. Merzlikin, Fundamentals of Nuclear Reactor Theory, (Moscow, Energoatomizdat, 2001), 341 p. (In Russ)].

#### Мақала тарихы:

Түсті – 20.05.2025

Түзетілген түрде түсті – 15.07.2025

Қабылданды – 20.08.2025

#### Article history:

Received 20 May 2025

Received in revised form 15 July 2025

Accepted 20 August 2025

#### Авторлар туралы мәлімет:

1. **Дархан Секен** (автор-корреспондент) – Инженер, Қазақстан Республикасы Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов, Қазақстан; магистрант, Шәкәрім университеті, Семей, Қазақстан; e-mail: [seken@nnc.kz](mailto:seken@nnc.kz)

2. **Артур Сураев** – PhD, жетекші ғылыми қызметкер, Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов, Қазақстан; e-mail: [suraev@nnc.kz](mailto:suraev@nnc.kz)

3. **Руслан Иркимбеков** – ф.-м.ғ.к., PhD, доцент, зертхана меңгерушісі, Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов, Қазақстан; e-mail: [irkimbekov@nnc.kz](mailto:irkimbekov@nnc.kz)

4. **Олжас Жанболатов** – PhD докторанты, ғылыми қызметкер, Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов, Қазақстан; e-mail: [zhanbolatov@nnc.kz](mailto:zhanbolatov@nnc.kz)

#### Information about authors:

1. **Darkhan Seken** (corresponding author) – Engineer, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan; Master's student, Shakarim University, Semey, Kazakhstan; e-mail: [seken@nnc.kz](mailto:seken@nnc.kz)

2. **Artur Suraev** – PhD, Senior Researcher, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan; e-mail: [suraev@nnc.kz](mailto:suraev@nnc.kz)

3. **Ruslan Irkimbekov** – Cand. Phys.-Math. Sci., PhD, Associate Professor, Head of Laboratory, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan; e-mail: [irkimbekov@nnc.kz](mailto:irkimbekov@nnc.kz)

4. **Olzhas Zhanbolatov** – PhD Doctoral Student, Researcher, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan; e-mail: [zhanbolatov@nnc.kz](mailto:zhanbolatov@nnc.kz)

5. **Галина Витюк** - PhD, зертхана меңгерушісі, Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов, Қазақстан; e-mail: [Shmeleova@nnc.kz](mailto:Shmeleova@nnc.kz)

6. **Нұржан Мухамедов** - PhD, доцент, кафедра меңгерушісі, Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов, Қазақстан; e-mail: [mukhamedov@nnc.kz](mailto:mukhamedov@nnc.kz)

7. **В.А. Витюк** – Физика-математика ғылымдарының кандидаты, PhD, доцент, Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығының ғылым жөніндегі бас директорының орынбасары, Курчатов, Қазақстан; e-mail: [vityuk@nnc.kz](mailto:vityuk@nnc.kz)

5. **Galina Vityuk** – PhD, Head of Laboratory, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan; e-mail: [Shmeleova@nnc.kz](mailto:Shmeleova@nnc.kz)

6. **Nurzhan Mukhamedov** – PhD, Associate Professor, Head of Department, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan; e-mail: [mukhamedov@nnc.kz](mailto:mukhamedov@nnc.kz)

7 **V.A. Vityuk** – Cand. Phys.-Math. Sci., PhD, Associate Professor, Deputy Director General for Science, National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan; e-mail: [vityuk@nnc.kz](mailto:vityuk@nnc.kz)