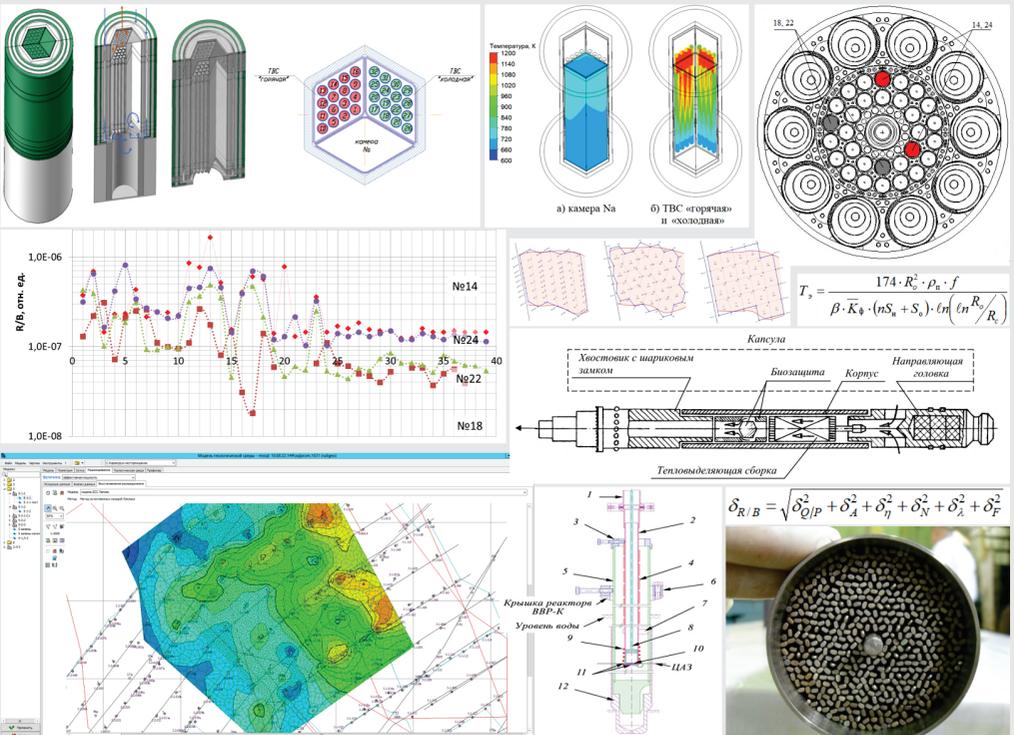




# ЯДЕРНЫЙ ПОТЕНЦИАЛ КАЗАХСТАНА

выпуск 15





# ЯДЕРНЫЙ ПОТЕНЦИАЛ КАЗАХСТАНА

сборник докладов 16-ого молодежного семинара  
молодых специалистов предприятий  
ядерной отрасли Республики Казахстан

ЯДЕРНЫЙ ПОТЕНЦИАЛ КАЗАХСТАНА: Сборник докладов, выпуск 15, 2020 / Ассоциация «Ядерное общество Казахстана». — Нур-Султан, 2020, 82 стр.

Семинары «Ядерный потенциал Казахстана» организуются ассоциацией «Ядерное общество Казахстана» ежегодно для молодых специалистов ядерных предприятий. Каждый семинар проходит на базе разных предприятий ядерной отрасли Республики.

Цели и задачи:

- активизация творческой деятельности и поддержка научного и технического творчества молодых ученых и специалистов ядерных предприятий;
- содействие профессиональному росту молодежи, развитию молодежных научных инициатив и закреплению молодых ученых и специалистов на ядерных предприятиях РК;
- представление, защита и реализация профессиональных, интеллектуальных, юридических интересов и прав молодых ученых и специалистов на ядерных предприятиях РК.

На семинарах обсуждаются проблемы уранодобывающей промышленности; производства ядерного топлива; атомной энергии; ядерной физики, радиозекологии, геофизики; юридические, макроэкономические и образовательные аспекты в ядерной отрасли.

В семинарах ежегодно принимают участие представители организаций ядерного профиля: Казатомпром, УМЗ, НЯЦ РК, ИАЭ НЯЦ РК, ИРБЭ НЯЦ РК, ИЯФ РК, ИГИ, Волговгеология, ИВТ, уранодобывающих предприятий, а также студенты КазНУ им.Аль-Фараби и КазНТУ им.Сатпаева.

По единодушному мнению участников семинары являются весьма полезными, стимулирующими к дальнейшему взаимодействию.

## ИЗВЛЕЧЕНИЕ РЕНИЯ ИЗ РЕГЕНЕРИРОВАННОЙ СМОЛЫ УРАНДОБЫВАЮЩЕГО ПРЕДПРИЯТИЯ ТОО «ДП «ОРТАЛЫК»

**Антонов Д.С.<sup>1</sup>, Кабдрахим А.У.<sup>1</sup>, Кумарбекова А.Т.<sup>2</sup>**

<sup>1</sup>ТОО «ДП «ОРТАЛЫК», Шымкент, Казахстан

<sup>2</sup>ТОО «ИВТ», Алматы, Казахстан

Наличие в рудах месторождений Чу-Сарысуйской депрессии наряду с ураном ряда ценных компонентов, переходящих в процессе сернокислотного подземного скважинного выщелачивания (ПСВ) в продуктивные растворы (ПР), позволяет рассматривать их как нетрадиционный источник добычи таких элементов как рений, скандий, лантаноиды.

Присутствие рения в водных растворах в виде перренат-иона определяет возможность его извлечения анионитами различной основности. Т.к. рений сорбируется на сильноосновной анионит при сорбционном концентрировании урана, особый интерес представляет возможность разработки технологических схем извлечения рения в процессе совместной с ураном сорбции из сульфатных растворов сильноосновными анионитами с последующим десорбционным разделением компонентов [1; 2].

Объектом исследований настоящей работы является ионообменная смола участка переработки продуктивных растворов (УППР) ПСВ урана рудника Центральный Мынкудук.

Цель работы:

1. Изучение распределения рения по технологическим переделам основного (уранового) производства (сорбция урана, десорбция урана, денитрация сорбента) УППР рудника Центральный Мынкудук;
2. Лабораторные исследования возможности попутного извлечения рения с ионообменного сорбента, используемого на предприятии.

С целью изучения поведения рения на технологических переделах УППР рудника Центральный Мынкудук с двух модулей участка (модуль 1 и 2) отбирались пробы сорбента и растворов по технологической цепочке (сорбция урана, десорбция урана, регенерация смолы). Анализ твердых и жидких проб осуществлялся в аккредитованной лаборатории филиала «ИВТ-Зерде» ТОО «ИВТ» с использованием масс-спектрометрического метода анализа на приборе iCAP-Q ThermoScientific.

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕНИЯ НА ПЕРЕДЕЛЕ СОРБЦИИ УРАНА ИЗ ПР

В таблицах 1 и 2 представлены результаты анализа сорбента и растворов на рений на сорбционном переделе.

**Таблица 1. Результаты определения рения на модуле 1 сорбционного передела**

Анализируемый материал	Содержание рения, мг/дм <sup>3</sup>
Продуктивный раствор	0,353
Сорбент на сорбцию	570,1
Сорбент после сорбции	560,9
Маточные растворы после сорбции	0,348

**Таблица 2. Результаты определения рения на модуле 2 сорбционного передела**

Анализируемый материал	Содержание рения, мг/дм <sup>3</sup>
Продуктивный раствор	0,353
Сорбент на сорбцию	734,4
Сорбент после сорбции	707,4
Маточные растворы после сорбции	0,353

Анализ данных таблиц 1 и 2 позволяет сделать вывод, что сорбент достиг полной динамической обменной ёмкости (ПДОЕ) по рению. Об этом свидетельствуют практически равные значения концентрации рения в исходном продуктивном растворе и в маточных растворах после сорбции урана. Незначительное расхождение данных по содержанию рения в смоле **ДО** сорбции и **ПОСЛЕ** сорбции можно отнести к погрешностям, которые имеют место быть при отборе проб смолы и анализе.

### **ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕНИЯ НА ПЕРЕДЕЛЕ ДЕСОРБЦИИ УРАНА**

В таблицах 3 и 4 представлены результаты по определению рения на стадии десорбции урана. Из представленных данных в таблицах 4 и 5 видно, что рений не извлекается в товарный десорбат при осуществлении десорбции урана. Также видно, что в десорбирующем растворе имеется достаточно высокое содержание рения, который дополнительно поглощается сорбентом при десорбции урана, об этом также свидетельствует снижение содержания рения в товарном урансодержащем десорбате.

**Таблица 3. Результаты определения рения на модуле 1 десорбционного передела**

Анализируемый материал	Содержание рения, мг/дм <sup>3</sup>
Продуктивный раствор	560,9
Сорбент на сорбцию	6,2
Сорбент после сорбции	568,0
Маточные растворы после сорбции	4,61

**Таблица 4. Результаты определения рения на модуле 2 десорбционного передела**

<b>Анализируемый материал</b>	<b>Содержание рения, мг/дм<sup>3</sup></b>
Продуктивный раствор	707,4
Сорбент на сорбцию	9,7
Сорбент после сорбции	739,1
Маточные растворы после сорбции	4,6

### **ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕНИЯ НА ПЕРЕДЕЛЕ ДЕНИТРАЦИИ (РЕГЕНЕРАЦИИ) СОРБЕНТА**

Данные по определению рения на стадии денитрации сорбента представлены в таблицах 5 и 6.

**Таблица 5. Результаты определения рения на стадии денитрации сорбента, модуль 1**

<b>Анализируемый материал</b>	<b>Содержание рения, мг/дм<sup>3</sup></b>
Продуктивный раствор	568,0
Сорбент на сорбцию	2,5
Сорбент после сорбции	558,1
Маточные растворы после сорбции	6,4

**Таблица 6. Результаты определения рения на стадии денитрации сорбента, модуль 2**

<b>Анализируемый материал</b>	<b>Содержание рения, мг/дм<sup>3</sup></b>
Продуктивный раствор	739,1
Сорбент на сорбцию	1,9
Сорбент после сорбции	722,0
Маточные растворы после сорбции	10,0

Данные таблиц 5 и 6 показывают, что при денитрации (регенерации) сорбента происходит отмывка рения с сорбента. Подтверждение тому, увеличение содержания рения в растворах после денитрации. Следует отметить что маточный раствор после денитрации является оборотным и используется для приготовления десорбирующего раствора, т.е. имеет место циркуляция рения с растворами в цикле «десорбция урана – регенерация смолы».

### **ДЕСОРБЦИЯ РЕНИЯ С ИОНООБМЕННОГО СОРБЕНТА В ЛАБОРАТОРНЫХ УСЛОВИЯХ**

Для проведения эксперимента была отобрана представительная проба сорбента с участка ППР рудника Центральный Мынкудук. Проба отбиралась после

десорбции урана. Данная проба смолы была подвергнута анализу на содержание рения и урана в лаборатории филиала «ИВТ-Зерде» масс-спектрометрическим методом (MS-ICP), результаты которого показали, что содержания их составляют:

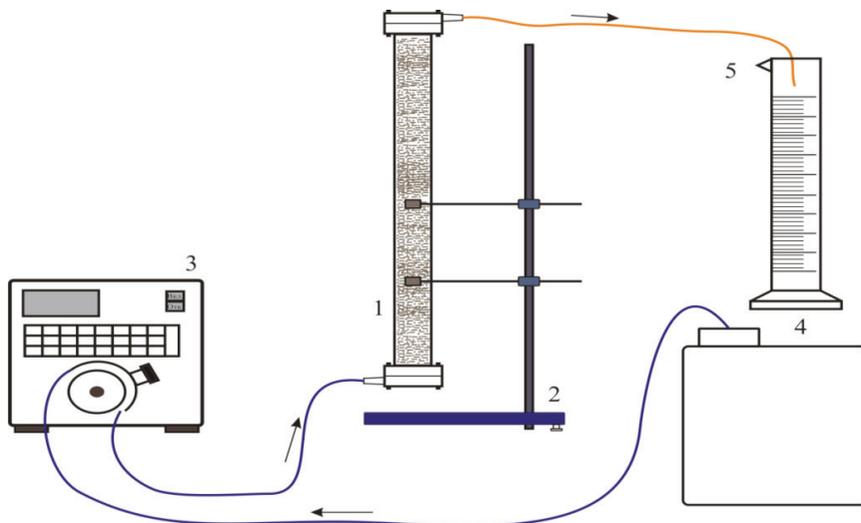
Re – 2,37 мг/г (944,22 мг/дм<sup>3</sup>), U – 1,44 мг/г (573,7 мг/ дм<sup>3</sup>).

В соответствии с разработанной в ТОО «ИВТ» технологией, десорбция рения со смолы осуществляется раствором смеси нитрата аммония и серной кислоты - 250 г/дм<sup>3</sup> NH<sub>4</sub>NO<sub>3</sub> и 20-40 г/дм<sup>3</sup> H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>.

Условия проведения эксперимента по десорбции рения:

- состав десорбирующего раствора – нитрат аммония (NH<sub>4</sub>NO<sub>3</sub>, 250 г/л) с варьированием концентрации серной кислоты (H<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>) – 20; 40 и 80 г/л;
- скорость пропускания раствора – 1 уд.об./ч;
- периодичность отбора пробы – каждый час;
- общая продолжительность – 20 ч.

Для проведения лабораторного эксперимента была собрана установка, представленная на рисунке 1.



- 1 – сорбционная колонка; 4 – емкость для десорбирующего раствора;  
 2 – штатив; 5 – мерный цилиндр для сбора раствора  
 3 – перистальтический насос;

Рисунок 1. Схема экспериментальной установки

В сорбционную колонку ( $V = 500$  мл) загружалась ренийсодержащая смола после рудника Центральный Мынкудук в количестве 450 мл. С помощью лабораторного насоса в колонку снизу-вверх при удельной нагрузке – 1 удельный объем в час подавался предварительно приготовленный десорбирующий раствор

заданного состава. Время начала десорбции рения фиксировалось. Скорость пропускания десорбирующего раствора через слой смолы контролировалась и поддерживалась на уровне 1 уд.об./ч в ходе всего эксперимента. По истечении каждого часа десорбции отбирались пробы раствора для анализа их на содержание рения и урана. По окончании эксперимента исследуемая смола промывалась водой до значения pH в растворе на выходе из колонны 5,5-6,0, после чего выгружалась в емкость и тщательно перемешивалась. Из данного объема отбиралась проба с целью определения остаточного содержания рения.

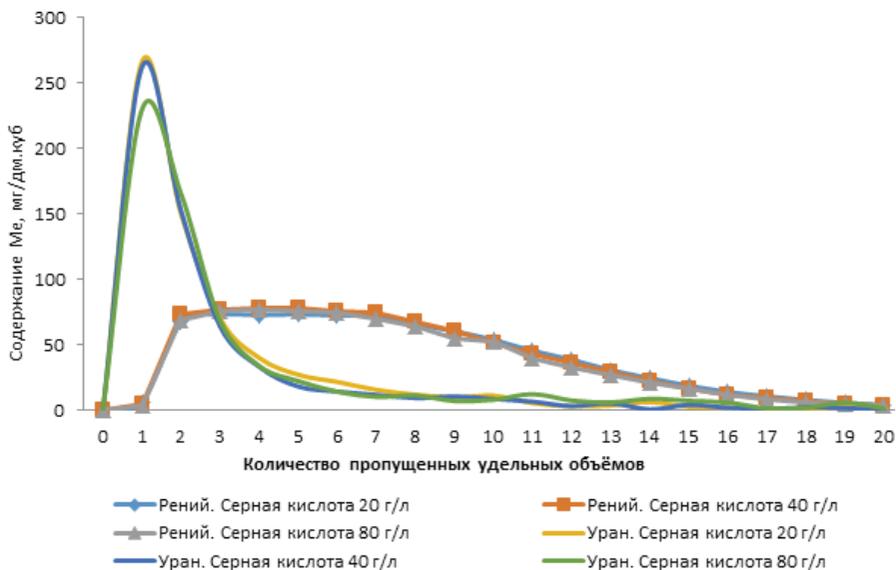


Рисунок 2. Кривые десорбции рения и урана при различной концентрации серной кислоты в десорбирующем растворе

На рисунке 2 представлены графики десорбции рения и урана с варьированием концентрации серной кислоты в десорбирующем растворе. По графикам кривых отчетливо видно, что уран десорбируется со смолы раньше, чем рений. Рений выделяется в раствор при пропускании через смолу значительно большего количества десорбирующего раствора – 18-19 удельных объемов. Так же видно, что увеличение содержания серной кислоты в десорбирующем растворе не оказывает значительного влияния на улучшение десорбции рения. Таким образом, концентрацию серной кислоты 20 г/дм³ в десорбирующем растворе можно считать оптимальной для осуществления десорбции рения со смолы рудника Центральный Мынкудук. Среднее содержание рения в полученном десорбате составило ~52,4 мг/дм³, что можно классифицировать как «богатое», относительно среднего диапазона 25-40 мг/дм³ Re.

## **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Вышеприведенные параметры и показатели процесса десорбции позволяют прогнозировать достижение аналогичных или более высоких качественных показателей при осуществлении дальнейшего экстракционного концентрирования рения из десорбата оптимального состава.

## **СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Временная технологическая инструкция по эксплуатации схемы десорбционного разделения урана и рения на анионите ВП-1Ап в процессе нитратной десорбции. АО «КГРК» 1989 г.
2. Калинин А.Ю., Андреев Г.Г. Исследование десорбции рения с ионита Ambersep 920U для комплексной переработки растворов ПСВ урана. Известия ТПУ 2012, т. 321, №3.

## НЕЙТРОННАЯ РАДИОГРАФИЯ И ТОМОГРАФИЯ НА БАЗЕ РЕАКТОРА ВВР-К

**Базарбаев Е.М.<sup>1</sup>, Мухаметулы Б.<sup>1,2,3</sup>,  
Шаймерденов А.<sup>2</sup>, Назаров К.<sup>2,3</sup>, Мырзабекова Э.Б.<sup>3</sup>**

<sup>1</sup>Казахский национальный университет им. аль-Фараби,  
Алматы, Казахстан

<sup>2</sup>РГП «Институт ядерной физики» МЭ РК, Алматы, Казах-  
стан

<sup>3</sup>Объединенный институт ядерных исследований, Дубна,  
Россия

Нейтроннография зарекомендовала себя одним из важных методов неразрушающего контроля (НК) для изучения атомной и магнитной структуры материала. В основе метода лежит взаимодействие нейтронов с веществом, а именно дифракция и неупругое рассеяние нейтронов. Данный метод НК широко используется в науке [1], в изучении культурных достояний [2] и в индустрии [3,4]. Для получения изображений нейтронной радиографии и томографии (НРИТ) используется неупругое рассеяние нейтронов. Стоит отметить преимущественные свойства нейтронов такие как: нейтральный заряд позволяет взаимодействовать с ядрами, имеет высокую проникающую способность, магнитный момент позволяет получать информацию о магнитной структуре, чувствителен к материалам с низким числом  $Z$ .

Дадим следующее определение для НРИТ. Нейтронная радиография – получение изображения образца в результате воздействия на детектор вторичных излучений, возникающих при облучении или просвечивании образца потоками тепловых нейтронов. Нейтронная томография – это функциональное развитие метода нейтронной радиографии, при которой выполняется объемная реконструкция внутреннего строения исследуемого объекта из набора отдельных радиографических изображений, полученных при различных угловых положениях образца относительно направления нейтронного пучка.

Экспериментальная установка для НРИТ TITAN (Transmission Imaging with Thermal Neutrons) расположен на первом радиальном канале реактора ВВР-К, ИЯФ, Алматы. Схема расположения установки представлена на рисунке 1. Одним из показателей разрешающей способности НРИТ является, характерное соотношение  $L/D$ , где  $L$  – расстояние от выходного отверстия коллиматора нейтронов до сцинтилляционной пластины, а  $D$  – диаметр выходного отверстия коллиматора. В установке TITAN  $L/D$  можно варьировать от 140 до 1 400. Также, размер просвечиваемой области составляет 200×200 мм.

Установка имеет экраны из свинца для отсеечения гамма-излучения и экран из сапфира для отсеечения быстрых нейтронов. Был измерен поток тепловых нейтронов с помощью активации золотой фольги, и поток составляет  $1 \times 10^9$  н.см<sup>-2</sup>с<sup>-1</sup>.

Постановка эксперимента следующее: замедленные нейтроны, вышедшие из активной зоны, попадают в систему коллиматора, которая покрыта ваку-

умной трубой для снижения потерь нейтронов. Также эта труба обернута в борополитилен, во избежание выхода нейтронов за пределы системы. На выходе из системы имеем пучок тепловых нейтронов. Далее, пучок тепловых нейтронов взаимодействует с исследуемым объектом. За объектом установлена детекторная система для улавливания вторичных излучений.

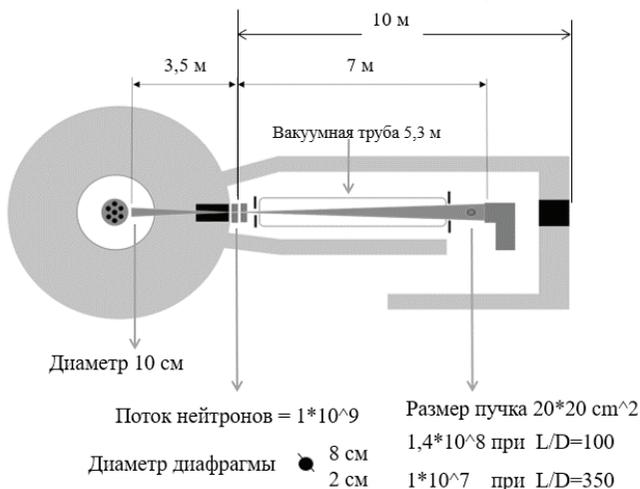


Рисунок 1. Схематический вид расположения TITAN

Детекторная система состоит из:

1. цифровая видеокамера высокого разрешения на основе CCD Hamamatsu матрицы с воздушным охлаждением;
2. объектив с переменным фокусным расстоянием TAMRON с пьезодвигателями для удаленного управления фокусом оптической системы;
3. механическая система юстировки двух поворотных зеркал;
4. место крепления пластины сцинтиллятора (см. Рисунок 2) [5].

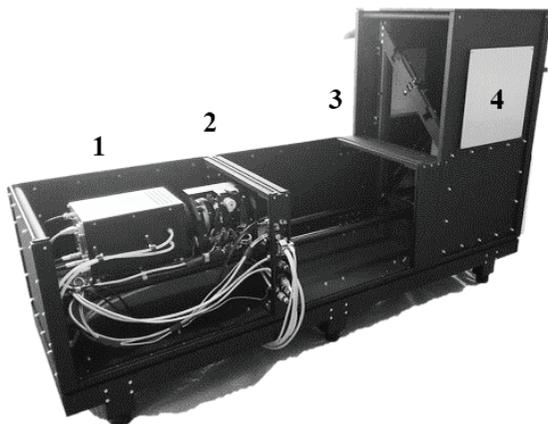


Рисунок 2. Вид детекторной системы для НРиТ

Первые результаты НРИТ, полученные с установки ТИТАН на реакторе ВВР-К представлены на рисунке 3.



Рисунок 3. Справа представлены фото до и слева нейтронные снимки:  
1 - будильник, 2 - замок, 3 - ротор двигателя

На установке ТИТАН также были исследованы культурные достояния и археологические объекты такие как, челюсть со времен саков и бронзовый браслет [6] (см. Рисунок 4,5).

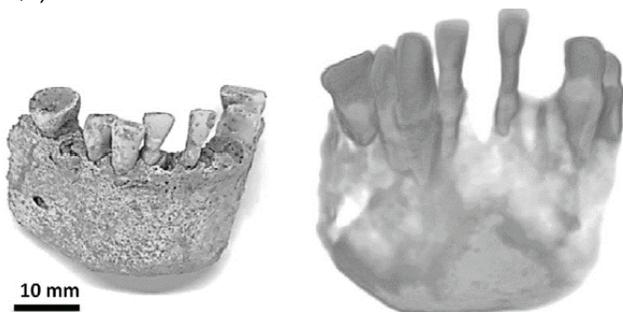


Рисунок 4. Нижняя челюсть человека с сакских времен  
(Курган №1, село Рахат, Алматинская область). Справа, фото челюсти.  
Слева, 3D модель собранная по томографическим данным

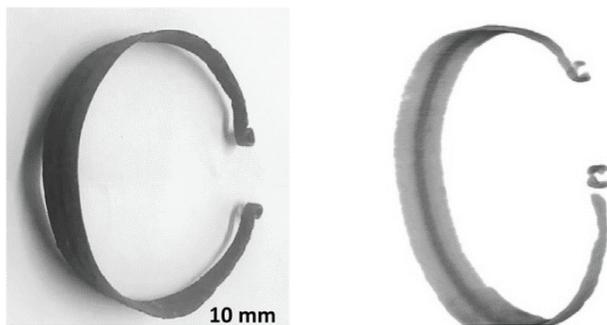


Рисунок 5. Бронзовый браслет.

Справа реальное фото и слева 3D модель собранная по томографическим данным

## СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Chad Lani, Robert Zboray. // Development of high frame rate neutron imaging method for two-phase flows. // Nuclear Inst. And Methods in Physics Research A. 2018.
2. Mongy T. // Application of neutron tomography in cultural heritage research. // Applied radiation and isotopes 85 (2014) 54-59.
3. Linfeng He, Songbai Han, Hongli Wang, Guohai Wei, Yu Wang, Yuntao Liu, Liu, Kai Sun, Dongfeng Chen. // Characterization of rea-time neutron imaging test station at China Advanced Research Reactor. // Physics Procedia 69 (2015) 79-86.
4. Guohai Wei, Songbai Han, Hongli Wang, Linfeng He, Yu Wang, Meime Wu, Yuntao Liu, Dongfeng Chen. // Experience of the indirect neutron radiography method based on the x-ray imaging plate at CARR. // Physics Procedia 69 (2015) 258-264.
5. Muhametuly B., Kichanov S.E., Kenzhin E.A., Kozlenko D.P., Nazarov K.M., Shaimerdenov A.A., Bazarbayev E. and Lukin E.V. Concept of a Facility of neutron radiography and tomography at the research reactor WWR-K in Almaty, Kazakhstan // ISSN 1027-4510, Journal of Surface Investigation: X-ray, Synchrotron and Neutron Techniques, 2019, Vol.13, No.5, pp. 877–879. © Pleiades Publishing, Ltd., 2019.
6. Nazarov K.M., Muhametuly B., Kenzhin E.A., Kichanov S.E., Kozlenko D.P., Lukin E.V., Shaimerdenov A.A. New neutron radiography and tomography facility TITAN at the WWR-K reactor // Nuclear Inst. and Methods in Physics Research, A 982 (2020) 164572.

## **ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ПИТЬЕВЫХ ЦЕЛЯХ ВОД ИЗ КОЛОДЦЕВ ПОСЕЛКОВ, ПРИЛЕГАЮЩИХ К ПОЛИГОНУ «АЗГИР»**

*Глуценко В.Н., Макарова В.А., Севериненко М.А.,  
Ахметжанова Д.С., Нугманов Д.К.*

РГП «Институт ядерной физики» МЭ РК, Алматы, Казахстан

Вода – один из фундаментальных ресурсов, которыми располагает человечество. Общеизвестно, что вододефицит в нашей стране является актуальным и по сей день. Отдельным вопросом остается проблема обеспечения западно-казахстанцев качественной питьевой водой. В связи с этим, появляется необходимость в оценке пригодности имеющихся источников подземных вод для питьевого водоснабжения.

Целью исследования является оценка влияния полигона «Азгир» на экологическое состояние подземных вод в ареале полигона. Для достижения поставленной цели выполнялась гигиеническая оценка источников водоснабжения (колодцев) по критериям токсикологической и радиационной безопасности по результатам исследований, полученных в рамках радиозоологического мониторинга объектов окружающей среды, проводимого РГП «Институт ядерной физики» за 2019-2020 гг. Объектами исследования являлись 5 колодцев («Азгир-1», «Азгир-2», «Азгир-4», «Жартык», «Булак»), расположенные в населенных пунктах. Исследуемая территория относится к району исключительно низководообеспеченному, поэтому местное население на протяжении долгих лет использовало подземные воды для хозяйственных и питьевых нужд. Стоит отметить, что указанные населенные пункты имеют доступ к питьевой воде за счет нового водопровода, однако местные жители не отказываются применять воду колодцев для своих целей.

Полигон «Азгир» (объект «Галит») расположен на расстоянии 17-20 км северо-восточнее п. Азгир, Курмангазинского района, Атырауской области, и был предназначен для проведения научно-исследовательских работ для создания подземных ёмкостей в массиве каменной соли посредством мощных подземных ядерных взрывов. С 1966 по 1979 гг. было осуществлено 17 мирных ПЯВ различной мощности на 10 технологических площадках, из которых одна площадка, впоследствии взрывов, заполнилась грунтовыми водами и превратилась в искусственный водоем с объемом около 20 тыс. куб.м., пять полостей (А1-А5) так же заполнились водой, полости А8 и А11 сухие, полости А7 и А10 частично заполнились водой.

Осуществленные взрывы привели к неблагоприятным последствиям, поэтому появилась необходимость проводить мониторинг современного радиозоологического состояния компонентов окружающей среды, радиозоологических исследований и рекультивационных мероприятий. РГП «Институт ядерной физики» с 1997 года занимается этими работами на полигоне и прилегающих территориях, с 2001 года действует система комплексного радио-

экологического мониторинга. Согласно разработанной методологии ежегодно, два раза в год (весной и осенью) выполняется отбор 196 проб объектов окружающей среды, в том числе 38 проб подземных и поверхностных вод (из 10 наблюдательных скважин и 5 колодцев), 128 проб почвы, 8 проб донных отложений и 22 пробы растительности. Пробы объектов окружающей среды, отобранные в рамках мониторинга подвергаются лабораторным исследованиям в аккредитованной на соответствие ГОСТ ИСО/МЭК 17025-2019 лаборатории Центра комплексных экологических исследований РГП «Институт ядерной физики».

Поскольку основным вероятным путем миграции радионуклидов в окружающую среду является их проникновение в грунтовые воды, отдельное внимание уделяется исследованию подземных вод. По результатам исследований гидрогеологической обстановки, проведенной в предшествующие годы и в 2020 году отмечается, что исследуемая площадь в гидрогеологическом отношении находится в южной части Прикаспийского артезианского бассейна, на территории с интенсивно развитой соляной тектоникой и широким распространением соляных куполов. Формирование химического состава грунтовых вод тесно связано с климатическими условиями, рельефом местности, составом водовмещающих пород, почвообразовательными процессами и историей развития отдельных частей низменности. Солянокупольная тектоника и новейшие восходящие движения создали сложнейшие гидрогеологические условия для формирования химического состава верхних водоносных горизонтов. В пределах одного купола один и тот же горизонт содержит воды от пресных до сильносоленых, с минерализацией от 1 г/л до 24 г/л. Максимально опресненные воды накапливаются в межбарханных понижениях, обычно в пределах крупных развезаемых песчаных массивов. Линзы пресных вод мощностью 0,5-1,0 м залегают непосредственно на солёных водах, без какого-либо водоупора, что усложняет гидрогеологические условия и методы эксплуатации данных подземных вод. В пределах площади исследований и прилегающих к ней районов распространены подземные воды от соленых вод до рассолов, как по площади, так и в разрезе. На описываемой площади наиболее полно исследованы воды четвертичных отложений, глубина залегания грунтовых вод в аллювиальных отложениях зависит от рельефа пойменной террасы и уровня поверхностных вод в водоемах и изменяется от 0,5 до 6,8 м.

Исследование поверхностных и подземных вод из наблюдательных скважин и колодцев полигона «Азгир» и прилегающих территорий проводится по результатам лабораторного анализа с определением общей альфа- и бета-активности, удельной активности техногенных радионуклидов (цезия-137, стронция-90, плутония-239+240, трития), естественных радионуклидов (тория-232, радия-226, калия-40), элементного состава, общей минерализации, содержания хлорид- и сульфат-ионов. Применяемые в лаборатории методы позволяют определять контролируемые параметры на надфоновом уровне, таким образом можно оценивать даже малейшие изменения их содержаний в компонентах окружающей среды. В настоящей работе, для оценки использования в питьевых целях подземных вод, приводятся результаты исследований

только подземных вод из колодцев, расположенных в населенных пунктах, прилегающих к полигону.

Определение общей альфа- и бета-активности в пробах подземных вод выполняется с использованием низкофонового альфа-, бета-радиометра в соответствии с методикой радиационного контроля «Суммарная альфа-, бета-активность природных вод (пресных и минерализованных)». Зафиксированные значения общей бета-активности воды в отобранных пробах (таблица 1) практически повсеместно находятся на допустимом уровне. Значения общей альфа-активности, вследствие присутствия в составе вод природного урана и радия-226, имеют приближенные, но не превышающие уровень вмешательства значения и обусловлены наличием природного компонента урана. Вместе с тем, ситуация, связанная с загрязнением воды естественными радионуклидами, не является уникальной для района исследований, а характерна для всего Западного Казахстана.

**Таблица 1. Общие альфа-, бета-активности в пробах подземных вод, Бк/л**

Место отбора	$\Sigma\alpha$	$\Sigma\beta$
колодец Жартык	0,18	0,35
колодец Булак	0,04	0,15
колодец Азгир 1	0,10	0,10
колодец Азгир 2	0,14	0,25
колодец Азгир 4	0,16	0,15
Уровень вмешательства	0,2	1

Для определения удельной активности техногенных радионуклидов, в качестве основного радиоаналитического метода использовалась комплексная радиохимическая методика определения искусственных радионуклидов в воде методом концентрирования и радиохимической сепарации. Определение трития в водах проводилась с использованием метода жидкостной сцинтилляции. Результаты определения удельной активности естественных и техногенных радионуклидов в водах отражены в таблице 2, из которого следует, что удельные активности естественных и техногенных радионуклидов в пробах подземных вод ниже уровней вмешательства и ниже предела обнаружения использованных методик.

**Таблица 2. Удельные активности естественных и техногенных радионуклидов**

Место отбора	Ra-226, Бк/л	Th-232, Бк/л	K-40, Бк/л	H-3, Бк/л	Pu-239+ 240, мБк/л	Sr-90, мБк/л	Cs-137, Бк/л
колодец «Жартык»	0,41	0,3	12,5	6	0,21	32,3	0,38
колодец «Булак»	0,42	0,32	12	6	0,22	20,35	0,35
колодец «Азгир-1»	0,43	0,3	12	6	0,21	18,55	0,345
колодец «Азгир-2»	0,43	0,29	12,5	6,5	0,19	24,4	0,38

колодец «Азгир-4»	0,4	0,29	12,5	7,5	0,18	20,35	0,36
Уровень вмешательства	0,49	0,6		7600	1100	4900	11

Следовательно, на исследованной площади влияние бывшего полигона «Азгир» на качество подземных вод первого водоносного горизонта до глубины 20 метров, в настоящее время, отсутствует. Практическое отсутствие трития, как наиболее миграционно-способного изотопа, позволяет сделать вывод об отсутствии влияния полигона «Азгир» на качество исследованных источников водопользования.

Для оценки качества водных источников, используемых для питьевого и хозяйственного водоснабжения, кроме изучения радионуклидного состава отобранных проб проводились лабораторные исследования макрокомпонентного и микроэлементного состава. Определение элементного состава вод проводился методом ИСП-МС (масс-спектрометрия с индуктивно-связанной плазмой). Исследование солевого состава и общей минерализации (сухого остатка) вод выполнено путем оценки концентрации хлорид-иона ( $Cl^-$ ) и сульфат-иона ( $SO_4^{2-}$ ) в отобранных пробах.

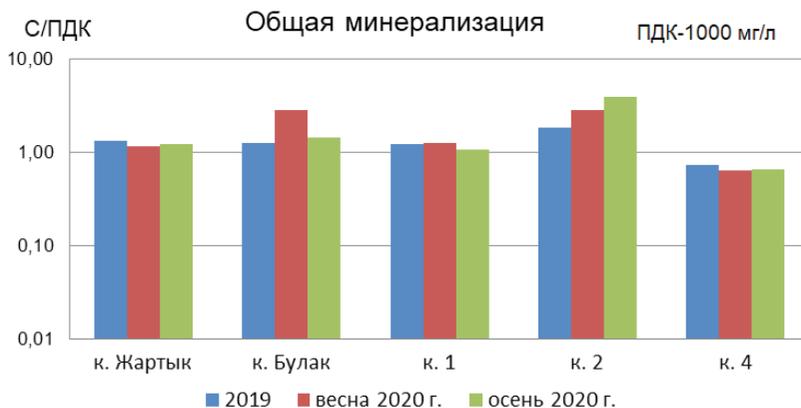


Рисунок 1. Общая минерализация вод

По результатам исследования солевого состава и общей минерализации проб воды (рисунки 1-3) подтверждена сильная дифференциация подземных вод по степени минерализации и элементного состава, что позволяет сделать вывод о пространственной разобщенности подземных вод, и подтвердить данные об их залегании в виде локальных изолированных линз на глубинах до 20 метров. Данный фактор существенно снижает потенциальную возможность миграции радионуклидов на дальние расстояния, и позволяет сделать благоприятный прогноз об исключении вероятности общего радиоактивного загрязнения подземных вод на территории полигона.

Из данных, приведенных на рисунках 1-3, следует, что распределение концентрации определяемых анионов в пробах воды имеет неоднородный харак-

тер. К примеру, концентрации анионов  $\text{Cl}^-$  существенно превышают ПДК для питьевой воды в «Булак» (в весенний период) и «Азгир-2»; при этом концентрации анионов  $\text{SO}_4^{2-}$  находятся в пределах допустимой концентрации. Общая минерализация вод превышает ПДК в 4-х из 5 исследуемых колодцах. Существенного изменения солевого состава подземных вод по сравнению с весенним и осенним этапами 2020 года и 2019 годом не отмечено, а зафиксированные различия обусловлены сезонными факторами.

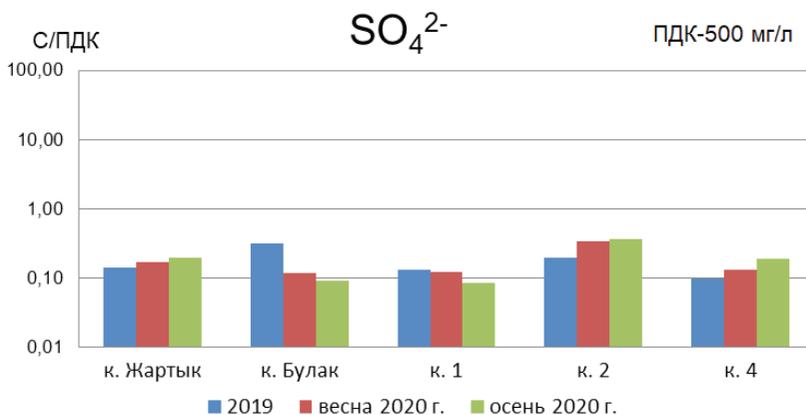


Рисунок 2. Содержание в водах сульфат-иона

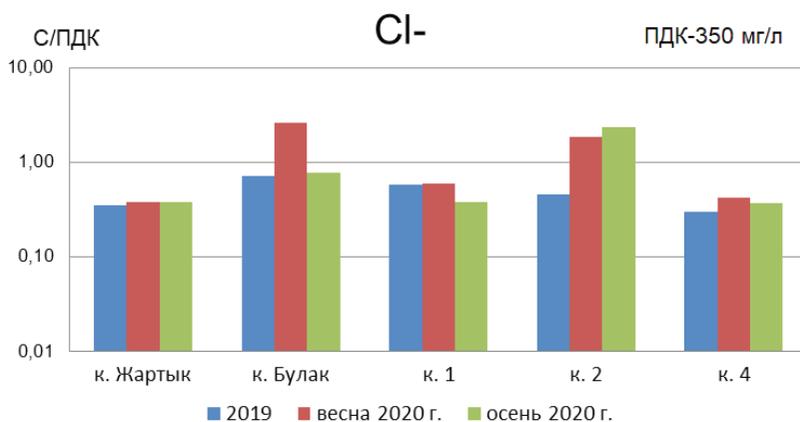


Рисунок 3. Содержание в водах хлорид-иона

Исследование микроэлементного состава подземных вод выполнено путем оценки концентраций 20 элементов (Al, Cr, Zn, As, Sr, Cd, Ba, Hg, Pb, U, Li, Fe, V, Ni, Cu, Be, Co, Mn, Mo, Se) методом масс-спектрального анализа с индуктивно-связанной плазмой в пробах воды из колодцев.

На рисунке 4 проиллюстрировано распределение элементов, содержание которых в отобранных пробах подземных вод представлено в численных значе-

ниях. Концентрации остальных элементов, таких как кадмий, ртуть, мышьяк, бериллий значительно ниже ПДК и уровни обнаружения применяемых методов анализа. Концентрации ванадия, никеля, меди, цинка, свинца, алюминия, кобальта, хрома, железа, природного урана, стронция и молибдена не превышают ПДК для питьевой воды.

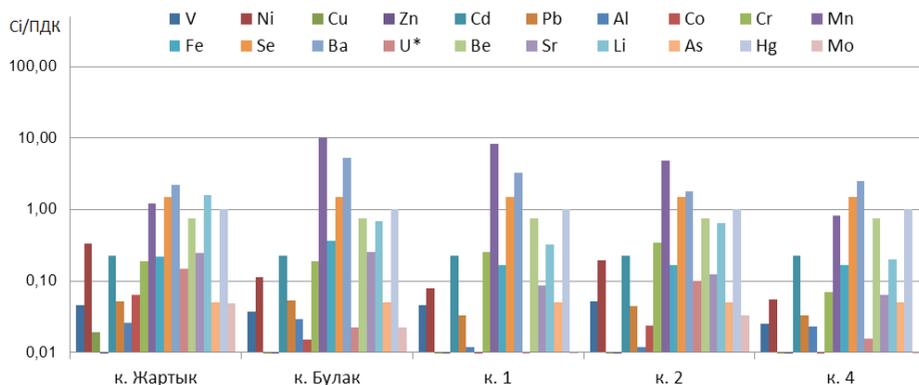


Рисунок 4. Гистограммы соотношений  $C_i/ПДК$  в подземных водах

Как следует из представленной гистограммы концентрации одних и тех же тяжелых металлов и токсичных элементов во всех пяти колодцах превышают ПДК: марганец, селен, барий, литий. При этом, если значения марганца, бария, селена завышены повсеместно, то литий имеет максимальные значения в колодце Жартык. Так же отмечено присутствие в водах колодцев природного урана в концентрациях, не превышающих уровень вмешательства для вод, используемых в питьевых целях. В течение наблюдаемого периода изменения в концентрациях исследуемых элементов значительны, повышенные концентрации бария и лития обусловлены характером почв и климатическими условиями региона. Также обнаружение лития и природного урана объясняется развитием миграционных процессов в верхнем слое почвенного покрова, характерных для исследуемой территории и не связано с присутствием полигона.

С целью оценки качества вод на соответствие санитарно-гигиеническим требованиям [3] устанавливаются лимитирующие показатели вредности (ЛПВ) – органолептические, санитарно-гигиенические или общесанитарные. Для определения ЛПВ были взяты концентрации бериллия, мышьяка и ртути (I класс опасности); никеля, кадмия, свинца, алюминия, кобальта, селена, бария, урана, стронция, лития и молибдена (II класс опасности). Учитывая признак вредности (и класс опасности) рассчитана сумма соотношений  $\sum C_i/ПДК \leq 1$  [4]. В результате расчета было выявлено, что  $\sum C_i/ПДК$  по санитарно-токсикологическому ЛПВ больше  $>1$  во всех колодцах, и значения варьируются от 6,21 до 9,86.

Значения  $\sum C_i/ПДК$  для органолептического и общесанитарного показателей вредности в пределах допустимости и находятся в диапазоне от 0,05 до 0,34.

Основываясь на интегральных показателях (суммарный показатель вредности) можно сделать вывод о непригодности исследованных подземных вод и источников водопользования для питьевых целей.

## **ВЫВОДЫ**

За прошедшее десятилетие получен большой массив новых данных о составе подземных вод и их особенностях. Полученные данные позволили значительно расширить представление о механизме миграции различных элементов с подземными водами (как естественных и техногенных радионуклидов, так и тяжелых металлов).

Результатами исследований и мониторинга показано отсутствие наличия техногенных радионуклидов во всех пробах вод водоносных горизонтов на глубинах до 20 м. Отсутствие трития позволяет сделать вывод о том, что в настоящее время влияние полигона «Азгир» на качество источников водопользования, обусловленное миграцией техногенных радионуклидов с подземными водами, отсутствует.

В подземных водах некоторых колодцев отмечено некоторое повышение минерализации, солености и концентрации ряда элементов, что объясняется развитием миграционных процессов в верхнем слое почвенного покрова, характерных для исследуемой территории и не связано с присутствием полигона. Неоднородность соленого состава указывает на отсутствие единого водоносного горизонта на глубинах до 20 м.

Следует обратить особое внимание на присутствие во всех пробах воды лития. Это исключает использование вод для водоснабжения в питьевых целях.

И все эти факты не связаны с деятельностью полигона, а обусловлены природными особенностями распространения вмещающих горных пород в регионе.

Основываясь на всех вышеупомянутых фактах, можно сделать однозначный вывод о непригодности подземных вод из колодцев поселков для питьевых целей.

РГП «Институт ядерной физики» ежегодно, в координации с Акиматами Курмангазинского района Атырауской области и Азгирского сельского округа проводит лекции для населения о результатах комплексного мониторинга, информируя жителей о современной обстановке на территории полигона и прилегающих населенных пунктах.

## **СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ**

1. Гигиенические нормативы «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности». Утверждены приказом № 155 Министра национальной экономики Республики Казахстан от 27 февраля 2015 года.
2. «Санитарно-эпидемиологические требования к водоисточникам, местам водозабора для хозяйственно-питьевых целей, хозяйственно-питьевому водоснаб-

- жению и местам культурно-бытового водопользования и безопасности водных объектов». Утверждены приказом Министра национальной экономики Республики Казахстан № 209 от 16 марта 2015 года.
3. СанПиН 2.1.4.1116-02. Питьевая вода. Гигиенические требования к качеству воды, расфасованной в емкости. Контроль качества.
  4. Комплексный мониторинг бывшего полигона «Азгир» и прилегающих территорий: годовой отчет РГП ИЯФ, – Алматы, 2019.
  5. Комплексный мониторинг бывшего полигона «Азгир» и прилегающих территорий: годовой отчет РГП ИЯФ, – Алматы, 2020.

## ИСТОРИЯ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА ПОЛИГОНЕ «АЗГИР»

*Глуценко В.Н., Макарова В.А., Нугманов Д.К.,  
Севериненко М.А., Аристов П.А., Ахметжанова Д.С.*  
РГП «Институт ядерной физики» МЭ РК, Алматы, Казахстан

### ВВЕДЕНИЕ

После подписания в 1963 году «Московского договора» о запрещении испытаний ядерного оружия в атмосфере, космическом пространстве и под водой, испытания ядерного оружия на территории СССР, так называемые «мирные» ядерные взрывы, стали проводить преимущественно под землей. Подземные ядерные взрывы (ПЯВ), не редко использовали в интересах народного хозяйства, информация о которых была малодоступной[1]. Не стал исключением и полигон «Азгир» (объект «Галит»), расположенный в нынешнем Курмангазинском районе Атырауской области. Полигон расположен в северо-западной части Прикаспийской низменности на крайнем западе Казахстана, в полупустынной зоне, на окраине песков «Нарынкум». Для данного региона характерны суховеи и пыльные бури, а испаряемость в 5-6 раз превышает атмосферные осадки[2].

Начиная с 1964 года, на объекте «Галит» проводились научно исследовательские работы (НИР), целью которых было проведение опытно-промышленных исследовательских работ по отработке технологии создания подземных полостей в массиве каменной соли для применения их в качестве больших хранилищ многоцелевого назначения. Исследования были выполнены в рамках Программы «Мирные ядерные взрывы для народного хозяйства»[3]. Уникальность проекта заключалась в том, что на тот период времени, это был первый опыт захоронения радиоактивных отходов в соляных пластах на длительное время. Согласно геологической концепции проведения ПЯВ, каменная соль под воздействием взрыва должна была заполнить все взрывные и пост взрывные трещины, предотвратить выход радиоактивных газов на поверхность и не допустить попадания грунтовых вод во внутрь полости. Однако оказалось, что соль имеет неоднородность и содержит ангидриты и гипсоподобные породы, которые при определенных условиях создают деформацию соляных пластов. В связи с чем, ожидаемые результаты удалось достичь лишь отчасти.

### ИСТОРИЯ РАЗВИТИЯ РЕГИОНА

Исторические упоминания о данном регионе описываются в энциклопедическом словаре Брокгауза и Ефрона. «Чапчачи – известно как месторождение каменной соли, расположенное на левом берегу р. Волга в 80 верстах от озера Баскунчакского, в 80 верстах от Владимировской соляной пристани и в 70 верстах от села Харабалинское. Некогда здесь добывалась чистейшая в мире соль, по анализу 1882 года она содержала  $\text{NaCl}$  – 98,61%,  $\text{MgSO}_4$  – 0,07%,  $\text{CaSO}_4$  – 0,25%, не растворимых осадков 0,53%»[4]. Наиболее ранние документальные упоминания о месторождении относятся к 1768 году, когда его владелец Замьян прислал образцы чапчачинской соли астраханскому губер-

натору Бекетову. В 1772 году руководитель Астраханской экспедиции Самуил Готтлиб Гмелин (1745-1774) обратил внимание на соляное богатство прикаспийского региона, а более точные исследования залежей чапчачинской соли произвел Николай Павлович Барбот-де-Марни (1829-1877) в 1874 году. При незначительной глубине залегания каменной соли, поверхностная ломка соли здесь производилась в небольших объемах еще в XVI столетии. В 1875 году поверхностная ломка соли была воспрещена как хищническая, а в 1877 году работы на руднике были переданы частному лицу по контракту. В 1885 году чапчачинская соль не выдерживает конкуренции начавшейся добыче соли на озере Баскунчакское, в связи с чем контракт с наследниками арендатора чапчачинского месторождения прекращается[4].

### КРАТКАЯ ХАРАКТЕРИСТИКА ВОЗДЕЙСТВИЯ ПЯВ

В период 1932-1964 гг. на солянокупольном поднятии Большой «Азгир» был проведен ряд геологических исследований, и в 1966 году на расстоянии 1,5 км (площадка А-I) от поселка «Азгир» на глубине 161 метров был произведен первый ядерный взрыв с мощностью заряда 1,1 кт, а на площадке А-II в 8 км от поселка «Азгир» за все время проведения испытаний было осуществлено 7 взрывов. В целом с 1966 по 1979 гг. на солянокупольном месторождении Большой «Азгир» на 10 площадках было произведено 17 ПЯВ, при которых подорвано 22 заряда[3]. Ниже в таблице 1 приведена количественная характеристика ПЯВ в хронологическом порядке с указанием глубины подрыва.

**Таблица 1. Количественные показатели ПЯВ в хронологическом порядке с указанием глубины подрыва ЯУ**

Дата ПЯВ	Количество взрывов	Технологическая площадка	Глубина подрыва ЯУ, м
1966	1	A1	161,4
1968	1	A2	591
1971	1	A3	986
1975	1	A2	583
1976	2	A3, A4	986, 997
1977	3	A2, A2, A5	582, 582, 1491
1978	4	A2, A2, A7, A9	584, 581, 971, 630
1979	4	A2, A8, A10, A11	585, 630, 917, 847

В результате ПЯВ на технологических площадках образовались 9 подземных полостей различного объема, от 10 тыс.м<sup>3</sup> до 240 тыс.м<sup>3</sup>. В соответствии с данными проведенных экспериментальных исследований, при проведении ядерного взрыва в соляных пластах, стенки сферы образовали расплавленную породу, которая остывая превратилась в герметичную стекловидную массу[1]. На сегодняшний день почти все полости, кроме полостей А8 и А11, частично либо полностью заполнены водой, а на площадке А9, из-за недостаточной изученности геологического строения соляного пласта при проведении ПЯВ, образовалась провальная воронка, диаметром 500 м и глубиной 30 м, в резуль-

тате которой образовался водоем дождевых и талых вод, имеющий частичную подпитку грунтовых вод[1].

Согласно отчету ДГП ИЯФ за 2001 год, подготовленного в соответствии с Решением акима Атырауской области, при проведении некоторых взрывов были зарегистрированы выбросы радиоактивных инертных газов (РИГ), не соответствующие прогнозным оценкам, продолжительность которых фиксировалась на протяжении от нескольких дней до нескольких месяцев[1]. При этом, согласно данным Радиевого института им. В.Г. Хлопина, струйное распространение инертных газов, обусловленное короткоживущими радионуклидами, не прослеживалось на расстоянии более 7-8 км, а во время проведения ПЯВ на площадке А-I распространение выброса РИГ проходило вне границ близлежащего поселка Азгир[1]. Поступление радиоактивных веществ в окружающую среду происходило так же в процессе разгерметизации скважин, при отборе кернов, при отборе проб рассолов и радиоактивных веществ, а также при проведении дезактивационных работ[1].

По данным организаций, осуществлявших экспериментальные исследования во время проведения ПЯВ, суммарный выброс радиоактивных газов из скважин составил примерно 10 млн. кюри, а образованные в процессе проведения НИР твердые радиоактивные отходы (РАО), загрязненный грунт, оборудование и инструменты, временно локализовывались в грунтовых траншеях, а после окончания экспериментальных исследований в период с 1989 по 1994 г. отрабатывался проект рекультивации и ликвидации РАО с дневной поверхности, захоронение в подземных полостях площадок А-III и А-Х[1].

## **ИСТОРИЯ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ**

Разработкой проектной документации проведения ПЯВ, занимался Всероссийский научно-исследовательский проектный институт промышленной технологии (ВНИПИПТ г. Москва). Подрыв заряда и прогноз поведения массивов каменной соли при проведении ПЯВ проводился под контролем специально организованной «Южной сейсмической экспедиции» (ЮСЭ) при Всероссийском научно-исследовательском институте экспериментальной физики (ЮСЭ ВНИИЭФ, Арзамас-16, г. Саров), а экологические аспекты воздействия взрыва и миграцию радионуклидов исследовал Радиевый институт им. В.Г. Хлопина (г. Санкт-Петербург)[3]. В 1992 году специальным факультетом по новым направлениям науки и техники «Санкт-Петербургского государственного университета» по договору 20-СФН/7НЭ проводилась работа «... оценка воздействия загрязнений на окружающую среду»[5].

В 1994 году Распоряжением первого заместителя премьер министра РК была создана межведомственная комиссия для осуществления приемки объектов «Галит»[6], а в 1995 году в целях усиления радиоэкологических и научно-исследовательских работ, в составе Алматинского филиала ИРБиЭ в поселке «Азгир» на базе ЮСЭ была организована «Азгирская экспедиционная

группа». В 1996 году в связи с ликвидацией Алматинского филиала ИРБиЭ, на базе Азгирской экспедиционной группы была создана «Азгирская научно-производственная экспедиция» (АНПРЭ) в составе лаборатории радиоактивных излучений Института ядерной физики Национального ядерного центра Республики Казахстан (ИЯФ НЯЦ РК).

В письме заместителя руководителя «Государственного комитета по земельным отношениям и землеустройству» от 27 августа 1996 года сообщается, что в процессе приема-передачи земель объекта «Галит», казахстанскими специалистами было обнаружено загрязнение почвы цезием-137, отдельные пятна которого превышают уровень глобального запаса выпадения[7]. Эти данные подтверждаются в отчете «Санкт-Петербургского государственного университета» за 1992 год, в заключении которого «администрации Атырауской области рекомендуется потребовать от организации, проводившей рекультивацию площадки А-1, провести повторную рекультивацию, в связи с тем, что радиационная обстановка на данной площадке не соответствует нормам радиационной безопасности, и что ввиду близости расположения полости к дневной поверхности даже после рекультивации потребуются мониторинг в течении десятилетий»[5]. В результате выявленного загрязнения превышающего уровень глобального запаса выпадения, Российской стороной было предложено заключить соглашение «предметом которого является ответственность Российской стороны и представление технической и научно-методической помощи Республике Казахстан в случае непредсказуемого выхода радиоактивных веществ на дневную поверхность и в водоносные горизонты»[7]. На основании данного предложения, в соответствии с поручением Правительства Республики Казахстан, Государственным комитетом РК по земельным отношениям и землеустройству был подготовлен проект соглашения[7].

В период с 1996 года по 2007 год силами «Центра комплексных экологических исследований» РГП «ИЯФ» Министерства энергетики РК, в состав которого вошла «Азгирская научно-производственная экспедиция» проведен ряд экологических исследований. В этот период был проведен сбор и систематизация информации по взрывам, проведенным на полигоне «Азгир», комплексное обследование радиозоологической обстановки объектов «Галит», прилегающих к ним территорий и населенных пунктов, с целью выявления последствий ядерных взрывов, разработана программа комплексного мониторинга объектов «Галит» и населенных пунктов, разработан регламент и проведены работы по ликвидации локальных пятен радиоактивного загрязнения[9]. Таким образом, в 2000-2001 гг. было удалено 3 060 кг радиоактивного грунта, основным дозообразующим радионуклидом которого являлся цезий-137, удельная активность которого достигала до 8 000 Бк/кг. Согласно НРБ-99, данный вид почвы хоть и не относится к категории радиоактивных отходов (10 000 Бк/кг), однако его воздействие может обусловить превышение предела дозы для населения[8]. Суммарная площадь удаленного грунта составила около 85 м<sup>2</sup>. В 2007 году была проведена еще одна комплексная работа по реабилитации территории полигона Азгир. В ходе реабилитации было проведено удаление 18 ям-провалов карстового происхождения, которые образовались в

основном после проведения ПЯВ под воздействием атмосферных осадков. Карстовые провалы представляют собой бутылевидные ямы с узким проемом на поверхности, глубина и площадь которых может достигать до 2-х метров[10]. Так же во время проведения реабилитационных работ было захоронено 1 900 кг фрагментов загрязненного металлолома и 9 150 кг радиоактивного грунта категории материалов ограниченного использования (МОИ), т.е. данный вид грунта не является радиоактивным отходом, но представляет потенциальную опасность вторичного загрязнения окружающей среды[10].

В 2008 году по заказу «Департамента природных ресурсов и регулирования природопользования Атырауской области» была создана информационная база данных «Азгир». Данная информационная база создана в среде Microsoft Access, содержит результаты мониторинга радиоэкологического состояния бывшего полигона Азгир, прилегающих территорий, населенных пунктов, и имеет привязку к ГИС-проекту «Азгир»[11]. Информационная база данных актуализируется постоянно и, на сегодняшний день, содержит актуальную информацию о результатах комплексного радиоэкологического мониторинга полигона и прилегающих территорий.

По результатам исследования влияния полигона «Азгир» на экологическое состояние подземных вод, проведенного в период с 2009 по 2011 год, сделано заключение о том, «что отсутствие в пробах воды радионуклида трития, обладающего высокой миграционной способностью, позволяет сделать вывод об отсутствии влияния бывшего полигона «Азгир» на качество и состояние подземных вод, обусловленное миграцией техногенных радионуклидов»[12]. Однако вместе с тем было сделано замечание, «что исследованные подземные воды на глубинах до 20 м не пригодны для питьевого использования ввиду присутствия химических загрязняющих веществ и высокого содержания солевого состава»[12].

В период с 2012 года по 2013 год, РГП ИЯФ с привлечением сил «Института радиационной безопасности и экологии» РГП НЯЦ РК была проведена научно-исследовательская работа по «реконструкции дозовых нагрузок населения Азгирского региона для оценки последствий ядерного испытания». В ходе работы, методом опроса из 3 150 человек была отобрана экспонированная группа в количестве 100 человек, которая была доставлена из Атырауской области в г. Курчатов для дальнейшего обследования на базе фоновых лабораторий ИРБЭ НЯЦ РК и на базе НИИ «Радиационной медицины и экологии» (РМЭ г. Семей)[13]. В работе использовались «радиометрические, спектрометрические, радиохимические и цитогенетические методы исследования». Согласно результатам исследования, было сделано заключение, что «полученные во время прямых и косвенных исследованиях показатели не превышают установленных норм СЭТОРБ»[13]. Вместе с тем было отмечено, «что такие классы заболеваний, как новообразования, болезни эндокринной системы, болезни нервной системы и болезни системы кровообращения в основной группе были достоверно выше, чем в контрольной группе»[13]. Эти данные подтверждались в отчете «Санкт-Петербургского государственного университета» за 1992 год[5]. На ряду с изучением состояния

здоровья населения, сотрудниками ИРБЭ было проведено «комплексное обследование радиозоологического состояния объектов окружающей среды, как основного параметра воздействия на здоровье населения»[13]. В результате обследования было сделано заключение, «что несмотря на близкое расположение бывшего испытательного ядерного полигона Азгир, объекты окружающей среды не оказывают значимого влияния на здоровье населения, основным фактором неблагоприятной обстановки здоровья населения является обусловленное природными условиями химическое загрязнение питьевой воды и повышенное содержание солевого состава»[13].

В 2014 г. проведены исследования по оценке воздействия полигонов «Азгир» и «Капустин Яр» в формировании радиозоологической обстановки прилегающих населенных пунктов[14]. По результатам исследования было отмечено, что «на технологических площадках бывшего полигона «Азгир» остаются локальные пятна радиационного загрязнения почвы и в отдельных пробах растительности периодически обнаруживается повышенное содержание искусственных радионуклидов». Было установлено, что согласно «Критериев оценки экологической обстановки территорий», «районы прилегающие к полигонам «Азгир» и «Капустин Яр» следует отнести к территориям с относительно благополучной экологической обстановкой по радиационной опасности»[14].

На сегодняшний день на полигоне «Азгир» и прилегающих территориях действует система комплексного радиозоологического мониторинга, разработанная 2001 году и постоянно развивающаяся. В целях получения актуальной информации о радиозоологической обстановке на полигоне и прилегающих территориях ежегодно, весной и осенью, ведется отбор проб объектов окружающей среды (почвы, растительности, подземных и поверхностных вод, донных отложений) и их лабораторные исследования в базовой лаборатории Центра комплексных экологических исследований РГП ИЯФ.

Подземные полости, хоть и существуют уже более 4-х десятков лет, они еще многие десятилетия будут являться радиационно опасным объектом и представлять потенциальную радиозоологическую опасность для региона и страны в целом. Остается актуальным вопрос о возможной миграции радионуклидов на дневную поверхность и в подземные воды, а также, в случае непредсказуемого изменения геологической ситуации существует риск поступления радиоактивных рассолов из водонаполненных полостей в вышележащие водоносные горизонты. Поэтому, комплексный мониторинг полигона необходимо продолжать и постоянно совершенствовать. Так, например, на 2020-2022 годы РГП ИЯФ для развития системы комплексного радиозоологического мониторинга полигона и прилегающих территорий намечены работы по увеличению существующего парка наблюдательных гидрогеологических скважин, предназначенных для контроля возможной миграции радионуклидов из подземных технологических полостей в подземные водоносные горизонты на глубинах до 20 м.

## СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. «Обзор данных и анализ радиозоологической обстановки на азгирском полигоне за период после проведения подземных ядерных взрывов и по настоящее время»/ отчет в соответствии с Решением акима Атырауской области Даукеева С.Ж. от 15 февраля 2001 года – Алматы 2001 – 97 с.
2. «Казахстан» национальная энциклопедия т.3 / Гл. ред. Б. Аяган. – Алматы: Главная редакция «Қазақ энциклопедиясы», 2005 – 560 с.
3. В. Адамский и др. «Мирные ядерные взрывы на солянокупольном месторождении Большой Азгир» /ОПНИ ИЯФ НЯЦ РК – 1998г.- 18 с.
4. «ЧАПЧАЧИ» известно как месторождение каменной соли <https://gufo.me/dict/brockhaus/Чапчачи>.
5. И. Андрейченко «Выбор и обоснование пунктов контроля для создания мониторинга и оценка воздействия загрязнения на окружающую среду»/ Андрейченко И.И и др. – Санкт-Петербургский государственный университет/ отчет – 1993 – 159 с.
6. Распоряжение первого заместителя премьер-министра РК от 30 декабря 1994 года № 7-13-р.
7. Письмо «Государственного комитета по земельным отношениям и землеустройству» от 27 августа 1996 года.
8. «Проведение технологических работ по удалению радиоактивных загрязнений на площадках полигона «Азгир» и их рекультивации»/ отчет ДГП ИЯФ РГП НЯЦ РК Алматы – 2001 г. – 76 с.
9. «Регламент работ по ликвидации локальных пятен радиоактивного загрязнения на технологических площадках А1-А5, А7, А10 Азгирского полигона (объект ГАЛИТ)» /Алматы 2000 г. – 8 с.
10. Полешко А.Н. и др. «Проведение работ по реабилитации территории Азгирского полигона» отчет по Договору № 33 о государственных закупках от 21.06.2007 г. /ДГП ИЯФ РГП НЯЦ РК – Алматы 2007 г. – 29 с.
11. «Создание информационной базы данных по полигону Азгир» отчет по Договору № 11 о государственных закупках от 28.03.2008 г. / ДГП ИЯФ РГП НЯЦ РК – Алматы 2008 г. – 34 с.
12. «Исследование влияния полигона «Азгир» на экологическое состояние подземных вод» /ДГП ИЯФ РГП НЯЦ РК – Алматы 2011г. – 66 с.
13. «Реконструкция дозовых нагрузок населения Азгирского региона для оценки последствий ядерного испытания» /отчет филиал ИРБиЭ РГП НЯЦ РК – Курчатов 2013 г. – 171 с.
14. «Оценка вклада полигонов «Азгир» и «Капустин Яр» в формирование радиозоологической обстановки населенных пунктов, прилегающих к полигонам» /отчет ДГП ИЯФ РГП НЯЦ РК – Алматы 2014 г. – 264 с.

## ОПТИМИЗАЦИЯ СХЕМ ВСКРЫТИЯ И ОТРАБОТКА УРАНОВЫХ ЗАЛЕЖЕЙ НА ВОСТОЧНОМ УЧАСТКЕ МЕСТОРОЖДЕНИЯ МЫНКУДУК

*Дәрібай Д.Б.*

ТОО «Казатомпром-SaUran» филиал «Степное-РУ»,  
Кыземшек, Казахстан

Целью данной работы является определение оптимальных схем вскрытия при отработке урановой залежи 2 на Восточном участке месторождения Мынкудук.

Для решения поставленной задачи необходимо рассмотреть и рассчитать геотехнологические параметры отработанных технологических блоков, сравнить схемы вскрытия.

### ОПЫТНЫЕ РАБОТЫ ПСВ НА ВОСТОЧНОМ УЧАСТКЕ УРАНОВОГО МЕСТОРОЖДЕНИЯ МЫНКУДУК

Для выбора оптимальной схемы вскрытия в сравнении были выбраны технологические блоки № 1а (ячеистая система с гексагональной схемой вскрытия) и 2а (линейная система вскрытия с рядной схемой):

- времени отработки технологического блока;
- времени закисления блока.

### ПОСТРОЕНИЕ МАТЕМАТИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ ДЛЯ ОПТИМИЗАЦИИ СХЕМ И ПАРАМЕТРОВ РАСПОЛОЖЕНИЯ ОТКАЧНЫХ И ЗАКАЧНЫХ СКВАЖИН ПРИ ПСВ УРАНА

В принципе все известные и применяемые при промышленной отработке схемы расположения скважин можно свести к двум типам: ячеистые – сотовые и линейные (рядные).

В любых схемах главными параметрами являются –  $R$ , радиус ячейки и ее площадь; для линейной – дополнительно соотношение сторон  $b/a$ , которое, как правило, равно единице, т.е.  $b = a$  (рис. 1 а, б).

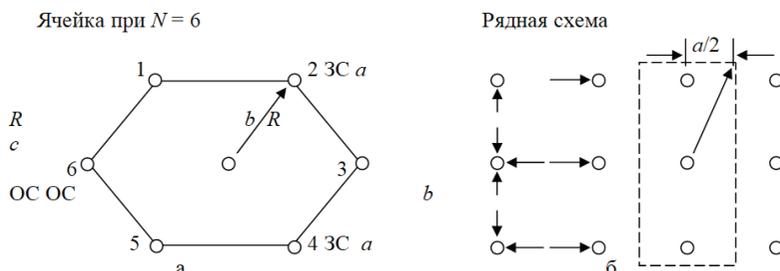


Рисунок 1. Основные параметры а) гексагональной и б) рядной схемы расположения технологических скважин

- $R_0$  – оптимальный радиус ячейки, м;  
 $R_1$  – приближенный радиус ячейки, м;

- $R_c$  – радиус скважины, м;  
 $H$  – глубина скважины, м;  
 $\rho_n$  и  $\rho_e$  – плотность пород пласта и воды, т/м<sup>3</sup>;  
 $C_1$  – параметр, определяющий кинетику процесса выщелачивания урана в ячейке, равный  $0,368/C_1$  \$;  
 $C_{ске}$  – стоимость 1 пог. м технологической скважины, долл. США/м;  
 $T_3$  – время эксплуатации, лет;  
 $T_{зак}$  – время закисления, дней;

В рядных схемах главными параметрами являются также размеры  $a$  и  $b$  или

$$\theta = \frac{2b}{c}$$



Рисунок 2. Варианты вскрытия технологического блока 201-5

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОПТИМАЛЬНОГО РАДИУСА $R_0$

В функциях цели параметры  $A_j$  и  $B_j$ , не зависящие от радиуса и площади ячейки, имеют следующий вид, приведённый ниже.

Здесь принято допущение, что функция:

$$a_j = \ln \left( \ln \frac{R_1}{R_c} \right) \quad (1)$$

является практически постоянной величиной и не влияет на окончательный результат. Рассмотрим это на простом примере. Пусть  $20 \leq R \leq 60$  м, при  $R_c=0,045$  м.

$$a_1 = \ln \left( \ln \frac{35}{0,045} \right) = 1,89 \quad (2)$$

Условие:

$$\begin{array}{lll}
 S_M = 74\,146 \text{ м}^2; & H = 224 \text{ м}; & S_H = 70 \text{ м}; \\
 C_{ске} = 29 \text{ \$ США}; & \rho_n = 1,7 \text{ т/м}^3; & n = 2,6; \\
 K_{ф} = 1,5 \text{ м/сут}; & C_1 = 4,1 \cdot 10^3 & f = 2,1; \\
 S_o = 20 \text{ м}; & \beta = 0,2. & 
 \end{array}
 \quad \ln \left( \ln \frac{R_1}{R_c} \right) = 1,89;$$

Решение:  $\xi = \frac{b}{c} = \frac{40}{20} = 2$        $\eta = \frac{b}{a} = 2$

$$R_0 = \sqrt[4]{\frac{74146 \cdot (2,6 + 1) \cdot 29 \cdot 224 \cdot 0,2 \cdot 1,5 \cdot (2,6 \cdot 70 + 20) \cdot (2^2 + 0,25)^2 \cdot \ln\left(\ln \frac{40}{0,045}\right)}{172,8 \cdot 3 \cdot 1,65 \cdot 2,1 \cdot 10^3 \cdot (2^2 + 0,25)^2 \cdot 2 \cdot 0,8}} = 38,6$$

R (рядная) = 38,6  
R (гексагональная) = 40,5      (3)  
R (Квадратная) = 43.

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВРЕМЕНИ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЯ ЯЧЕЙКИ ИЛИ БЛОКА ДЛЯ ГЕКСАГОНАЛЬНОЙ СЕТИ

Для гексагональной схемы вскрытия:

$$T_3 = \frac{160 \cdot R_0^2 \cdot \rho_{\Pi} \cdot f}{\beta \cdot \bar{K}_{\phi} \cdot (nS_H + S_0) \cdot \ln\left(\ln \frac{R_0}{R_c}\right)}, \text{ сут.} \quad (4)$$

Условие:  $R_0 = 45$  м;  $\rho_{\Pi} = 1,7$  т/м<sup>3</sup>;  $f = 2$ ;  $\beta = 0,2$ ;  $\bar{K}_{\phi} = 1,5$  м/сут;  
 $n = 2,6$ ;  $S_H = 70$  м;  $S_0 = 12$  м;  $R_c = 0,045$  м.

Решение:  $T_3 = \frac{160 \cdot 42,5^2 \cdot 1,7 \cdot 2,2}{0,2 \cdot 9,5 \cdot (2,6 \cdot 70 + 12) \cdot \ln\left(\ln \frac{42,5}{0,045}\right)} = 1395$  сут.      (5)

Для квадратной схемы вскрытия:

$$T_3 = \frac{174 \cdot R_0^2 \cdot \rho_{\Pi} \cdot f}{\beta \cdot \bar{K}_{\phi} \cdot (nS_H + S_0) \cdot \ln\left(\ln \frac{R_0}{R_c}\right)}, \text{ сут} \quad (6)$$

Условие:  $R_0 = 44,3$  м;  $\rho_{\Pi} = 1,7$  т/м<sup>3</sup>;  $f = 2,0$ ;  $\beta = 0,2$ ;  $\bar{K}_{\phi} = 1,5$  м/сут;  
 $n = 2$ ;  $S_H = 70$  м;  $S_0 = 12$  м;  $R_c = 0,045$  м.

Решение:  $T_3 = \frac{174 \cdot 43,3^2 \cdot 1,5 \cdot 2}{0,2 \cdot 9,5 \cdot (2 \cdot 70 + 12) \cdot \ln\left(\ln \frac{44,3}{0,045}\right)} = 1889$  сут.      (7)

Для рядной схемы вскрытия:

$$T_3 = \frac{144 \cdot R_0^2 \cdot \rho_{\Pi} \cdot f}{\beta \cdot \bar{K}_{\phi} \cdot (nS_H + S_0) \cdot \ln\left(\ln \frac{R_0}{R_c}\right)}, \text{ сут.} \quad (8)$$

Условие:  $R_0 = 38,6$  м;  $\rho_n = 1,7$  т/м<sup>3</sup>;  $f = 2$ ;  $\beta = 0,2$ ;  $\bar{K}_\phi = 1,5$  м/сут;  
 $n = 2$ ;  $S_H = 50$  м;  $S_0 = 10$  м;  $R_c = 0,06$  м.

Решение:

$$T_3 = \frac{144 \cdot 37,6^2 \cdot 1,7 \cdot 2}{0,2 \cdot 9,5 \cdot (2 \cdot 70 + 12) \cdot \ln \left( \ln \frac{38,6}{0,045} \right)} = 1254 \text{ сут.} \quad (9)$$

### ОПРЕДЕЛЕНИЕ ВРЕМЕНИ ЗАКИСЛЕНИЯ ЯЧЕЙКИ ИЛИ БЛОКА ДЛЯ ГЕКСАГОНАЛЬНОЙ СЕТИ

Для гексагональной схемы вскрытия:

$$T_3 = \frac{160 \cdot R_0^2 \cdot \bar{K}_\Pi}{\bar{K}_\phi \cdot n \cdot S_H \cdot \ln \left( \ln \frac{R_0}{R_c} \right)}, \text{ сут.} \quad (10)$$

Условие:  $R_0 = 41,6$  м;  $\bar{K}_\Pi = 0,23$ ;  $\bar{K}_\phi = 1,5$  м/сут;  
 $n = 2,6$ ;  $S_H = 70$  м;  $S_0 = 12$  м;  $R_c = 0,045$  м.

Решение:

$$T_3 = \frac{160 \cdot 41,6^2 \cdot 0,23}{1,5 \cdot 2,6 \cdot 70 \cdot \ln \left( \ln \frac{41,6}{0,045} \right)} = 121 \text{ сут.} \quad (11)$$

Для квадратной схемы вскрытия:

$$T_3 = \frac{174 \cdot R_0^2 \cdot \bar{K}_\Pi}{\bar{K}_\phi \cdot n \cdot S_H \cdot \ln \left( \ln \frac{R_0}{R_c} \right)}, \text{ сут.} \quad (12)$$

Условие:  $R_0 = 43,3$  м;  $\bar{K}_\Pi = 0,23$ ;  $\bar{K}_\phi = 1,5$  м/сут;  
 $n = 2,6$ ;  $S_H = 50$  м;  $S_0 = 10$  м;  $R_c = 0,06$  м.

Решение:

$$T_3 = \frac{174 \cdot 43,3^2 \cdot 0,23}{1,5 \cdot 2,6 \cdot 50 \cdot \ln \left( \ln \frac{43,3}{0,045} \right)} = 142 \text{ сут.} \quad (13)$$

Для рядной схемы вскрытия при  $b = 2a$ , где  $b$  расстояние между рядами ОС и ЗС,  
 $a$ —расстояние между ОС в ряду:

$$T_3 = \frac{144 \cdot R_0^2 \cdot \bar{K}_\Pi}{\bar{K}_\phi \cdot n \cdot S_H \cdot \ln \left( \ln \frac{R_0}{R_c} \right)}, \text{ сут.} \quad (14)$$

Условие:  $\bar{K}_\Pi = 0,23$ ;  $S_H = 70$  м;  $n = 2,6$ ;  $R_c = 0,045$  м;  $\bar{K}_\phi = 1,5$  м/сут;

Решение:

$$T_3 = \frac{144 \cdot 38,6^2 \cdot 0,23}{1,5 \cdot 1,6 \cdot 70 \cdot \ln \left( \ln \frac{36,8}{0,045} \right)} = 95 \text{ сут.} \quad (15)$$

**Таблица 1. Расчёт основных геотехнологических показателей опытного блока**

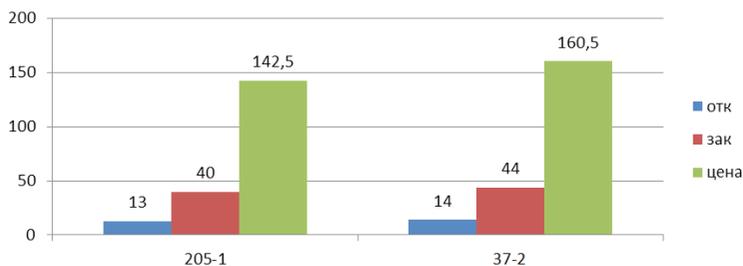
№	Основные показатели по блоку	Рядная схема	Гексагональная схема	Квадратная схема
1	Оптимальный радиус ячейки	38,6	41,6	44,3
2	Время закисления блока	95	131	142
3	Время выщелачивания блока	1 254	1395	1 889

### СРАВНЕНИЕ ОТРАБОТАННЫХ БЛОКОВ

Для сравнения были выбраны два отработанных блока, которые представлены гексагональной схемой – блок 37-2 и рядной схемой – блок 205-1. Из этих схем необходимо выбрать самый оптимальный вариант для поднятия эффективности добычи минерала и снижение себестоимости. Все данные были взяты по факту.

При сравнении будут выбраны следующие данные:

- бурение;
- степень отработки;
- электроэнергия.



*Рисунок 3. Стоимость расхода на бурение*

Ниже проведен анализ сравнения отработанных блоков по степени отработки.

- Гексагональная схема, блок 205-1: ГРМ – 1 005 тыс. тонн, запас Р – 95 т, количество скважин – 13 откачных и 40 закачных.
- Рядная схема, блок 37-2: ГРМ – 954 тыс. тонн, запас Р – 110 т, количество скважин – 14 откачных и 43 закачных.

Время отработки 205-1 блока 24 месяца (750 суток), а 37-2 блока 34 месяца (1 020 суток), это показывает не эффективность отработки блоков по гексагональной схеме вскрытия, так как она на 26,4% выше по времени, чем рядная

схема. Среднее 1 п.м. бурение стоит 12 527,25 тг, в денежном эквиваленте она составляет – 18 000 000 тг / 41 860 \$.

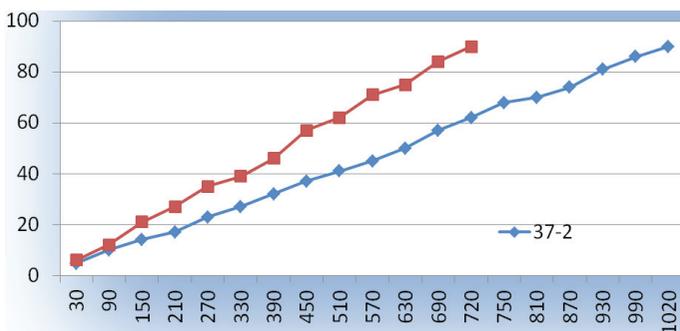


Рисунок 4. График степени обработки блоков

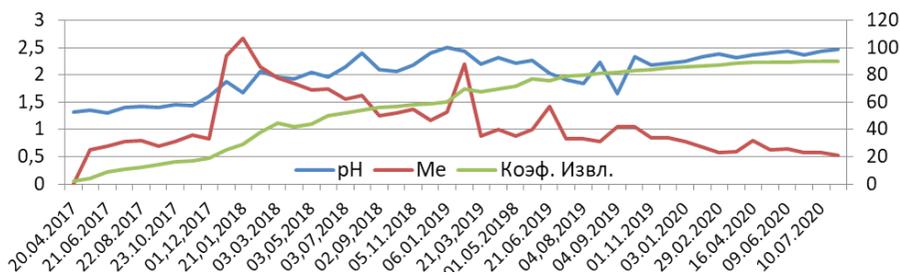


Рисунок 5. График блока по содержанию металла, извлечение и pH блок 37-2

Расход электроэнергии для гексагональной и рядной схемы является одним из важнейших факторов, который влияет на себестоимость продукта. При расчете было выбрано количество отработанных дней блока, количество откачных скважин. Затраты 8 куб. насоса 1 час составляет 7,5 кВт и стоимость 1 кВт энергии – 25 тенге.

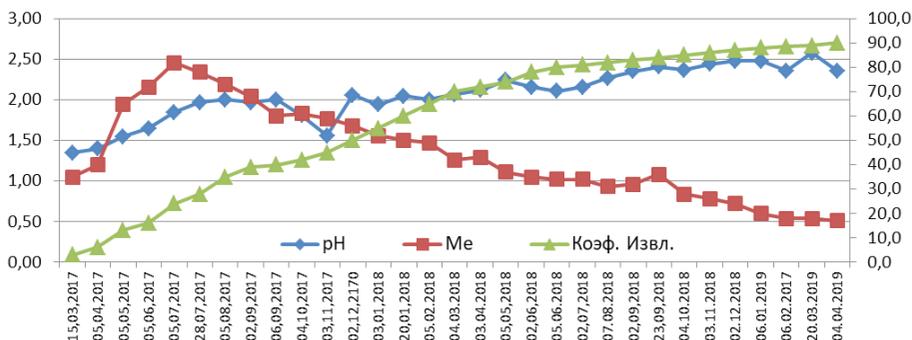


Рисунок 6. График блока по содержанию металла, извлечение и pH блок 205-1

- 1) гексагональный 7,5 кВт • 13 (откачка) • 24 час = 2 340 кВт/сут;
- 2) рядный 7,5 кВт • 14 (откачка) • 24 час = 2 520 кВт/сут.

Денежном эквиваленте:

- 1) гексагональный 2 340 кВт/сут • 1 050 сут. • 25 тг = 61 425 000 тг;
- 2) рядный 2 520 кВт/сут • 750 сут • 25 тг = 47 250 000 тг.

В денежном выражении (учитывая данные) – 14 175 000 тг / 32 965 \$.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В настоящей работе дано решение актуальной проблемы при подземном скважинном выщелачивании урана, а именно, совершенствование метода выбора схем вскрытия и параметров технологических скважин при отработке урановых залежей при сложных горно-геологических условиях.

В результате проведенных исследований и обработки данных можно сделать следующее заключение:

1. Месторождение Мынкудук было оценено как крупный промышленный объект, по классификации ГКЗ относится к палеодолинному типу гидрогенных урановых месторождений, а по сложности геологического строения (к 2-й группе).
2. До настоящего времени из-за отсутствия универсальной методики, выбор схем вскрытия и определение параметров технологических скважин осуществлялось по аналогии или на основании опытных работ.
3. Рассматриваемый алгоритм в построении математической модели с подсчетом геотехнологических параметров, принимаемый для расчета схем вскрытия технологических блоков опирается: на оптимальный радиус (для гексагональной, квадратной и рядной ячеек), Ж/Т, время закисления и выщелачивания, средняя действительная скорость фильтрации ( $V_d$ ), расходы кислоты на 1 кг добываемого урана, среднее содержание металла в ПР. При расчетах было выявлено, что для рудника Мынкудук оптимальной схемой вскрытия при отработке урановых залежей является рядная схема с оптимальным радиусом  $R_o = 38,6$  м, в том числе: расстояние между рядами 40 м, между скважинами в рядах 20 м (20×20×40 м). Данная работа дополняет и дает математические расчеты с подтверждением эффективности и точности опытных работ.

## **МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕЧЕНИЯ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ ЕГО КИПЕНИИ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ УСТРОЙСТВЕ**

**Жунусова А.С.**

РГП «НЯЦ РК» филиал «Институт атомной энергии»  
Курчатов, Казахстан

В рамках исследуемой работы проведена серия расчетов по изучению режимов кипения натриевого теплоносителя испытательной секции экспериментального устройства (ЭУ). Идея заключается в совершенствовании расчетных методов путем оптимизации способа задания граничных условий при моделировании кипения теплоносителя. Оптимизация способа задания граничных условий приводит к получению результатов, максимально приближенных к реальным параметрам теплоносителя в случае его кипения.

### **ВВЕДЕНИЕ**

Определение теплогидравлических параметров ТВС проводилось с использованием трехмерной математической модели, позволяющей произвести расчет необходимых параметров с учетом распределения поля скоростей теплоносителя в испытательной секции ЭУ, соответствующего нужным значениям массового расхода натрия и температуры, а также заданным распределениям мощности в ТВЭЛх ТВС. Теплогидравлические расчеты проводились с учетом свойств материалов [1,2,3,4,5] с помощью программного кода ANSYS Fluent [6].

Для расчета исходных данных для теплофизического расчета использовалось допущение, что диаграмма мощности элементов ЭУ пропорциональна диаграмме мощности реактора, с учетом разогрева активной зоны ИГР. Данный метод расчета энергетических параметров устройства показывает хорошие результаты [7]. Для определения значений удельного энерговыделения в топливе и конструкционных материалов ЭУ выполнен ряд нейтронно-физических расчетов с помощью программы MCNP 5 [8] с библиотеками ядерных констант ENDF/B-VII. При проведении расчетов использовалась модель реактора ИГР [9], детально описывающая реальную конструкцию, и учитывающую неравномерность распределения концентрации урана в объеме активной зоны.

### **ЗАДАЧИ**

- расчет теплофизических параметров, вызванный повышением мощности в испытательной секции ЭУ (Режим № 1);
- расчет теплофизических параметров, вызванный снижением перепада давления в испытательной секции ЭУ (Режим № 2).

### **УСЛОВИЯ ПРОВЕДЕНИЯ РАСЧЕТА**

Оценка теплового состояния ЭУ осуществлялась с помощью трехмерной расчетной модели, разработанной с использованием программного пакета GAMBIT [10]. Сетка конструкции ЭУ включает в себя 3 667 629 полиэдральных

элементов. Расчетная сетка модели показана на рисунке 1а. Основным элементом ЭУ является секция испытательная. Секция испытательная предназначена для размещения в ней двух тепловыделяющих сборок (ТВС) и одной камеры Na организующая тракт для прокачки теплоносителя (жидкого натрия) через ТВС (рисунок 1б).

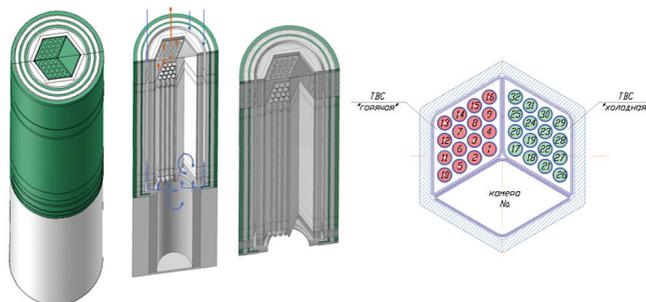


Рисунок 1. Испытательная секция экспериментального устройства  
а) трехмерная расчетная модель б) схема размещения ТВЭЛов

Исходные данные для проведения теплогидравлических расчетов представлены в таблице 1.

Таблица 1. Исходные данные

Параметр	Значение	
Теплоноситель	Na	
Топливо	UO <sub>2</sub>	
Температура теплоносителя на входе в испытательную секцию, К	673	
Номинальная мощность, МВт	134	
<b>Режимы:</b>		
№ 1: Пиковая мощность, МВт	428,8	990
№ 2: Снижение перепада давления, кПа	60	

### РЕЖИМ № 1

Мощность энерговыделения в испытательной секции ЭУ является одним из основных управляемых параметров в расчете. Для реализации заданного ре-

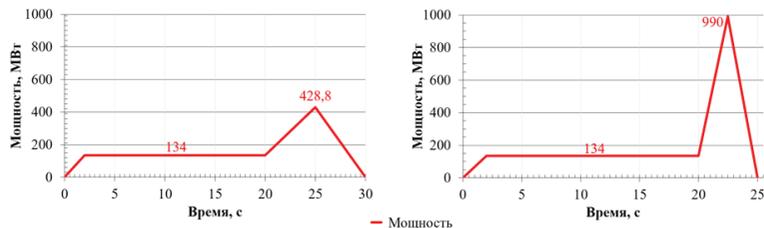


Рисунок 2. Диаграмма мощности реактора ИГР

жима рассчитаны два варианта наброса пика мощности, представленные на рисунке 2. В первом случае номинальную мощность увеличивают в 3,2 раза, а во втором – 7,3 раза.

### РЕЖИМ РАБОТЫ ИСПЫТАТЕЛЬНОЙ СЕКЦИИ ЭУ С ПИКОМ МОЩНОСТИ 428,8 МВТ

Расход натрия через испытательную секцию ЭУ составляет 3,41 кг/с (через «горячую» ТВС – 1,705 кг/с и через «холодную» ТВС – 1,705 кг/с). В ТВС наблюдается радиальная неравномерность температуры теплоносителя. Средняя температура теплоносителя на выходе из «горячей» ТВС составляет ~ 828 К, а в «холодной» ТВС – 793 К, при этом максимальная температура на выходе из ТВС в межТВЭльном пространстве составляет 897 К, а минимальная 714 К.

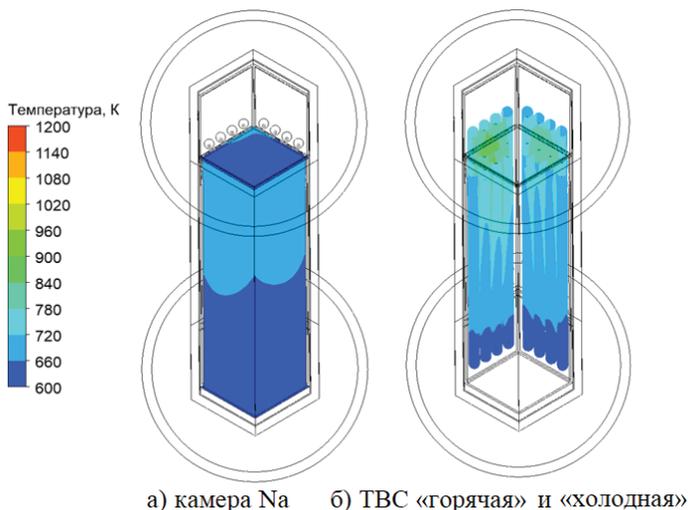


Рисунок 3. Температурное поле в теплоносителе

Охлаждение внешней поверхности оболочки ТВЭЛов осуществляется жидкотеплоталлическим теплоносителем. Вследствие этого температура в центре топлив-

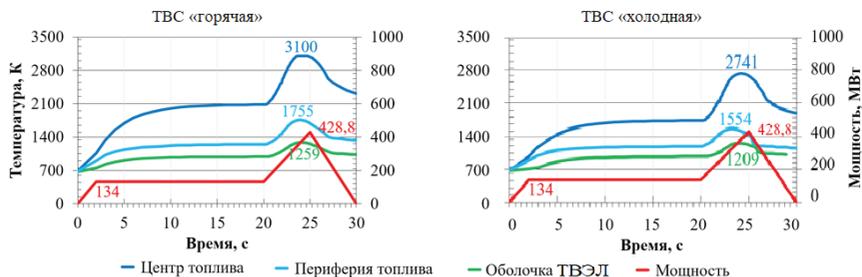


Рисунок 4. Влияние пика мощности на распределение температуры в топливе и оболочку ТВЭЛа

ной таблетки в процессе ее работы в составе топливного сердечника составляет  $\sim 3\ 100\ \text{K}$ . Наиболее разогретым ТВЭЛом в «горячей» ТВС является ТВЭЛ № 2, а в «холодной» ТВС – ТВЭЛ № 19.

На рисунке 5 показано температурное поле в топливе и материалах испытательной секции.

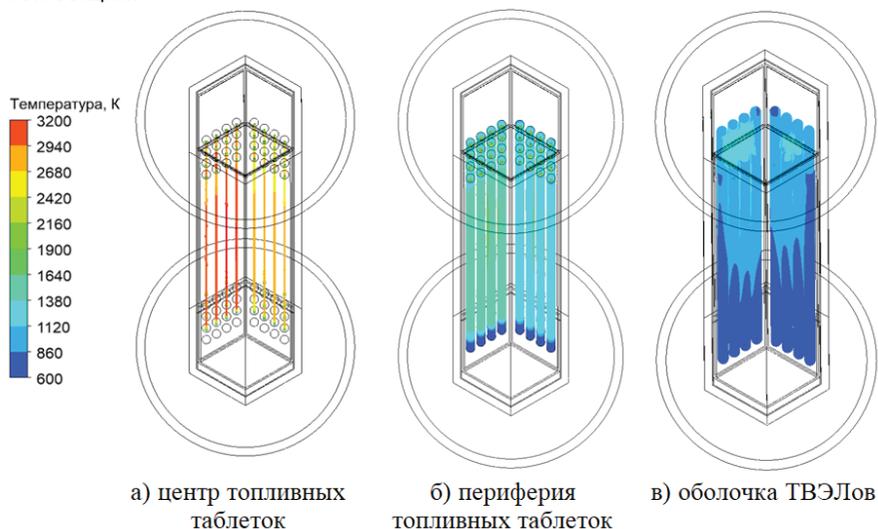


Рисунок 5. Температурное поле в топливе и оболочке ТВЭЛов

### РЕЖИМ РАБОТЫ ИСПЫТАТЕЛЬНОЙ СЕКЦИИ ЭУ С ПИКОМ МОЩНОСТИ 990 МВт

Как показывают результаты теплогидравлического расчета, увеличение пика мощности на 561,2 МВт в испытательной секции приводит к кипению натрия, вследствие чего наблюдается потеря теплоносителя на 1,198 кг/с (рисунок 6).

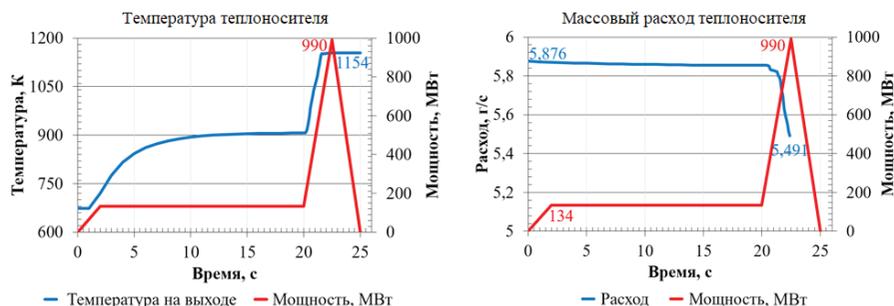


Рисунок 6. Влияние пика мощности на температуру и расход теплоносителя

С повышением мощности энерговыделения идет постоянное высыхание жидкости, что происходит вследствие испарения и уноса жидкости потоком пара. Происходящий процесс ведет к резкому падению коэффициента теплоотдачи, подъему температуры оболочек выше нормальной, наступает кризис теплоотдачи. Прогревание ТВЭЛов в «горячей» ТВС начинается заметно раньше на 5,2 секунды по сравнению с «холодной» (рисунок 7).

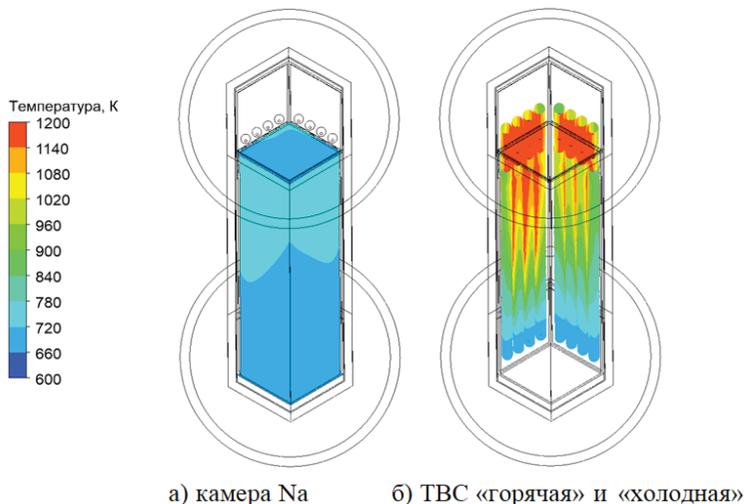


Рисунок 7. Температурное поле в теплоносителе

Имея высокую температуру плавления и совместимость с материалом оболочки, температура таблеток диоксида урана при реализации заданного режима на наиболее разогретых участках достигает значения 3 127 К. Так в «горячей» ТВС наиболее энергонапряженным ТВЭЛом является ТВЭЛ № 2, а в «холодной» ТВС – № 19 (рисунок 16). Тепло, отводимое из объема таблеток к поверхности оболочек, охлаждается теплоносителем, поэтому наибольшая температура устанавливается на оси симметрии таблеток (рисунок 8).

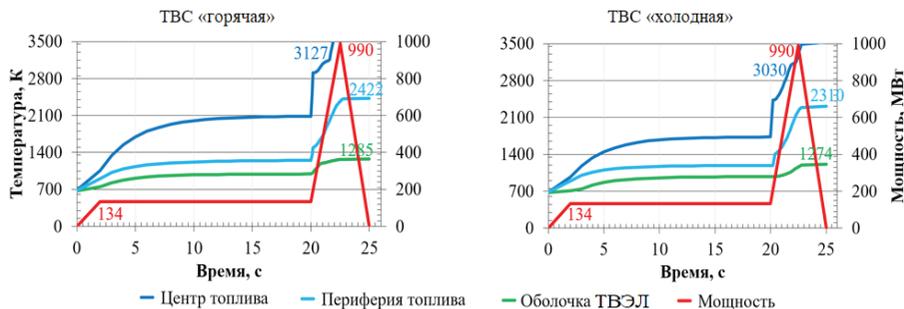


Рисунок 8. Влияние пика мощности на распределение температуры в топливе и оболочку ТВЭЛов в ЭУ

При пиковой мощности реактора температура на оси ТВЭЛа составляет около 3 127 К, а на поверхности таблеток — около 2 422 К. Максимальная температура в материалах ТВЭЛа в «горячей» и «холодной» ТВС достигает соответственно 1 285 и 1 274 К (рисунок 9).

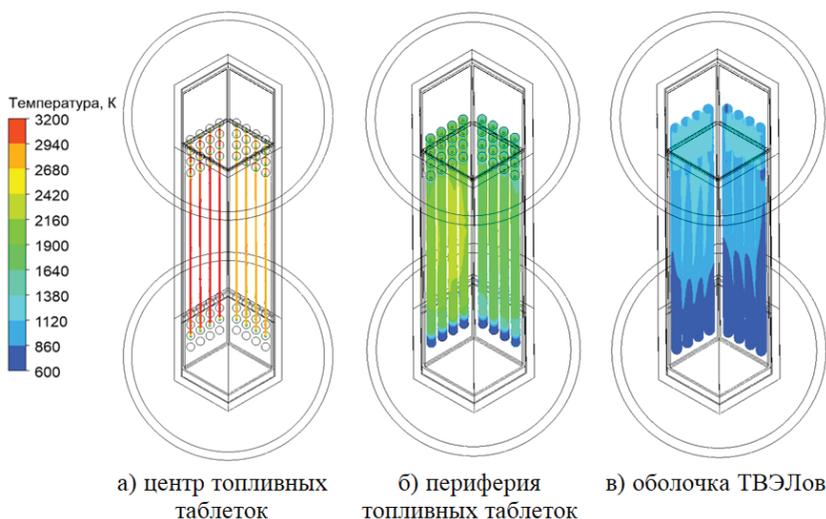


Рисунок 9. Температурное поле в топливе и оболочке ТВЭЛов

## РЕЖИМ № 2

При проведении теплогидравлического расчета для режима №2 номинальная мощность топлива составляет 134 МВт, показанная на рисунке 10. В данном режиме проведен расчет с 20 по 21 секунды с начальным перепадом давления 60 кПа.

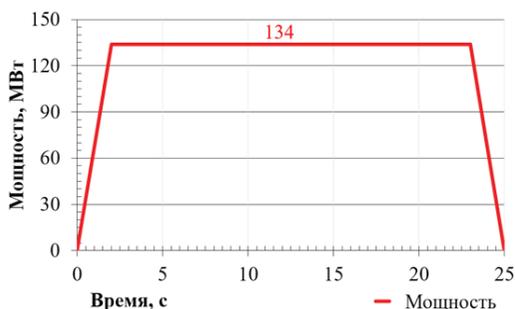


Рисунок 10. Диаграмма мощности реактора

Запланированное уменьшение перепада давления приводит к изменению таких параметров как температура и массовый расход теплоносителя. Рису-

нок 11, описывающий график изменения температуры теплоносителя в зависимости от перепада давления в испытательной секции, наблюдается рост температуры натрия на промежутке времени от 20 до 20,53 секунды возрастает на 93 К, далее рост температуры значительно замедляется и порядка 0,1 секунды составляет 1152 К. Максимальная температура, полученная в результате расчета, составляет 1154 К и наблюдается в интервале времени от 20,9 до 21 секунды. И как показывают результаты исследования в интервале времени от 20 до 20,56 секунды течение натриевого теплоносителя уменьшилось на 3,829 г/с, а к концу времени расчета данный показатель составил 0,5796 г/с.

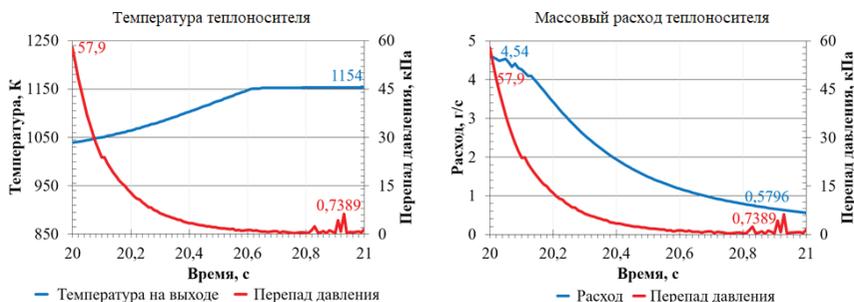


Рисунок 11. Влияние снижение перепада давления на температуру и расход теплоносителя в ЭУ

На рисунке 12 показано температурное поле в теплоносителе.

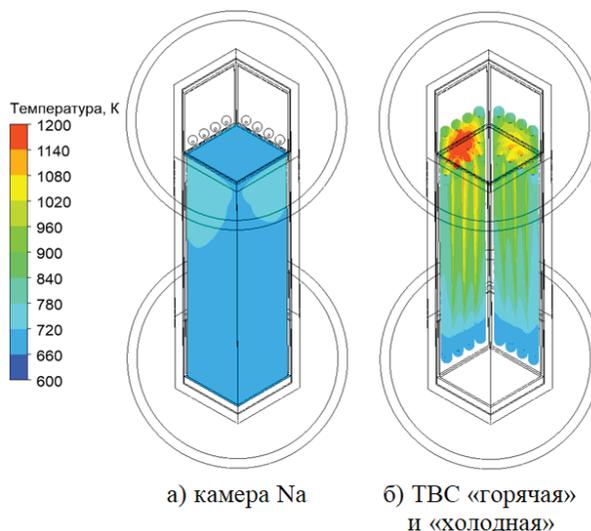


Рисунок 12. Температурное поле в теплоносителе

При реализации заданного перепада давления, наиболее разогретым ТВЭ-Лом в «горячей» ТВС является ТВЭЛ № 2, а менее разогретым – ТВЭЛ № 13.

В «холодной» ТВС наиболее разогревается ТВЭЛ № 19, а менее разогретым является ТВЭЛ № 29. Распределение ТВЭЛов в ТВС показано на рисунке 16. Распределение температуры по времени расчета в зависимости от снижения перепада давления в ТВС в центре, на периферии топливного столба и оболочке ТВЭЛов иллюстрирует рисунок 13.

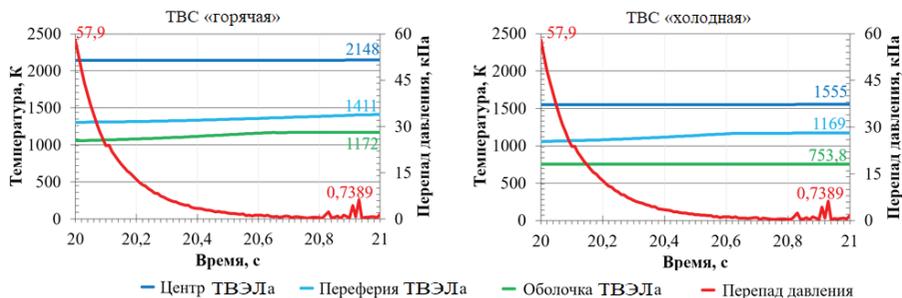


Рисунок 13. Влияние снижения перепада давления на распределение температуры в топливе и оболочку ТВЭЛов

На рисунке 14 видно, что температурное поле в пристенных ТВЭЛлах ниже, чем в центральных.

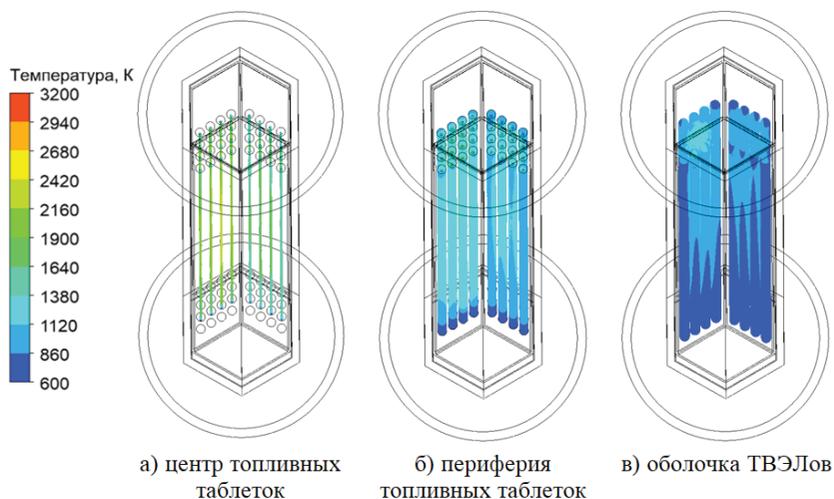


Рисунок 14. Температурное поле в топливе и оболочке ТВЭЛов

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В ходе серии расчетов по изучению режимов кипения натриевого теплоносителя исследованы два режима работы испытательной секции экспериментального устройства.

При реализации режима № 1 номинальную мощность реактора ИГР в первом расчете увеличивают в 3,2 раза, а во втором – 7,3 раза. С увеличением мощности сильно изменяется профиль температуры в ТВЭЛе и возрастает радиальная неравномерность ее распределения. Если на внешней поверхности топливной таблетки температура составляет примерно 1 700 - 2 400 К, то в центре ТВЭЛа она достигает 3 100 К и более. Как следствие температура теплоносителя на различных участках канала превышала нормальную, топливо в ТВЭЛах достигло температуры плавления, а оболочки ТВЭЛов прогредлись до температуры не превышающую температуру плавления.

Изучение результатов исследований режима № 2 показывает, что преднамеренное снижение перепада давления теплоносителя:

- ведет к возрастанию температуры натрия, которая достигает температуры кипения;
- приводит к тому, что массовый расход теплоносителя на прокачку через активную зону значительно меньше номинального.

Таким образом в результате проведенных теплогидравлических расчетов по моделированию кипения жидкометаллического теплоносителя усовершенствованы расчетные методы путем оптимизации способа задания граничных условий.

## СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bobkov V.P., Fokin L.R., Petrov E.E. and al. Thermophysical Properties of Materials For Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data. IAEA, VIENNA, 2008. – pp. 24-29, 56-58, 85, 95-97, 164-170.
2. Paul L. Brown. Chemical thermodynamics of zirconium / Paul L. Brown // ASIRC, Monash University, Churchill (Australia). – 2005. – vol. 8, p. 123.
3. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники / В.С. Чиркин; М. Атомиздат, 1968. – с. 395.
4. Варгафтик Н.Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей / Н.Б. Чиркин: М.: Наука, 1972. – с. 525-526, 535, 544-545, 558-561.
5. Thermophysical properties of materials for nuclear engineering: a tutorial and collection of data/ International atomic energy agency. Vienna 2008. p. 28-29, 95-97. ANSYS, Inc. Products Release 14.5.7, 2013.
6. Жанболатов О.М., Иркимбеков Р.А. Особенности расчета мощности элементов экспериментального устройства для реакторных испытаний на ИГР. Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатова, Казахстан. Вестник НЯЦ РК, выпуск 2, июнь 2020
7. MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code: Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.
8. Курчатова И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / Курчатова И.В., Фейнберг С.М., Доллежалъ Н.А. и др. // Атомная энергия, 1964, т. 17, вып. 6, с. 463-474.
10. GAMBIT 2.4.6, Fluent inc, 2008.

## РЕЗУЛЬТАТЫ МЕТОДИЧЕСКИХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ИЗ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ МАТЕРИАЛОВ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

*Заурбекова Ж.А.<sup>1</sup>, Кульсартов Т.В.<sup>1</sup>,  
Шаймерденов А.А.<sup>1,2</sup>, Аханов А.М.<sup>1,2</sup>, Аскербеков С.К.<sup>1,2</sup>,  
Чихрай Е.В.<sup>1</sup>, Кизане Г.<sup>3</sup>, Кенжина И.Е.<sup>1</sup>*

<sup>1</sup>Казахский Национальный Университет им. аль-Фараби,  
Алматы, Казахстан

<sup>2</sup>РГП «Институт ядерной физики» МЭ РК, Алматы, Казахстан

<sup>3</sup>Латвийский Университет, Рига, Латвия

### ВВЕДЕНИЕ

Важными и актуальными задачами, стоящими сегодня перед научным сообществом, являются изучение поведения конструкционных материалов ядерных и термоядерных реакторов в условиях облучения и при взаимодействии с изотопами водорода, а также установление основных закономерностей взаимодействия этих факторов с материалами, которые планируются к использованию в термоядерных реакторах в качестве функциональных. Основная функция, которую выполняют данные материалы, заключается в способности нарабатывать тритий, являющийся одним из компонентов термоядерного топлива[1,2].

В 2018 году на реакторе ВВР-К была начата разработка и создание современной установки, которая позволит исследовать процессы газовой выделенности из материалов ядерных и термоядерных реакторов[3]. Разработаны принципиальная схема установки и оптимальная конструкция экспериментального облучательного устройства. Проведены нейтронно-физические и теплофизические расчеты облучательного устройства, а также вакуумные расчеты установки для различных геометрий вакуумного тракта. Для регистрации газовой выделенности используется квадрупольный масс-спектрометр, компании Stanford Research System.

В связи с тем, что общая длина облучательного устройства составляет около 5 м и во время облучения образцы устанавливаются в нижней части устройства, где контроль давления технически не возможен, были проведены вне-реакторные методические эксперименты. Суть экспериментов заключалась в определении калибровочных коэффициентов, которые связывают потоки газов из области исследуемых образцов с парциальными давлениями, регистрируемыми в области масс-спектрометра. Проведенные методические эксперименты являются важным этапом перед вводом установки в эксплуатацию и полученные результаты необходимы для правильной интерпретации газовой выделенности при реакторных экспериментах.

## 1. РАЗРАБОТКА КОНСТРУКЦИИ АМПУЛЫ

### 1.1 ВАКУУМНЫЕ РАСЧЕТЫ

Целью вакуумных расчетов являлась оценка диапазона и распределения давлений по длине облучательного устройства и вакуумной системы для различных геометрий системы и потоков газоразделения трития ( $10^{-11}$  -  $10^{-8}$  моль/с).

Выбранная расчетная геометрия устройства представляла систему из ампульного устройства (АУ) длиной 4 м, диаметром 15 мм или 17,5 мм или 20 мм, выходного трубопровода из нержавеющей стали длиной 4 метра и внутренним диаметром 10 мм, и соединительного патрубка, длиной 0,5 м, линейно сопрягающего выходную трубу (диаметром 10 мм) с входным фланцем ТМН (100 мм).

Для расчетов была использована 3-х мерная осе-симметричная модель, по которой все элементы находятся на одной оси, длиной 8,5 м, что не влияет на точность расчетов и общность полученных результатов.

Расчетная задача состояла в том, чтобы для заданных значений температуры внутренней поверхности устройства, входного потока газа и скорости откачки вакуумного насоса посчитать распределение концентрации и давления водорода (или другого газа) по длине всей системы в процессе работы устройства.

Вычислительная задача сводится к разбиению общей поверхности системы на конечные элементы и расчету требуемых интегралов G, P и n. В нашем случае для этой цели использовалась система решения инженерных задач Comsol Multiphysics [4].

Расчет проводится для интервала времени 0 - 1 800 секунд (30 минут). Для большей наглядности полученных результатов расчета в модели задается, что входной поток газа имеет импульсный характер и подается с 500 секунды до 1 000 секунды. Характерные зависимости изменения давления водорода в вакуумной системе на различных расстояниях от насоса приведены на рисунке 1.

Видно, что полученные зависимости в целом отвечают физической картине эксперимента:

1. Наибольшее давление в области подачи потока газа в установку.
2. Наблюдается практически линейный спад давления по трубопроводам, причем скорость падения давления выше в трубопроводе меньшего диаметра.

Полученные значения распределения давления показывают, что в целом физическая возможность зарегистрировать поток трития и гелия в системе будет достаточной для уровней наработки трития и гелия в исследуемых объемах выше  $10^{-11}$  моль/с.

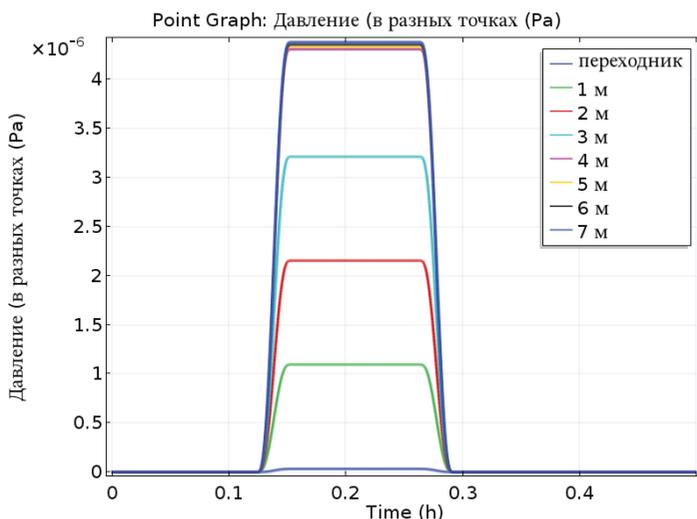


Рисунок 1. Динамика изменения давления на различных расстояниях от насоса при подаче импульса потока  $10^{-9}$  моль/с на входе системы

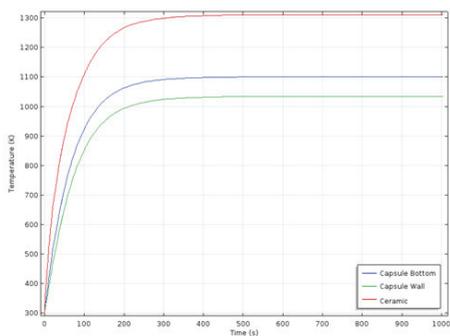
## 1.2 НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ И ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ

Нейтронно-физические расчеты проведены с применением компьютерной программы MCNP (Monte Carlo N-particle), в которой для моделирования траектории движения нейтронов и других частиц используется метод Монте-Карло, т.е. это численный метод для изучения случайных процессов[5,6]. В расчетах использовалась библиотека сечений взаимодействия нейтронов с веществом ENDF/B-VII[7].

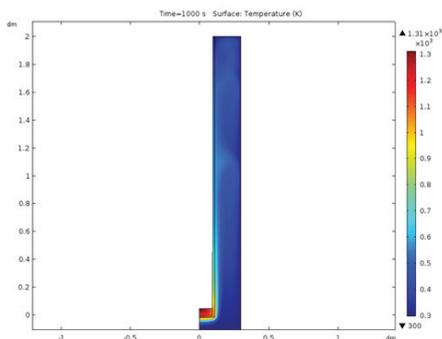
Проведены теплофизические расчеты динамики нагрева и распределения температурных полей для облучательной капсулы из нержавеющей стали содержащих различные материалы бридеров ТЯР: литиевую керамику[8]. В расчетах полагалось, что тепловыделение в керамике равно  $82,3 \text{ Вт/см}^3$  и в стали  $4 \text{ Вт/см}^3$ . Отдельно был рассчитан нагрев капсул без образцов. Результаты расчетов приведены на рисунке 2.

Максимальная температура ампулы составляет не более  $573 \text{ K}$  (для сухого канала) и не более  $373 \text{ K}$  (для канала с водой) – что в целом определяет нижнюю температуру исследования в реакторных экспериментах с материалами ТЯР.

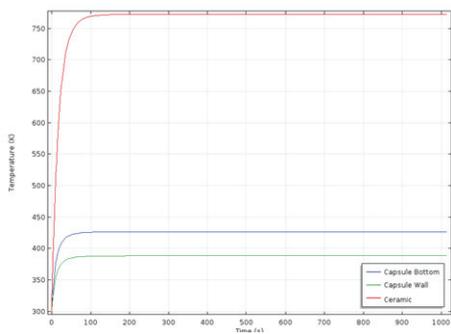
Достаточно высокая температура керамики (для всех расчетов) обусловлена большими значениями энерговыделения в ней и относительно низкой теплопроводностью.



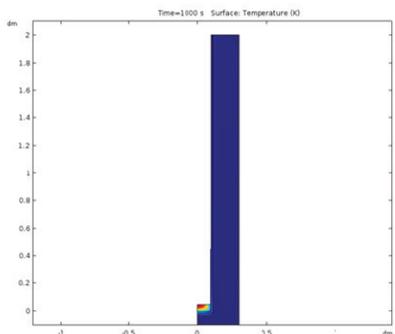
а) временная зависимость изменения температуры ампулы с керамикой, расположенной в сухом канале;



в) распределение температуры по ампуле в квазиравновесном состоянии в сухом канале;



б) временная зависимость изменения температуры ампулы с керамикой, расположенной в канале с водой;



г) распределение температуры по ампуле в квазиравновесном состоянии в канале с водой.

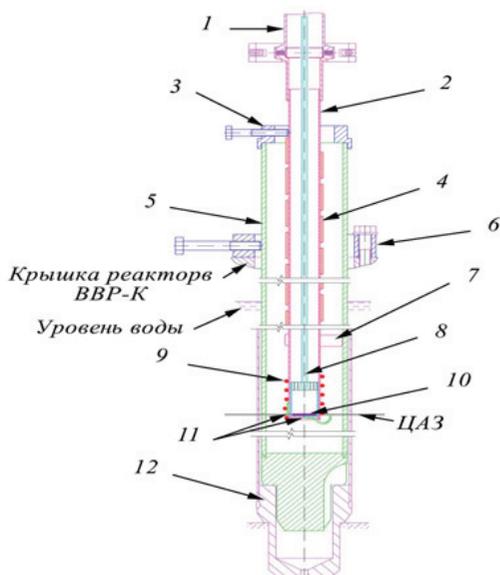
Рисунок 2. Результаты расчета температурных полей по ампуле с литиевой керамикой во время облучения

## ИЗГОТОВЛЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОБЛУЧАТЕЛЬНОГО УСТРОЙСТВА

На основе предварительных вакуумных, нейтронно-физических и теплофизических расчетов, оценок материального состава ампульного устройства с учетом всех конструктивных особенностей выбранного экспериментального канала исследовательского реактора ВВР-К, была подготовлена схема облучательного устройства, представленная на рисунке 3.

Исследуемые образцы будут размещены внутри загрузочной капсулы (ЗК), а она, в свою очередь, в откачиваемой экспериментальной ячейке. Для обеспечения необходимых температурных режимов ампульное устройство (АУ) было снабже-

но терморпарным нагревателем. Для измерения температуры в области образца были установлены, согласно представленной схеме, терморпары типа ХА.



- 1 – соединение с рабочим блоком;
- 2 – экспериментальная ячейка (ампула);
- 3 – верхний центрирующий фланец;
- 4 – ленточный нагреватель;
- 5 – экспериментальный канал (ЭК);
- 6 – держатель ЭК;
- 7 – дистанционаторы;
- 8 – загрузочная капсула;
- 9 – терморпарный нагреватель;
- 10 – образцы;
- 11 – терморпары;
- 12 – вытеснитель.

Рисунок 3. Схема облучательного устройства

Детали АУ и ЗК изготовлены из нержавеющей стали 12Х18Н10Т и экспериментальный канал (ЭК) из алюминиевого сплава САВ-1.

## МЕТОДИЧЕСКИЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ

Целью проведения методических экспериментов было определение калибровочных коэффициентов, которые связывают потоки газов из области исследуемых образцов в установку с парциальными давлениями, регистрируемыми в области масс-спектрометра. После данной калибровки, можно вычислить абсолютные концентрации или абсолютные парциальные давления компонентов газовой смеси.

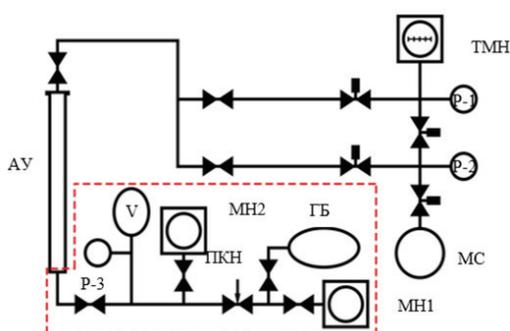
Для реализации схемы методического эксперимента в принципиальную схему установки была добавлена система подачи газа, которая на рисунке 4 выделена красным пунктиром. Также было изготовлено АУ, полностью соответствующее по геометрии и материальному составу АУ, предложенному для проведения реакторных экспериментов, но с добавлением сквозного отверстия для возможности организации потока газов через АУ, а именно изготовлен входной фланец стандарта ДУб на дне ампулы.

Принцип работы системы подачи газа заключается в следующем: пьезокерамический натекаль (ПКН) с обеих сторон откачивается механическими насосами (МН1-2) до давления порядка  $10^{-2}$  торр, после чего из баллона с газом (ГБ) через ПКН организуется постоянный поток исследуемого газа.

Схема проведения методических экспериментов заключалась в следующем:

1. в откачиваемую насосом ампулу в области, где будут расположены исследуемые образцы (во время реакторного эксперимента) подается газ;
2. далее масс-спектрометром регистрируется равновесное давление газа в установке;
3. после этого камера подачи отсекается от откачки и регистрируется увеличенное давление газа в этой камере;
4. по известным значениям измеренного давления в масс-спектрометре и известной скорости набора газа в камере подачи определяются коэффициенты калибровки.

Таким образом, зная значение потока исследуемого газа через экспериментальную ячейку и показания масс-спектрометра, определяются калибровочные коэффициенты для всех исследуемых газов.



АУ – ампульное устройство;  
 ТМН – турбомолекулярный насос;  
 МС – масс-спектрометр;  
 Система подачи газа  
 (МН – механический насос;  
 ПКН – пьезокерамический нагреватель;  
 ГБ – баллон с газом;  
 V – объем;  
 P – датчик давления).  
 Рисунок 4. Принципиальная схема установки для проведения методических экспериментов

На первом этапе проводился эксперимент по определению рабочих объемов установки.

Процедура заключалась в следующем:

- вся система откачивалась до давления  $10^{-6}$  торр;
- далее закрывались все клапаны на установке: таким образом, рабочая камера (измерительный тракт установки) делилась клапанами на различные объемы;
- в известный объем ( $V_1$ ) набиралось известное давление газа  $P_1$ , после чего этот объем делился на соседний объем камеры установки, отсекаемый клапаном: общее давление газа падало до значений  $P_2$ ;
- таким образом, последовательным делением увеличивался общий объем камеры, и по формуле (9) определялось значение объема камеры установки:

$$V_x = \frac{V_1(P_1 - P_2)}{P_2}, \quad (1)$$

где  $V_1$  – объем камеры;

$P_1$  – начальное давление в камере  $V_1$ ;

$P_2$  – давление в камере  $V_1 + V_x$  после открытия объема  $V_1$  на  $V_x$ .

Вторым этапом проводились сами методические эксперименты.

Всего было проведено несколько экспериментов по калибровке, результаты которых хорошо совпали между собой. В представленном эксперименте приведены данные о зависимостях изменения спектров газов в камере установки для различных режимов напуска гелия, дейтерия и водорода в установку. Также приведены зависимости изменения давления в камере подачи при закрытии откачки в ней клапаном.

Проиллюстрируем стандартный режим этапа эксперимента по калибровке установки с газом дейтерием (выбран временной интервал эксперимента от 11 000 с до 12 500 с), который приведен на рисунке 5.

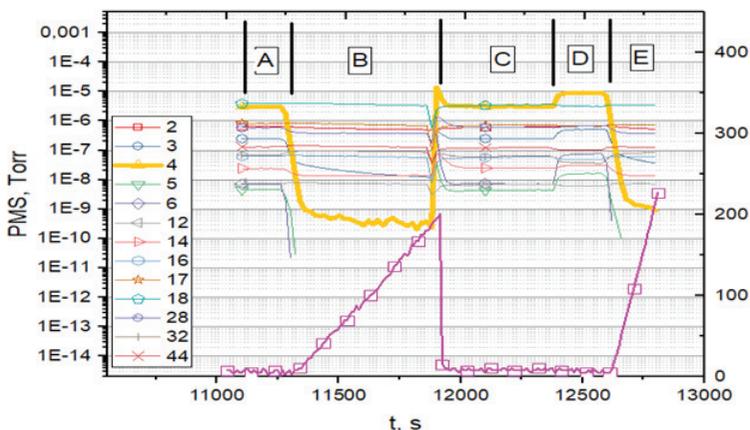


Рисунок 5. Этап эксперимента по калибровке потока дейтерия в камеру установки

Для удобства график разбит на несколько областей. В области А представлен этап эксперимента, где проводятся измерения газового состава в установке при подаче дейтерия с постоянным газовым потоком. Из рисунка видно, что давление гелия в камере постоянно.

Область В – это этап эксперимента, в котором камера подачи отсекается от откачки и, соответственно, в камере установки наблюдается падение давления дейтерия, в то время как в камере подачи наблюдается рост давления дейтерия. Отметим, что рост давления дейтерия в камере ожидаемо линейный: по результатам данной линейной зависимости в дальнейшем оценивается поток дейтерия, поступающий в систему.

Область С – камера подачи газа открывается на откачку и набранный газ из нее откачивается, соответственно наблюдается рост потока дейтерия в камере установки до стационарного значения, которое равно его давлению в области А.

Область D – через натекатель устанавливается новый поток в камеру установки (в данном случае поток больший по значению, чем поток в областях А-С), что при-

водит к росту давления дейтерия в системе до некоторого нового стационарного значения.

Область Е – это этап эксперимента аналогичный этапу, описанному выше для области В, где камера подачи газа отсекается от откачки.

Таким образом, проводятся эксперименты для различных газов, подаваемых в камеру установки, по которым определяются стационарные значения потоков газов в камеру и соответствующие им стационарные парциальные давления, регистрируемые масс-спектрометром.

Коэффициенты калибровки (моль/(Па·с)) рассчитываются по формуле:

$$K = \frac{dv}{P_{MS} dt}, \quad (2)$$

где  $dv/dt$  – поток газа в установку;

$P_{MS}$  – давление, регистрируемое в масс-спектрометре (Па).

Значения потока газа в систему оцениваются по формуле:

$$\frac{dv}{dt} = \frac{V}{RT} \left( \frac{dP}{dt} \right), \quad (3)$$

где  $V$  – объем камеры подачи газа, который отсекается от установки в методических экспериментах ( $\text{м}^3$ );

$R$  – универсальная газовая постоянная;

$T$  – температура газа в камере подачи (принимается равной температуре стенок камеры), К;

$dP/dt$  – линейная скорость увеличения давления газа в камере подачи (Па/с).

Полученные коэффициенты калибровки приведены в таблице 1, которые хорошо совпали для разных уровней потоков в камеру установки.

**Таблица 1. Коэффициенты калибровки для различных газов (при уровне потоков в установку ~  $(10^{-8}-10^{-10})$  моль/с)**

Изотоп	$\text{H}_2$	$\text{D}_2$	He
Коэффициент калибровки, моль/(Па·с)	$8,05 \times 10^{-6}$	$1,03 \times 10^{-5}$	$2,94 \times 10^{-5}$

Значения для коэффициентов калибровки дейтерия и водорода оказались близкими по значениям, в то время как коэффициент калибровки по гелию оказался в несколько раз выше (по всей видимости, более низкая чувствительность масс-спектрометра RGA-100 по гелию связана с его более высоким потенциалом ионизации).

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, в результате проделанных работ было получено, следующее:

- разработана и создана установка по регистрации газовой выделению из материалов ЯР и ТЯР;
- разработана конструкция экспериментального облучательного устройства

- с учетом имеющихся экспериментальных возможностей реактора ВВР-К, опыта проведения внутриреакторных экспериментов и трендов развития ядерной и термоядерной энергетики;
- проведены нейтронно-физические и теплофизические расчеты, и с помощью которых были получены временные зависимости динамики нагрева и распределения температурных полей для облучательных ампул из нержавеющей стали, содержащих различные материалы бридиров ТЯР, которые показали, что с разработанной конструкцией ампулы облучение можно будет проводить при температурах 500 - 1 200°C;
  - проведены вакуумные расчеты распределения давления в камере установки для различных геометрий вакуумного тракта и для различных потоков газовой выделенной материалов ТЯР. Результаты, которых показали, что разработанная установка может зарегистрировать поток трития и гелия в системе при уровне наработки трития и гелия в исследуемых образцах выше  $10^{-11}$  моль/с;
  - изготовлено разработанное реакторное ампульное устройство для испытания материалов ТЯР, с помощью которого проведены методические эксперименты по исследованию газовой выделенной;
  - проведены вне реакторные методические эксперименты в ходе которых были определены коэффициенты калибровки, которые связывают потоки газов из области исследуемых образцов в установку с парциальными давлениями, регистрируемыми в области масс-спектрометра. Воспроизводимость экспериментов высокая, поэтому можно сделать вывод, что определенные коэффициенты калибровки являются достоверными.

### СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Тажибаева И.Л. Процессы переноса водорода в конструкционных материалах в поле ионизирующего излучения: (автореферат дис. доктора физико-математических наук: 01.04.07.). - Алматы, 1997.- 47 с.: ил.
2. Кульсартов Т.В. Методика и аппаратное обеспечение проведения длительных реакторных экспериментов по исследованию выделения трития из материалов твердотельных бланкетов ТЯР (автореф.дис. канд. физ.-мат. наук: 01.04.01: защищена 24.04.10: утв. 04.05.10).– Алматы, 2010.– 119 с.
3. Шаймерденов А.А. и др. Экспериментальная база реактора ВВР-К для исследования выхода трития из материалов при их облучении / Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Накипов Д.А., Кенжин Е.А., Чихрай Е.В., Заурбекова Ж.А., Толенова А.У., Нестеров Е.А., Кизанэ Г. // Вестник НЯЦ РК, 2020, вып. 1, с. 104-111.
4. COMSOL Multiphysics® www.comsol.com. COMSOL AB, Stockholm, Sweden.
5. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. - Los Alamos National Laboratory, LA-UR-03-1987, 2008.
6. X-5 Monte Carlo Team, MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 - Volume II: User's Guide, Los Alamos National Laboratory report LA-CP-03-0245 (April 2003, revised 2/1/2008).
7. Chadwick M.B. ENDF/B-VII.1: Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data / M. Herman,

- P. Obložinský, M.E. Dunn, Y. Danon, A.C. //Nucl. Data Sheets 112 (2011) 2887.
8. Чихрай Е.В., Аскербеков С.К., Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Аханов А.М., Кенжин Е.А., Кабулбек Е.Б. Теплофизические расчеты реакторной ампулы для исследования газовыделения из литийсодержащих материалов при проведении экспериментов на реакторе ВВР-К // Вестник НЯЦ РК, вып.1 (77), 2019, с.52-59.

## МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ОТРАБОТКИ ГЕОТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ БЛОКОВ ПРИ ДОБЫЧЕ МЕТОДОМ ПСВ В «ГОРНО-ГЕОЛОГИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЕ»

**Құдайбергенов Ш.Ж.**

ТОО «РУ-6», Шиели, Казахстан

В данном докладе описан опыт использования горно-геологической информационной системы по геологическому и гидродинамическому моделированию, в компании ТОО «РУ-6».

Цели использования этих модулей в данной информационной системе:

1. геологическая модель дает возможность минимизировать геологические риски;
2. интерпретация геофизических данных для построения корреляции продуктивных горизонтов, чтобы визуализировать рудное тело в недрах земли;
3. визуализация геологического тела;
4. прогноз дебита скважин индивидуально, либо по блокам в определенное время работы, прогнозирование содержания металла или других химических составляющих, которые имеют значение.

### ГЕОЛОГИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

Построение гидродинамической модели требует готовую геологическую модель. При построении геологической модели чертится область внутренней и внешней сетки, используя данные по скважинам (рис 1.1)

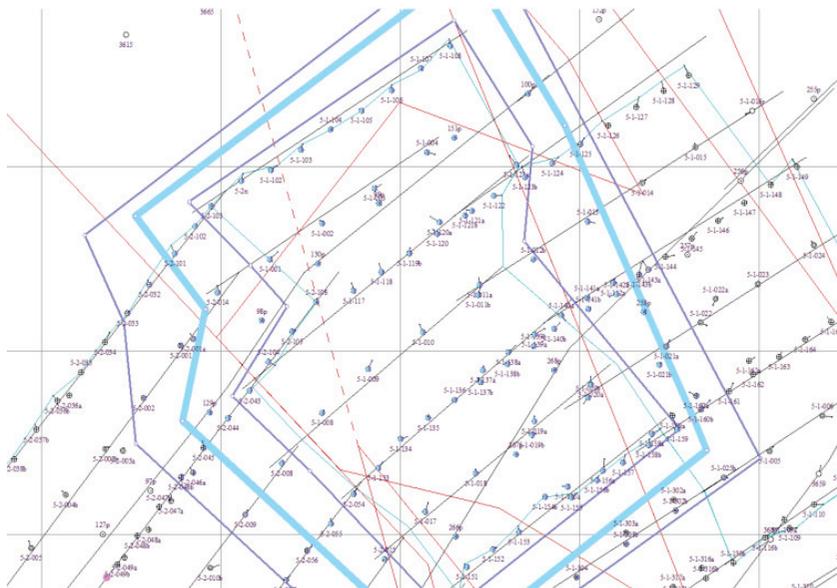


Рисунок 1.1

Далее была произведена постройка сетки по технологическому блоку (рисунок 1.2).

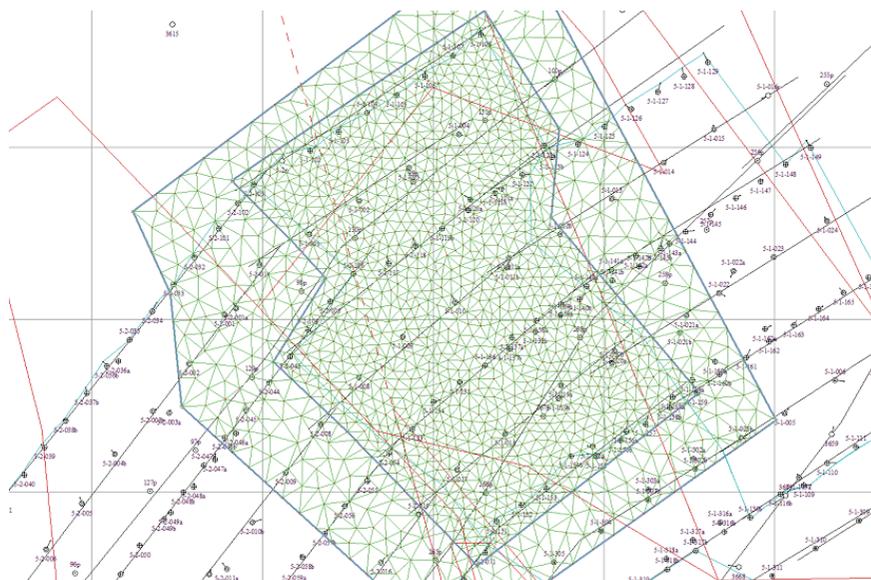


Рисунок 1.2

Далее производится расчет по построению распределения полезных ископаемых по метропроценту, эффективное мощности, рудной мощности и так далее (рисунок 1.3).

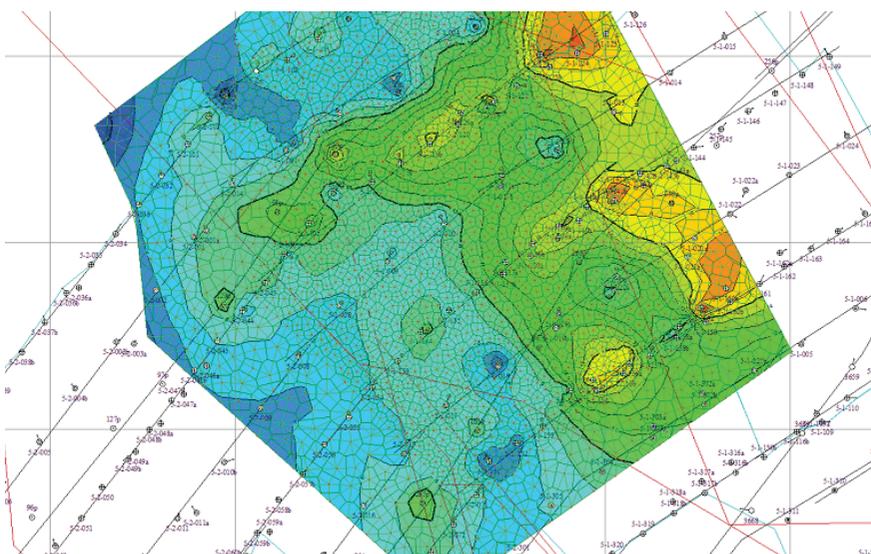


Рисунок 1.3

## ГЕОТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ

После постройки геологической модели была произведена работа в геотехнологическом моделирующем модуле. Выбран нужный блок и заданы координаты. Импортрованы нужные данные по технологическому блоку, скважины и модели по распределению из базы геологических данных. Затем, был создана технологическая ячейка целиком по блоку, так как здесь используется рядное расположение скважин, а не гексагональное (рисунок 2.1).

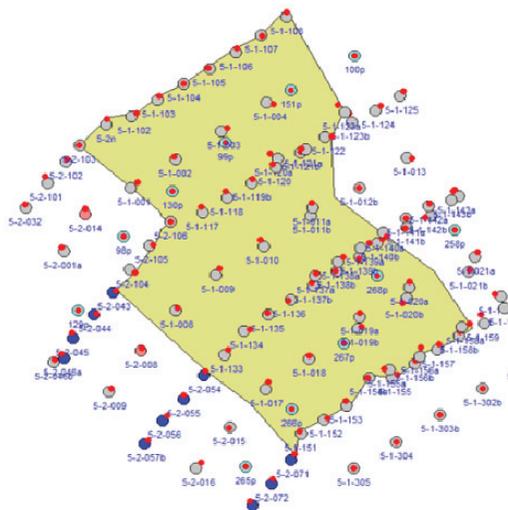


Рисунок 2.1

Дальше были импортрованы данные по режимам скважин, фактические данные по дебитам и заполнены исходные параметры по технологическому блоку. Производятся немалое количество итераций, изменяя исходные параметры чтобы, данные в ВР и ПР соответствовали по фактическим данным. К примеру, на рисунке 2.2 было успешное соответствие по содержанию кислоты в продуктивных растворах.

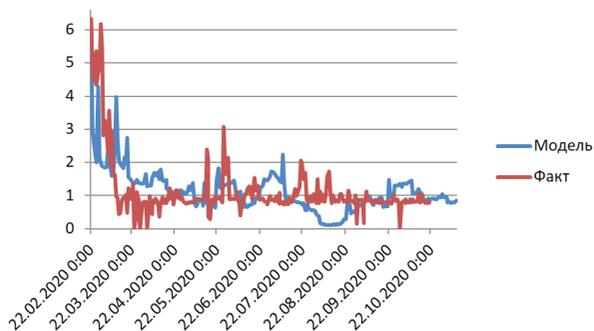


Рисунок 2.2

Таким образом, при успешном подборе исходных данных в дальнейшем можно реализовать все возможности по «Горно-геологической информационной системе».

### **ВЫВОДЫ**

1. Интерпретация геологических-геофизических данных при моделировании позволяет построить геолого-геотехнологическую модель отработки блока близкую к фактическим данным.
2. При помощи геолого-геотехнологического моделирование мы в дальнейшем сможем спрогнозировать состояние технологического блока, дебиты скважин, содержание разных химических составляющих.
3. Для работы с построением моделей специалист должен быть высококвалифицированным в области геологии, гидродинамики и геотехнологии. Уметь работать с большими объемами данных и анализировать эти данные.

## РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ВОТК С ТОПЛИВОМ НИЗКОГО ОБОГАЩЕНИЯ

**Светачев С.Н.**

РГП «НЯЦ РК» филиал «Институт атомной энергии»,  
Курчатов, Казахстан

### ВВЕДЕНИЕ

Международным агентством по атомной энергии, для обеспечения безопасности, было принято решение перевести все исследовательские реакторы на низкообогащенное урановое топливо, обогащение по урану не должно превышать 20%. В связи с этим на реакторе ИВГ1.М началась конверсия с высокообогащенного уранового (ВОУ) топлива на низкообогащенное (НОУ).

ИВГ.1М это исследовательский водо-водяной гетерогенный корпусной ядерный реактор на тепловых нейтронах с легководяными теплоносителем и замедлителем, и бериллиевым отражателем нейтронов. Активная зона реактора содержит 30 водоохлаждаемых технологических каналов (ВОТК). В центральной ячейке реактора расположен окруженный бериллиевым вытеснителем петлевой канал, в который возможна установка экспериментального устройства.

Тепловыделяющая сборка (ТВС) реактора ИВГ.1М состоит из тонкостенной цилиндрической обоймы, торцевых пронизаемых решеток и пакета тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) спирально-стержневых, двухлопастного профиля, уложенных по треугольной решетке и уплотненных с помощью цилиндрических заполнителей. Обогащение уран-циркониевого топлива составляет 90%.

Переход на ВОТК-НОУ требует проведения предварительных испытаний. Для этого, в реакторе были заменены два штатных канала высокого обогащения (ВОТК-ВОУ), на два экспериментальных канала низкого обогащения ВОТК-НОУ. Полученные в ходе испытаний результаты отборов проб отражены в этой работе. Исходя, из полученных экспериментальных данных будет принято решение об изготовлении партии штатных каналов и комплектации ими активной зоны реактора ИВГ.1М.

В соответствии с программой[1] в период 2017-2019 гг. были проведены исследования активности теплоносителя в процессе испытаний экспериментальных технологических каналов ВОТК с низкообогащенным топливом (ВОТК-НОУ) в пучках реактора ИВГ.1М.

Целью исследований являлась оценка активности теплоносителя с использованием полупроводникового гамма-детектора, определение относительного выхода продуктов деления из топлива в теплоноситель экспериментальных ВОТК-НОУ № 14, 24, и штатных ВОТК № 18, 22 и сравнение относительного выхода продуктов деления (ПД) в теплоноситель ВОТК-НОУ и среднего выхода ПД по штатным ВОТК. Кроме этого, оценивались содержания в теплоносителе продуктов активации (ПА).

Исследования проводились с использованием полупроводникового гамма-детектора GC1020 (ППД) и гамма-спектрометра InSpector-2000.

## 1 ОСНОВНАЯ ЧАСТЬ

### 1.1 ХАРАКТЕРИСТИКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ВОУ РЕАКТОРА ИВГ.1М

Конструктивно компоновка активной зоны с ВОУ топливом:

- активная зона набрана из 30 ВОТК выполненных в виде цилиндра;
- ТВС расположен внутри капсулы ВОТК и представляет собой пакет из набора стержневых спиральных ТВЭЛов;
- ТВЭЛ выполнен в виде спирального стержня двухлопастного профиля (рисунок 1), состоит из металлургически связанных оболочки (1) и топливного сердечника (2). Топливный сердечник ТВЭЛа представляет собой топливную композицию из циркониевого сплава Э110 и урана обогащением 90% по изотопу U-235.

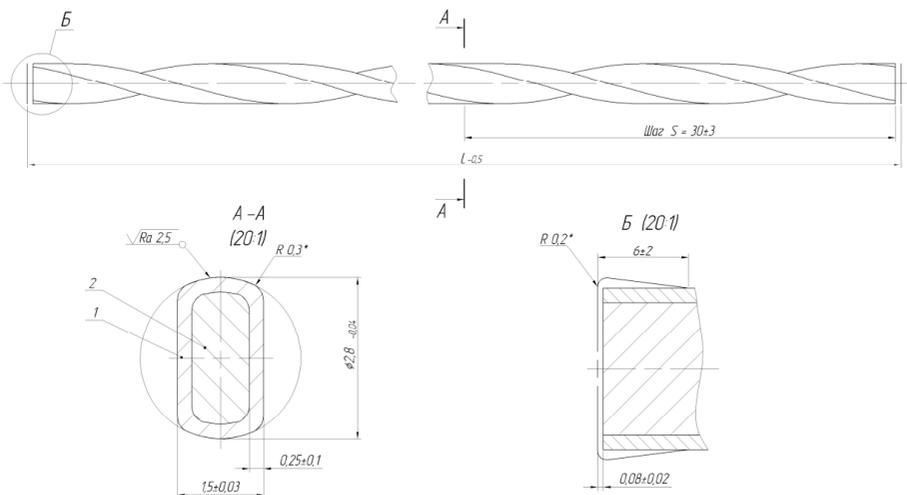


Рисунок 1. Конструктивная схема ТВЭЛа ВОУ

Процесс производства ВОУ топлива методами порошковой металлургии включает в себя следующие:

- смешение порошков урана и циркония;
- прессование сырых заготовок;
- спекание.

Получение уран-циркониевого сплава производилось в дуговой печи плавкой в атмосфере инертного газа не расходуемым вольфрамовым электродом.

Суммарная масса  $^{235}\text{U}$  в активной зоне реактора ИВГ.1М с ВОТК-НОУ составляет 4 600 г [2].

## 1.2 ХАРАКТЕРИСТИКИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА НОУ

Конструктивно компоновка активной зоны в варианте ИР ИВГ.1М с НОУ топливом должна быть аналогична варианту активной зоны ИР ИВГ.1М с ВОУ топливом:

- ТВС расположен внутри капсулы ВОТК и представляет собой пакет из набора стержневых спиральных ТВЭЛов;
- ТВЭЛ выполнен в виде спирального стержня двухлопастного профиля (рисунк 2).

Топливный сердечник ТВЭЛа представляет собой топливную композицию из циркониевого сплава Э110 с равномерно распределенными в ней нитями (133 нити в каждом ТВЭЛе)[3] урана обогащением 19,75% по изотопу U-235.

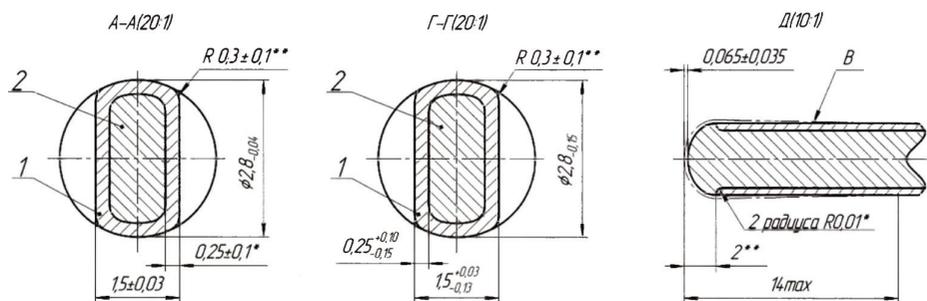


Рисунок 2. Конструктивная схема ТВЭЛа НОУ

Суммарная масса  $^{235}\text{U}$  в активной зоне реактора ИВГ.1М с ВОТК-НОУ составит  $5\,670 \pm 170$  г [3].

## 1.3 ХАРАКТЕРИСТИКИ ВОТК

В реакторах ИВГ-ВОУ и ИВГ-НОУ должны использоваться технологические каналы ВОТК одной и той же конструкции, отличающиеся материальным составом топливной композиции в ТВЭЛах [4,5]. Масса урана-235 в реакторе ИВГ-НОУ приблизительно на 23% больше, чем в реакторе ИВГ-ВОУ (Таблица 1), в то же время, масса урана-238 в реакторе ИВГ-НОУ в несколько десятков раз больше, чем в реакторе ИВГ-ВОУ.

Таблица 1. Параметры топлива в ВОТК-ВОУ и в ВОТК-НОУ (ВОУ/НОУ)

	3 ряд		1 и 2 ряды			
			Низ 60.0 см		Верх 20.0 см	
	Центр	Перифер.	Центр.	Перифер.	Центр.	Перифер.
Количество ТВЭЛов	276	192	276	192	264	192
m U-235 в ТВЭЛе, мг	331/407	280/344	285/361	237/278	79/107	96.7/124
m U-235 по зонам радиального профилирования, г	91/112	54/66	79/100	46/52	21/29	19/23

т U-235 по зонам аксиального профилирования, г	145/180	124/149	40/49
т U-235 в ВОТК, г	145/178	164/204	
Увеличение т U-235 в ВОТК-НОУ, отн. ед	~1,23	~1,21	

Примечание: в таблице 1 приведены округленные значения массы U-235.

Конструктивная схема ВОТК показана на рисунке 3. Внешний вид ВОТК с ТВЭЛами на рисунке 4.

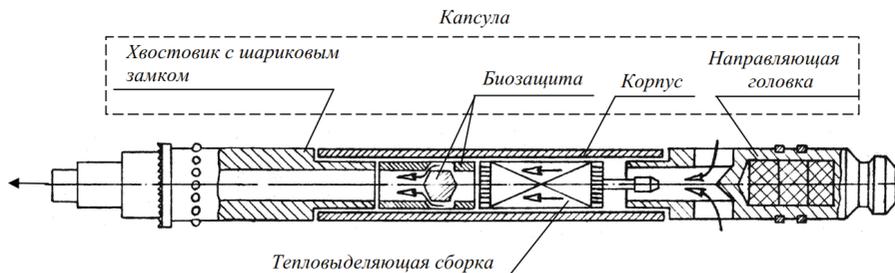


Рисунок 3. Функционально-узловая схема ВОТК



Рисунок 4. Внешний вид торцев ТВС

В таблице 2 приведены сравнительные характеристики ТВЭЛы ВОУ и НОУ.

**Таблица 2. Сравнительные характеристики ТВЭЛа ВОУ и НОУ**

Наименование параметра	Значение параметра	
	Оболочковый спирально-стержневой двухлопастного профиля	Оболочковый спирально-стержневой двухлопастного профиля
Тип ТВЭЛа		
Длина, мм для ТВС ВОТК 1 и 2 рядов для ТВС ВОТК 3 ряда	800 (600+200) 600	800
Диаметр описанной окружности, мм	2,8	2,8
Ширина лопасти, мм	1,5	1,5
Шаг спирали, мм	30	30
Материал оболочки	сплав Э110, на торцах - никель	сплав Э110, на торцах - никель
Топливный материал сердечника	уран-циркониевый сплав	уран-циркониевый сплав
Концентрация урана в сердечнике, % масс	3-5	10-11
Обогащение по урану-235, %	90	19,75
Максимальная температура поверхности, °С	110	110
Максимальный тепловой поток с поверхности, МВт/м <sup>2</sup>	1	1
Допустимая температура топлива, °С	850	850

### 1.4 ВЫХОД ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ

Для определения влияния качества покрытий на торцах ТВЭЛов на их работоспособность целесообразно спрогнозировать выход продуктов деления (ПД) из ТВЭЛов на базе сопоставления с ТВЭЛами энергетических реакторов.

Уровень эксплуатационной надежности ТВЭЛов энергетических реакторов оценивается количеством разгерметизировавшихся ТВЭЛов за компанию. По современным требованиям вероятность разгерметизации должна не превышать величину  $3 \times 10^{-6}$  (то есть, 3 дефектных ТВЭЛа на миллион).

Энерговыработка ТВЭЛов за компанию в современных реакторах ВВЭР составляет 50 МВт×сут/кг U-235. Предполагаемая энерговыработка в ТВЭЛах модернизированной АЗ реактора ИВГ.1М может составить 9 МВт×сут/кг. Данные для пересчета взяты из «Программы испытаний ВОТК с топливом низкого обогащения» для ВОТК № 4.

Для среднестатистического ТВЭЛа энергетических реакторов относительный выход продуктов деления R/B после выработки полного ресурса можно принять не превышающим  $3 \times 10^{-6}$ . Эквивалентное интегральное значение R/B

для ТВЭЛа ИВГ.1М, пересчитанное из соотношения энерговыработок и в предположении выхода всех образовавшихся ПД из дефектных ТВЭЛов, составит  $5,5 \times 10^{-5}$ . Это значение является оценкой сверху и его можно считать допустимым для реактора ИВГ.1М.

Как известно, выход ПД из ТВЭЛов происходит по трем механизмам:

- кинетический выход (прямой вылет осколков деления);
- диффузия газообразных и летучих ПД;
- процесс испарения в треках деления (выбивание).

Кинетического выхода ПД в теплоноситель быть не может при толщине оболочки 250 мкм и толщине покрытия на торцах больше 50 мкм при длине свободного пробега осколков деления не выше 10 мкм.

Диффузионный вынос ПД незначителен ввиду малой энерговыработки. Известно, что для оксидного топлива энергетических реакторов процесс диффузионного выхода ПД начинает играть существенную роль при выработке от 10 МВт сут/кг. В ТВЭЛах ИВГ.1М энерговыработка ниже, но что гораздо важнее, температура топлива ниже и открытые границы, и каналы транспортировки ПД в нем практически отсутствуют.

Представляет интерес вынос ПД через полностью не защищенные торцы ТВЭЛов. Грубая оценка выхода ПД без учета направления угла рассеивания осколков и неравномерности выгорания по длине АЗ составляет  $\sim 3 \cdot 10^{-5}$ .

## **2 УСЛОВИЯ И ПОРЯДОК ПРОВЕДЕНИЯ ИССЛЕДОВАНИЙ**

Переход на ВОТК-НОУ требует проведения предварительных испытаний. В реакторе были заменены два штатных канала высокого обогащения (ВОТК-ВОУ), на два экспериментальных канала низкого обогащения ВОТК-НОУ. Первый ВОТК-НОУ № 14 с высотой ТВС 600 мм расположен в ячейке третьего ряда реактора. Второй ВОТК-НОУ № 24 с высотой ТВС 800 мм расположен в ячейке первого ряда. На рисунке 5 представлено расположение штатных ВОТК (каналы 18, 22) и ВОТК-НОУ (каналы 14, 24) в АЗ реактора ИВГ.1М.

С целью определения активности отдельных продуктов деления (ПД) и продуктов активации (ПА) в теплоносителе в системе КГО проводился отбор проб с последующими измерениями спектров гамма-излучения радиоизотопов, содержащихся в пробах. Отбор проб теплоносителя проводился из спектрометрических емкостей каналов № 14, 18, 22 и 24.

Пробы теплоносителя отбирались в емкости объемом 1 литр и затем разливались в пластиковые емкости. Объем пробы теплоносителя в измерительной емкости составил 0,5 л. На каждом пуске было проведено два пробоотбора – в начале пуска (через 15-20 мин после выхода на стационарный уровень мощности) и приблизительно через 2 ч после выхода на стационарный уровень мощности. Спектр излучения каждой из восьми емкостей измерялся дважды. Время выдержки перед измерением составляло от 20 минут (для первого измерения) до

1,5 часов (для второго измерения). Время экспозиции для первого измерения составляло 200 с, для второго – 400 с.

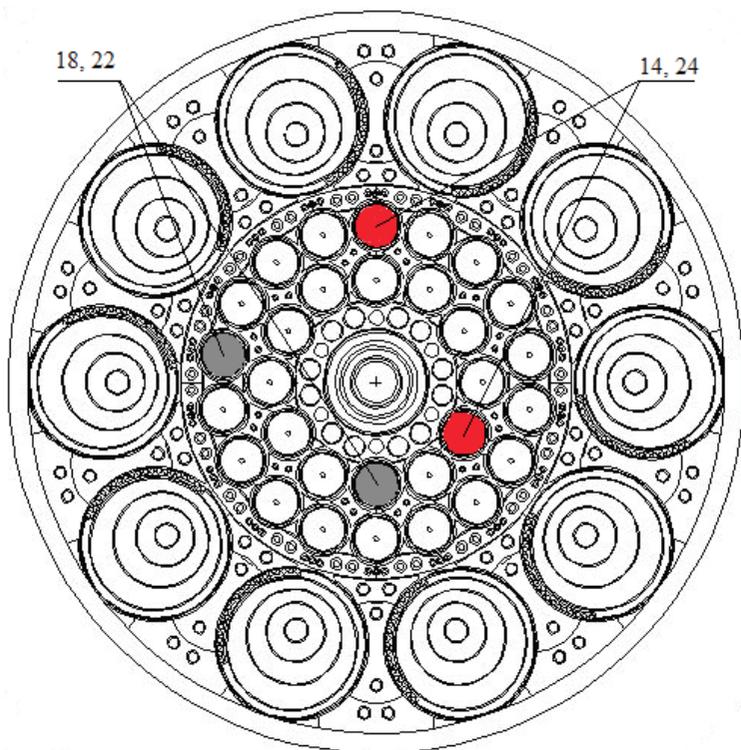


Рисунок 5. Расположение штатных ВОТК (каналы 18, 22) и ВОТК-НОУ (каналы 14, 24) в АЗ реактора ИВГ.1М

Значения удельной активности  $A_0$  ПА и ПД в теплоносителе на момент выхода из ВОТК были рассчитаны по формуле (1):

$$A_0 = \left[ \sum_{i=1}^n A_i(t_1) \cdot \exp(\lambda \cdot t_1) \right] / n \quad (1)$$

где  $A(t_1)$  – удельная активность ПА и ПД на момент измерения, Бк/л;

$\lambda$  – постоянная распада,  $c^{-1}$ ;

$t_1$  – время, прошедшее с момента выхода теплоносителя из активной зоны до момента начала измерения активности теплоносителя, с;

$n$  – количество измерений пробы теплоносителя,  $n = 2$ .

Относительный выход ПД из ТВЭЛов ВОТК рассчитывался как отношение скорости выхода ПД в теплоноситель (Release) к скорости его рождения (Born). Под скоростью рождения (2) измеряемого нуклида подразумевается суммарная скорость рождения данного нуклида и его предшественников в цепочке образования:

$$B = P_c \cdot 3,2 \cdot 10^{13} \cdot \eta \quad (2)$$

где  $P_c$  – мощность ВОТК, кВт;

$\eta$  – выход данного нуклида и его предшественников на одно деление  $^{235}\text{U}$ , ядро/дел.;

$3,2 \times 10^{13}$  – количество делений  $^{235}\text{U}$ , приводящих к выделению 1 кДж.

Скорость выхода  $R$  (3) определяется как количество ядер измеряемого нуклида и его предшественников, выходящих из ТВС в теплоноситель в единицу времени. Скорость выхода измеряемого нуклида в теплоносителе определяется по результатам измерения его активности в теплоносителе  $A(t)$  гамма-спектрометрическим методом:

$$R = \frac{A(t_1) \cdot Q_c \cdot 10^{-3}}{\rho \cdot \lambda \cdot F} \quad (3)$$

где  $A(t_1)$  – удельная активность ПД, Бк/л;

$Q_c$  – расход теплоносителя через ВОТК, г/с;

$\rho$  – плотность теплоносителя, г/см<sup>3</sup>,  $\rho = 1$  г/см<sup>3</sup>;

$\lambda$  – постоянная распада измеряемого нуклида, с<sup>-1</sup>.

$F$  – поправка на распад за промежутки времени от момента выхода из ВОТК до момента измерения пробы  $t_1$ . Для случая, когда период полураспада регистрируемого ПД значительно превышает периоды полураспада предшественников,  $F = \exp(-\lambda \times t_1)$ .

Таким образом, относительный выход ПД в теплоноситель ( $R/B$ ) определяется как (4):

$$R/B = \frac{A(t) \cdot Q_c \cdot 10^{-16}}{P_c \cdot 3,2 \cdot \eta \cdot \rho \cdot \lambda \cdot F} \quad (4)$$

Относительная погрешность определения величины  $R/B$  рассчитывается по формуле:

$$\delta_{R/B} = \sqrt{\delta_{Q/P}^2 + \delta_A^2 + \delta_\eta^2 + \delta_N^2 + \delta_\lambda^2 + \dots} \quad (5)$$

где  $\delta(Q/P)$  – относительная погрешность определения функционала  $Q/P$ , которая составляет не более 5%;

$\delta(A)$  – относительная погрешность определения удельной активности регистрируемого ПД – не более 15%;

$\delta(\eta)$  – относительная погрешность значения кумулятивного выхода ПД – не более 5%;

$\delta(\lambda)$  – относительная погрешность постоянной распада регистрируемого радионуклида – не более 2%;

$\delta(F)$  – относительная погрешность поправки на распад от момента выхода из ВОТК до момента измерения пробы  $F$  – не более 5%;

$\delta N$  – относительная погрешность определения количества делений  $^{235}\text{U}$ , приводящих к выделению 1 кДж ( $3,2 \times 10^{13}$ ) не превышает 3%.

Относительная погрешность определения относительного выхода ПД  $R/B$  не превышает 20% при доверительной вероятности 0,95.

### 3 РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

В приложении (таблицы 1-5) представлена информация, характеризующая параметры пуска П-18-19 и иллюстрирующая порядок проведения обработки результатов измерений, который был реализован для всех пусков, в которых проводились измерения [6,7].

В приложении таблице 1 представлены тепловая мощность каналов, установленных в ячейках 14, 18, 22 и 24, и расход теплоносителя через каналы на пуске П-18-19.

Результаты измерения активности  $A(t)$  продуктов активации и результаты расчета их активности  $A_0$  на момент выхода теплоносителя из ВОТК, а также результаты измерения активности  $A(t)$  продуктов деления и результаты расчета значения в ВОТК 14, 18, 22 и 24 для пуска П-18-19 представлены в приложении таблицах 2-5.

Аналогично пуску П-18-19 обработаны результаты измерений, выполненных в других пусках (измерения проведены в 46 пусках). В приложении таблице 6 представлены параметры этих пусков реактора ИВГ.1М (включая референтный пуск П-18-19).

Результаты измерений выхода отдельных ПД (I-134, Te-134, Cs-138 и Xe-138), а также среднего значения  $\overline{R/B}$  для всех зарегистрированных ПД представлены в приложении в таблицах 2-5 и на рисунках 6-10. Для расчета среднего значения относительного выхода ПД использовано 15 радионуклидов: Kr-85m, Kr-87, Kr-88, Rb-89, Sr-92, Y-94, Tc-104, Te-131, I-133, I-134, Te-134, I-135, Cs-138, Xe-138 и La-142.  $\overline{R/B}$  здесь представляет собой среднее арифметическое значение относительного выхода ПД по двум отборам проб.

В приложении таблицах 7-10 представлены результаты определения относительного выхода отдельных ПД и среднего выхода зарегистрированных ПД для ВОТК-НОУ 14, 18, 22 и 24.

Для наглядности результаты исследований по проведенным экспериментам представлены в графическом виде. На рисунке 1 представлены значения среднего выхода ПД на пусках реактора ИВГ.1М П-17-05 ... П-19-31. На рисунках 7, 8, 9 и 10 представлены значения выхода в теплоноситель I-134, Te-134, Cs-138 и Xe-138.

Для сравнения с эксплуатационным пределом интегральной активности теплоносителя, равным 0,1 Ки/л [9], была выполнена оценка соответствующей величины для десяти последних пусков реактора (П-19-22 ... П-19-31) с учетом вклада ПА и ПД в активность теплоносителя. Кроме этого, для этих же пусков выполнена оценка активности теплоносителя по изотопу I-133 (эксплуатационный предел активности теплоносителя реактора ИВГ.1М по изотопу I-133 равен  $10^{-4}$  Ки/л). Результаты оценки суммарной активности теплоносителя и активности изотопа йода I-133 приведены в приложении в таблицах 11 и 12.

Интегральная активность в теплоносителе ПА и ПД (таблица 11) составила не более  $1,4 \times 10^6$  Бк/л ( $4 \times 10^{-5}$  Ки/л), что меньше эксплуатационного предела интегральной активности теплоносителя, проходящего через систему КГО (0,1 Ки/л) [9].

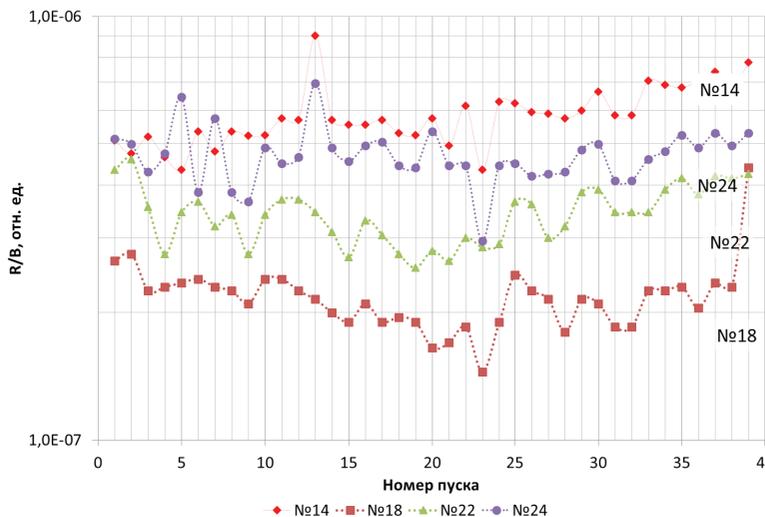


Рисунок 6. Значения относительного выхода ПД на пусках реактора ИВГ.1М П-17-05 ... П-19-31

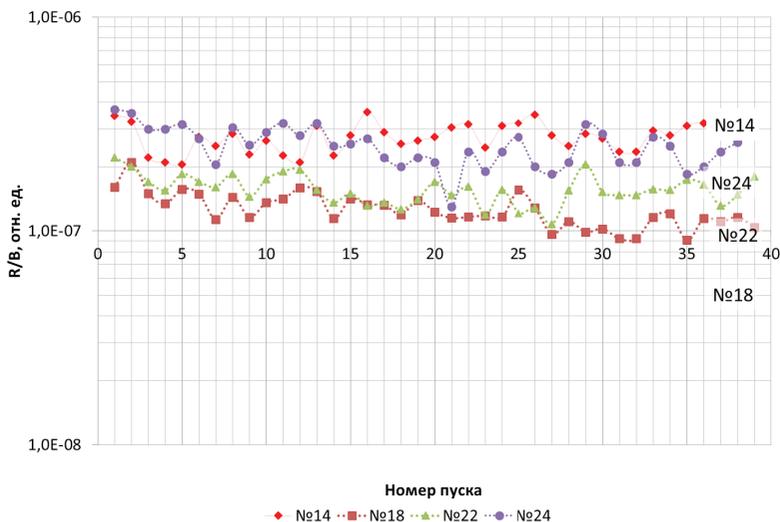


Рисунок 7. Значения выхода I-134

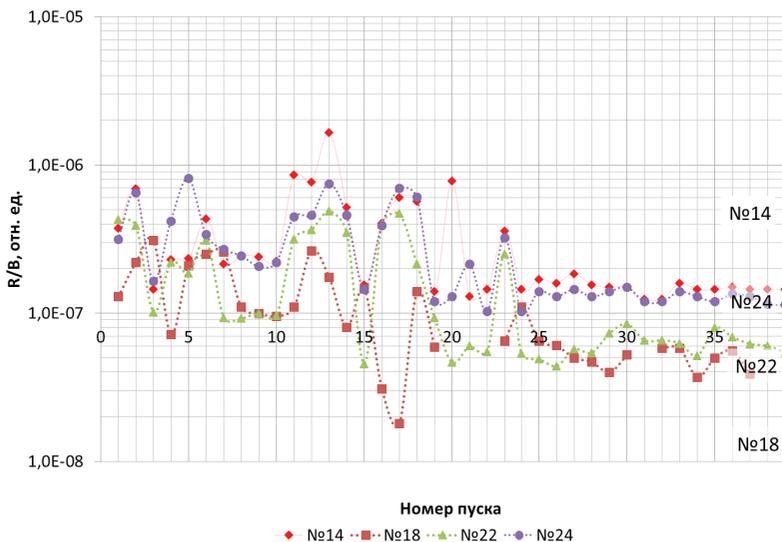


Рисунок 8. Значения выхода Те-134

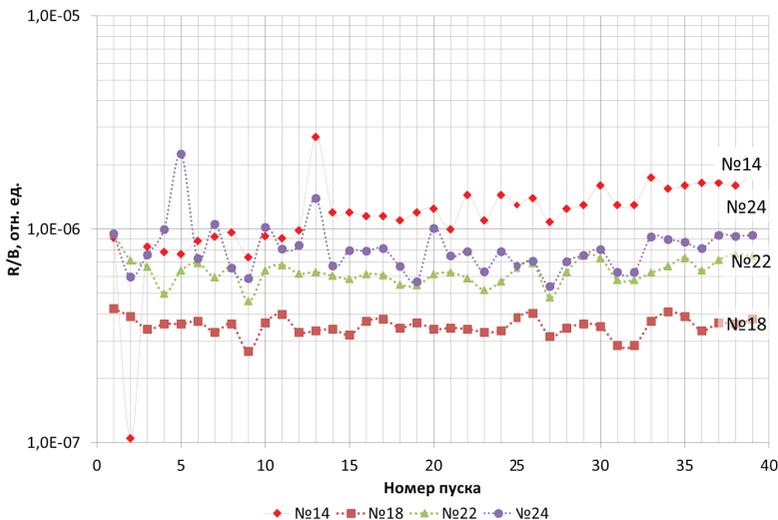


Рисунок 9. Значения выхода Cs-138

Активность реперного нуклида I-133 в теплоносителе при выходе теплоносителя из ВОТК составила не более  $2,1 \times 10^3$  Бк/л ( $7 \times 10^{-8}$  Ки/л), что так же не превышает эксплуатационный предел для реактора ИВГ.1М по активности I-133 ( $10^{-4}$  Ки/л) [9].

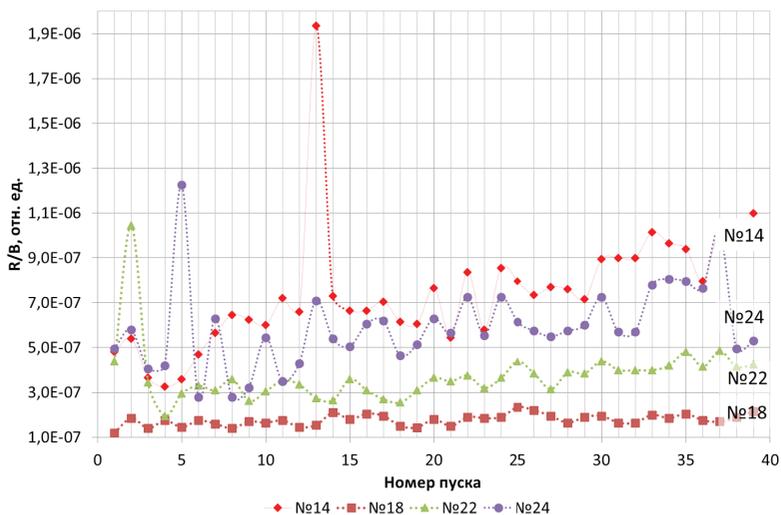


Рисунок 10. Значения выхода Xe-138

## ВЫВОД

В результате исследований было определено среднее значение относительного выхода ПД из ТВЭЛов экспериментальных ВОТК-НОУ № 14, 24 и из штатных ВОТК № 18, 22. Проведено сравнение выходов ПД из экспериментальных ВОТК-НОУ № 14 и № 24 с средним и средним квадратичным значением выхода ПД штатных ВОТК.

Интегральная активность ПА и ПД, приведенных в данной работе, составила не более  $4 \cdot 10^{-5}$  Ки/л, что меньше значения эксплуатационного предела интегральной активности теплоносителя, проходящего через систему КГО (0,1 Ки/л) [9].

Активность реперного нуклида I-133 в теплоносителе при выходе теплоносителя из ВОТК составила не более  $10^{-7}$  Ки/л, что так же не превышает эксплуатационный предел для реактора ИВГ.1М по активности I-133 ( $10^{-4}$  Ки/л) [9].

## СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Физические исследования на системе КГО ТВЭЛов реактора ИВГ.1М по определению содержания продуктов деления в теплоносителе с использованием полупроводникового гамма-детектора. Программа подготовки и проведения исследований. Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК.– Курчатов, 25.09.2017. – Инв. № 13-240-02/1537вн.
2. Отчет по обоснованию безопасности. Комплекс научно-исследовательских реакторов «БАЙКАЛ-1». Реакторная установка ИВГ.1М.: отчет, инв.№ К-39328 от 14.06.02 г. / ИАЭ, Курчатов. рук. О.С. Пивоваров, В.А. Пахниц, В.В. Яковлев, А.Н. Колбаенков и др., 2002. – 65 с

3. Анализ технологии изготовления ТВЭЛов модернизированной АЗ реактора ИВГ.1М. Техническая справка. НПО «Луч». – Подольск, 22.05. 2015. – Инв.№ 550-03/2771.
4. Характеристика активной зоны реактора ИВГ.1М с высокообогащенным ураном: отчет (Deliverable 2.2 under Contract 0J-30461-0001A) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. рук. А.А. Колодешников, А.Д. Вурим, В.А. Зуев – Курчатова, 2011. 39 с.
5. Характеристика активной зоны реактора ИВГ.1М с низкообогащенным ураном: отчет (IAE for deliverable 2.3 of the IVG.1M feasibility study under Contract 0J-30461-0001A) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. рук. А.А. Колодешников, А.Д. Вурим, В.А. Зуев – Курчатова, 2012. – 23 с.
6. Предварительные результаты определения выхода продуктов деления из ТВЭЛов экспериментальных ВОТК-НОУ на пусках П-17-05 ... П-18-19 реактора ИВГ.1М. Техническая справка. Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатова, 27.11.2018. – Инв. № 13-240-02/2011вн.
7. Результаты определения выхода продуктов деления из ТВЭЛов экспериментальных ВОТК-НОУ на пусках П-17-05 ... П-19-31 реактора ИВГ.1М. Техническая справка. Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатова, 08.11.2019. – Инв. № 13-240-02/2197вн.
8. Разработка расчетного кода для моделирования термомеханического поведения ТВЭЛов, распухания ТВЭЛов, выход активности из негерметичных ТВЭЛов. Техническая справка. Инв.№ 10/НИР-7036. Москва, Троицк, 2015, 135 с.
9. Комплекс исследовательских реакторов «Байкал-1». Исследовательский реактор ИВГ.1М. Отчет по анализу безопасности. АК.65000.01.966Д, инв.№ К-51622 от 12.11.2013 г.

## ПРИЛОЖЕНИЕ

**Таблица 1. Параметры технологических каналов**

Параметр   № ячейки	14	18	22	24
Мощность P, кВт	192	182	227	254
Расход Q, кг/с	1,78	1,84	2,03	2,23

**Таблица 2. Радиационные характеристики теплоносителя ВОТК-НОУ № 14**

Изотоп-ПА	Первый пробоотбор			Второй пробоотбор		
	A(t), Бк/л		A <sub>0</sub> , Бк/л	A(t), Бк/л		A <sub>0</sub> , Бк/л
	t <sub>1</sub> = 34 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч 29 мин		t <sub>1</sub> = 30 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч 17 мин	
Na-24	2.0E+03	1.6E+03	1.9E+03	3.9E+03	3.7E+03	4.0E+03
Ag-41	1.2E+04	6.5E+03	1.3E+04	1.5E+04	9.1E+03	1.7E+04
Mn-56	5.0E+04	4.0E+04	5.9E+04	8.5E+04	6.7E+04	9.6E+04
W-187	2.5E+03	2.9E+03	2.8E+03	9.0E+03	7.2E+03	8.3E+03
Mg-27	4.5E+03	НО *	5.5E+04	6.1E+03	НО*	5.6E+04

Изотоп-ПД	A(t), Бк/л		R/B, отн. ед.	A(t), Бк/л		R/B, отн. ед.
	t <sub>1</sub> = 34 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч 29 мин		t <sub>1</sub> = 30 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч 17 мин	
Kr-85	1.4E+03	8.5E+02	6.4E-07	2.3E+03	1.8E+03	1.2E-06
Kr-87	7.0E+03	3.6E+03	6.4E-07	1.2E+04	5.6E+03	9.9E-07
Kr-88	5.6E+03	3.3E+03	6.4E-07	9.4E+03	5.7E+03	1.1E-06
Rb-89	2.8E+04	1.8E+03	9.0E-07	2.8E+04	3.1E+03	8.1E-07
Sr-92	4.4E+03	3.7E+03	3.5E-07	4.8E+03	4.2E+03	3.8E-07
Y-94	7.6E+03	1.1E+03	2.1E-07	1.0E+04	1.8E+03	2.2E-07
Tc-104	4.2E+03	4.1E+02	3.4E-07	5.1E+03	7.3E+02	3.7E-07
Te-131	3.6E+03	1.7E+03	3.1E-07	4.5E+03	2.5E+03	3.4E-07
I-133	1.0E+03	4.7E+02	3.5E-07	1.3E+03	8.8E+02	5.2E-07
I-134	7.0E+03	4.2E+03	2.3E-07	5.6E+03	7.6E+03	2.8E-07
Te-134	5.4E+03	2.1E+03	1.4E-07	6.3E+03	2.9E+03	1.5E-07
I-135	НО	2.0E+03	1.7E-07	НО	2.3E+03	4.0E-07
Cs-138	4.2E+04	1.5E+04	1.1E-06	4.3E+04	2.0E+04	1.1E-06
Xe-138	2.3E+04	1.2E+03	5.9E-07	3.1E+04	2.2E+03	6.4E-07
La-142	6.2E+03	3.5E+03	2.8E-07	8.4E+03	4.6E+03	3.6E-07
$\overline{R/B}$			4.6E-07	$\overline{R/B}$		5.5E-07

\* НО – не определено.

**Таблица 3. Радиационные характеристики теплоносителя ВОТК № 18**

Изотоп-ПА	Первый пробоотбор			Второй пробоотбор		
	A(t), Бк/л		A <sub>0</sub> , Бк/л	A(t), Бк/л		A <sub>0</sub> , Бк/л
	t <sub>1</sub> = 31 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч 21 мин		t <sub>1</sub> = 26 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч 08 мин	
Na-24	5.7E+03	5.7E+03	6.0E+03	9.8E+03	9.9E+03	1.0E+04
Ar-41	1.3E+04	8.0E+03	1.5E+04	1.7E+04	1.2E+04	1.9E+04
Mn-56	8.2E+00	6.6E+04	4.7E+04	1.2E+05	1.0E+05	1.4E+05
W-187	6.7E+03	5.8E+03	6.4E+03	1.3E+04	1.2E+04	1.3E+04
Mg-27	4.3E+04	НО	4.2E+05	5.9E+04	2.7E+03	4.1E+05

Изотоп-ПД	A(t), Бк/л		R/B, отн. ед.	A(t), Бк/л		R/B, отн. ед.
	t <sub>1</sub> = 31 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч 21 мин		t <sub>1</sub> = 26 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч 08 мин	
Kr-85	4.0E+02	2.4E+02	2.0E-07	1.1E+03	7.5E+02	5.8E-07
Kr-87	2.0E+03	9.2E+02	1.8E-07	4.2E+03	2.8E+03	4.2E-07
Kr-88	7.6E+02	1.1E+03	1.5E-07	3.7E+03	2.7E+03	4.8E-07
Rb-89	8.4E+03	8.9E+02	2.9E-07	1.0E+04	1.6E+03	2.9E-07

Sr-92	2.1E+03	1.5E+03	1.6E-07	2.7E+03	2.3E+03	2.2E-07
Y-94	3.7E+03	7.4E+02	1.1E-07	5.3E+03	1.3E+03	1.2E-07
Tс-104	1.7E+03	3.3E+02	1.7E-07	2.4E+03	5.5E+02	1.8E-07
Te-131	1.6E+03	6.8E+02	1.2E-07	2.0E+03	1.2E+03	1.4E-07
I-133	0.0E+00	0.0E+00	0.0E+00	8.2E+02	3.9E+02	3.1E-07
I-134	1.1E+03	1.3E+03	5.9E-08	6.0E+03	3.7E+03	1.8E-07
Te-134	НО	НО	НО	2.7E+03	1.4E+03	7.2E-08
I-135	НО	7.3E+02	1.4E-07	0.0E+00	1.4E+03	2.6E-07
Cs-138	1.1E+04	4.4E+03	3.0E-07	1.6E+04	7.5E+03	3.9E-07
Xe-138	6.9E+03	0.0E+00	1.8E-07	1.1E+04	1.2E+03	2.1E-07
La-142	2.8E+03	1.8E+03	1.4E-07	3.7E+03	2.6E+03	1.9E-07
$\overline{R/B}$			1.2E-07	$\overline{R/B}$		2.7E-07

**Таблица 4. Радиационные характеристики теплоносителя ВОТК № 22**

Первый пробоотбор				Второй пробоотбор		
Изотоп-ПА	A(t), Бк/л		A <sub>0</sub> , Бк/л	A(t), Бк/л		A <sub>0</sub> , Бк/л
	t <sub>1</sub> = 28 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч 12 мин		t <sub>1</sub> = 23 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч	
Na-24	7.0E+03	6.5E+03	7.0E+03	1.2E+04	1.2E+04	1.2E+04
Ar-41	1.8E+04	9.8E+03	1.8E+04	2.1E+04	1.3E+04	2.2E+04
Mn-56	9.4E+04	7.8E+04	1.1E+05	1.3E+05	1.1E+05	1.5E+05
W-187	7.0E+03	6.7E+03	7.0E+03	1.4E+04	1.5E+04	1.5E+04
Mg-27	6.6E+04	3.0E+03	5.6E+05	8.9E+04	6.7E+03	5.1E+05

Изотоп-ПД	A(t), Бк/л		R/B, отн. ед.	A(t), Бк/л		R/B, отн. ед.
	t <sub>1</sub> = 28 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч 12 мин		t <sub>1</sub> = 23 мин	t <sub>2</sub> = 1 ч	
Kr-85	8.0E+02	5.9E+02	3.9E-07	2.0E+03	1.4E+03	8.9E-07
Kr-87	4.8E+03	2.5E+03	3.9E-07	1.0E+04	5.3E+03	7.3E-07
Kr-88	3.6E+03	2.3E+03	3.9E-07	8.3E+03	5.2E+03	8.3E-07
Rb-89	1.8E+04	2.4E+03	4.7E-07	1.9E+04	3.5E+03	3.8E-07
Sr-92	2.9E+03	2.2E+03	2.0E-07	3.1E+03	2.9E+03	2.2E-07
Y-94	5.5E+03	1.1E+03	1.1E-07	6.0E+03	1.4E+03	8.8E-08
Tс-104	3.0E+03	5.2E+02	2.0E-07	4.0E+03	8.5E+02	2.0E-07
Te-131	1.9E+03	1.3E+03	1.4E-07	2.7E+03	1.9E+03	1.5E-07
I-133	5.2E+02	0.0E+00	2.3E-07	1.1E+03	4.7E+02	3.3E-07
I-134	3.1E+03	2.1E+03	9.3E-08	5.1E+03	5.1E+03	1.6E-07

Te-134	2.2E+03	9.4E+02	4.9E-08	3.0E+03	1.6E+03	6.1E-08
I-135	НО	8.8E+02	1.4E-07	НО	НО	НО
Cs-138	2.1E+04	1.1E+04	5.2E-07	2.6E+04	1.7E+04	5.6E-07
Xe-138	1.8E+04	1.5E+03	3.1E-07	2.7E+04	3.9E+03	3.7E-07
La-142	3.5E+03	2.2E+03	1.5E-07	3.8E+03	3.2E+03	1.7E-07
$\overline{R/B}$			2.1E-07	$\overline{R/B}$		3.7E-07

**Таблица 5. Радиационные характеристики теплоносителя ВОТК-НОУ № 24**

Первый пробоотбор				Второй пробоотбор		
Изотоп-ПА	A(t), Бк/л		A <sub>0</sub> , Бк/л	A(t), Бк/л		A <sub>0</sub> , Бк/л
	t <sub>1</sub> = 23 мин	t <sub>2</sub> = 58 мин		t <sub>1</sub> = 19 мин	t <sub>2</sub> = 50 мин	
Na-24	2.0E+03	1.7E+03	1.9E+03	4.0E+03	3.8E+03	4.0E+03
Ar-41	1.7E+04	1.0E+04	1.7E+04	1.8E+04	1.3E+04	1.9E+04
Mn-56	5.4E+04	4.7E+04	6.1E+04	8.9E+04	7.9E+04	9.8E+04
W-187	2.4E+03	2.8E+03	2.6E+03	6.1E+03	8.0E+03	7.2E+03
Mg-27	1.0E+04	НО	5.7E+04	1.5E+04	НО	6.2E+04

Изотоп-ПД	A(t), Бк/л		R/B, отн. ед.	A(t), Бк/л		R/B, отн. ед.
	t <sub>1</sub> = 23 мин	t <sub>2</sub> = 58 мин		t <sub>1</sub> = 19 мин	t <sub>2</sub> = 50 мин	
Kr-85	1.2E+03	8.9E+02	5.5E-07	2.1E+03	1.6E+03	9.8E-07
Kr-87	6.8E+03	3.6E+03	5.0E-07	1.1E+04	6.2E+03	8.0E-07
Kr-88	5.1E+03	3.0E+03	5.1E-07	7.4E+03	5.7E+03	8.2E-07
Rb-89	3.2E+04	6.0E+03	6.4E-07	3.5E+04	8.3E+03	6.0E-07
Sr-92	4.3E+03	4.0E+03	3.1E-07	5.1E+03	4.7E+03	3.6E-07
Y-94	1.2E+04	3.1E+03	1.9E-07	1.3E+04	4.2E+03	1.8E-07
Tc-104	6.3E+03	1.5E+03	3.4E-07	7.6E+03	2.3E+03	3.6E-07
Te-131	3.6E+03	2.9E+03	2.2E-07	4.0E+03	3.7E+03	2.2E-07
I-133	6.5E+02	7.8E+02	3.1E-07	1.6E+03	9.7E+02	5.7E-07
I-134	7.4E+03	4.6E+03	1.8E-07	5.7E+03	8.7E+03	2.2E-07
Te-134	6.1E+03	3.1E+03	1.2E-07	6.9E+03	3.6E+03	1.3E-07
I-135	НО	1.6E+03	2.5E-07	НО	2.1E+03	3.2E-07
Cs-138	2.7E+04	1.9E+04	6.2E-07	3.1E+04	2.5E+04	6.7E-07
Xe-138	3.1E+04	3.9E+03	4.3E-07	4.0E+04	7.4E+03	5.0E-07
La-142	6.5E+03	4.2E+03	2.6E-07	7.9E+03	5.6E+03	3.1E-07
$\overline{R/B}$			3.6E-07	$\overline{R/B}$		4.7E-07

Таблица 6. Характеристики пусков реактора ИВГ.1М

№ пуска	Индекс пуска	Дата проведения	Длительность	Энерговыведение за пуск / суммарное энергосвд., МВт*час
1	П-17-05	18.10.2017	5 ч 36 мин	33,6
2	П-17-06	22.11.2017	4 ч 26 мин	26,6 / 60,2
3	П-17-09	21.12.2017	2 ч 50 мин	17 / 114,2
4	П-18-01	11.01.2018	3 ч 10 мин	19 / 133,2
5	П-18-02	25.01.2018	3 ч 20 мин	20 / 153,2
6	П-18-03	08.02.2018	3 ч 20 мин	20 / 173,2
7	П-18-04	22.02.2018	3 ч	18 / 191,2
8	П-18-05	06.03.2018	2 ч 50 мин	17 / 208,2
9	П-18-06	28.03.2018	3 ч 30 мин	21 / 229,2
10	П-18-07	13.04.2018	1 ч 30 мин	9 / 238,2
11	П-18-08	24.04.2018	3 ч 20 мин	20 / 258,2
12	П-18-09	15.05.2018	3 ч 20 мин	20 / 278,2
13	П-18-10	29.05.2018	3 ч 20 мин	20 / 298,2
14	П-18-11	11.07.2018	3 ч 10 мин	19 / 317,2
15	П-18-12	08.08.2018	3 ч 20 мин	20 / 337,2
16.	П-18-13	23.08.2018	3 ч 4 мин	22 / 359,2
17	П-18-17	04.10.2018	3 ч 40 мин	22 / 381,2
18	П-18-18	25.10.2018	3 ч 20 мин	20 / 401,2
19	П-18-19	06.11.2018	2 ч 20 мин	14 / 415,2
20	П-18-20	21.11.2018	4 ч	24 / 439,2
21	П-18-21	04.11.2018	2 ч 20 мин	14 / 453,2
22	П-18-22	20.12.2018	4 ч	24 / 477,2
23	П-19-01	09.01.2019	2 ч 40 мин	16 / 493,2
24	П-19-02	22.01.2019	3 ч 40 мин	22 / 515,2
25	П-19-03	04.02.2019	3 ч 18 мин	20 / 535
26	П-19-04	20.02.2019	3 ч 40 мин	22 / 557
27	П-19-05	05.03.2019	3 ч мин	20 / 577
28	П-19-06	19.03.2019	1 ч 50 мин	11 / 588
29	П-19-07	03.04.2019	3 ч	18 / 606
30	П-19-08	18.04.2019	2 ч	12 / 618
31	П-19-12	02.05.2019	2 ч	12 / 630
32	П-19-13	15.05.2019	2 ч	12 / 642
33	П-19-14	29.05.2019	(1 МВт) 4 ч 05 мин (6 МВт) 59 мин	10 / 652

34	П-19-19	25.06.2019	3 ч 50 мин	23 / 675
35	П-19-20	24.07.2019	4 ч 44 мин	28 / 703,4
36	П-19-21	20.08.2019	6 ч	36 / 739,4
37	П-19-22	27.08.2019	6 ч	36 / 775,4
38	П-19-23	03.09.2019	5 ч 50 мин	29 / 804,4
39	П-19-24	10.09.2019	6 ч	36 / 840,4
40	П-19-25	17.09.2019	6 ч	36 / 876,4
41	П-19-26	24.09.2019	6 ч	36 / 912,4
42	П-19-27	01.10.2019	5 ч 36 мин	36 / 948,4
43	П-19-28	08.10.2019	6 ч	36 / 984,4
44	П-19-29	15.10.2019	6 ч	36 / 1020,4
45	П-19-30	22.10.2019	6 ч	36 / 1056,5
46	П-19-31	29.10.2019	5 ч	30 / 1086,6

Таблица 7. Выход ПД для ВОТК-НОУ №14

№ пуска п/п	Индекс пуска	Выход отдельных ПД R/B, отн. ед.				Относительный выход R/B по зарегистрированным ПД
		I-134	Te-134	Cs-138	Xe-138	
1	P-17-05	2,9E-07	1,2E-07	2,7E-07	3,6E-07	4,2E-07
2	P-17-06	3,5E-07	3,8E-07	9,1E-07	4,8E-07	5,4E-07
3	P-17-09	3,3E-07	6,9E-07	1,1E-07	5,4E-07	4,8E-07
4	P-18-01	2,2E-07	1,5E-07	8,3E-07	3,7E-07	5,2E-07
5	P-18-02	2,1E-07	2,3E-07	7,8E-07	3,3E-07	4,7E-07
6	P-18-03	2,1E-07	2,4E-07	7,7E-07	3,6E-07	4,5E-07
7	P-18-04	2,8E-07	4,4E-07	8,8E-07	4,7E-07	5,4E-07
8	P-18-05	2,5E-07	2,2E-07	9,2E-07	5,7E-07	4,8E-07
9	P-18-06	2,9E-07	2,5E-07	9,7E-07	6,5E-07	5,4E-07
10	P-18-07	2,3E-07	2,4E-07	7,4E-07	6,3E-07	4,6E-07
11	P-18-08	2,7E-07	2,3E-07	9,3E-07	6,0E-07	5,3E-07
12	P-18-09	2,3E-07	8,6E-07	9,1E-07	7,2E-07	5,8E-07
13	P-18-10	2,1E-07	7,7E-07	9,9E-07	6,6E-07	5,7E-07
14	P-18-11	3,1E-07	1,7E-06	2,7E-06	1,9E-06	4,1E-07
15	P-18-12	2,3E-07	5,2E-07	1,2E-06	7,3E-07	5,7E-07
16	P-18-13	2,8E-07	1,6E-07	1,2E-06	6,7E-07	5,6E-07
17	P-18-17	3,6E-07	4,1E-07	1,2E-06	6,7E-07	5,2E-07
18	P-18-18	2,9E-07	6,1E-07	1,2E-06	7,1E-07	5,7E-07
19	P-18-19	2,6E-07	5,7E-07	1,1E-06	6,2E-07	5,0E-07

20	П-18-20	5,2E-07	2,9E-07	1,6E-07	1,2E-06	5,2E-07
21	П-18-21	6,4E-07	3,3E-07	1,5E-07	1,5E-06	6,4E-07
22	П-18-22	5,9E-07	2,9E-07	1,6E-07	1,3E-06	5,9E-07
23	П-19-01	2,7E-07	1,4E-07	1,2E-06	6,05E-07	5,3E-07
24	П-19-02	2,8E-07	7,8E-07	1,3E-06	7,65E-07	5,8E-07
25	П-19-03	5,6E-07	3,5E-07	4,0E-07	1,2E-06	5,6E-07
26	П-19-04	5,3E-07	3,2E-07	1,6E-07	1,1E-06	5,3E-07
27	П-19-05	3,1E-07	1,3E-07	1,0E-06	5,45E-07	5,0E-07
28	П-19-06	3,2E-07	1,5E-07	1,5E-06	8,35E-07	6,2E-07
29	П-19-07	2,5E-07	3,6E-07	1,1E-06	5,80E-07	5,5E-07
30	П-19-08	3,1E-07	1,5E-07	1,5E-06	8,55E-07	6,3E-07
31	П-19-12	3,2E-07	1,7E-07	1,3E-06	7,95E-07	6,3E-07
32	П-19-13	3,5E-07	1,6E-07	1,4E-06	7,35E-07	6,0E-07
33	П-19-14	2,8E-07	1,9E-07	1,1E-06	7,70E-07	5,9E-07
34	П-19-19	2,5E-07	1,6E-07	1,3E-06	7,60E-07	5,8E-07
35	П-19-20	2,9E-07	1,5E-07	1,3E-06	7,15E-07	6,0E-07
36	П-19-21	2,7E-07	1,5E-07	1,6E-06	8,95E-07	6,7E-07
37	П-19-22	2,4E-07	1,3E-07	1,3E-06	9,00E-07	5,9E-07
38	П-19-23	2,4E-07	1,3E-07	1,3E-06	9,00E-07	6,3E-07
39	П-19-24	6,7E-07	2,7E-07	1,5E-07	1,6E-06	6,7E-07
40	П-19-25	3,0E-07	1,6E-07	1,8E-06	1,02E-06	7,1E-07
41	П-19-26	2,8E-07	1,5E-07	1,6E-06	9,65E-07	6,9E-07
42	П-19-27	3,1E-07	1,5E-07	1,6E-06	9,40E-07	6,8E-07
43	П-19-28	3,2E-07	1,5E-07	1,7E-06	7,95E-07	7,1E-07
44	П-19-29	2,9E-07	1,5E-07	1,7E-06	1,03E-06	7,4E-07
45	П-19-30	2,9E-07	1,5E-07	1,6E-06	9,75E-07	6,8E-07
46	П-19-31	3,1E-07	1,5E-07	1,8E-06	1,10E-06	7,5E-07
$\overline{R/B}$						5,7E-07

Таблица 8. Выход ПД для ВОТК № 18

№ пуска п/п	Индекс пуска	Выход отдельных ПД R/B, отн. ед.				Относительный выход R/B по зарегистрированным ПД
		I-134	Te-134	Cs-138	Xe-138	
1	P-17-05	2,0E-07	1,3E-07	7,0E-07	4,2E-07	2,7E-07
2	P-17-06	1,6E-07	2,2E-07	4,3E-07	1,2E-07	2,9E-07
3	P-17-09	2,1E-07	3,1E-07	3,9E-07	1,9E-07	2,8E-07
4	P-18-01	1,5E-07	7,2E-08	3,4E-07	1,4E-07	2,3E-07

5	P-18-02	1,3E-07	2,1E-07	3,6E-07	1,8E-07	2,3E-07
6	P-18-03	1,6E-07	2,5E-07	3,6E-07	1,5E-07	2,3E-07
7	P-18-04	1,5E-07	2,6E-07	3,7E-07	1,8E-07	2,4E-07
8	P-18-05	1,1E-07	1,1E-07	3,3E-07	1,6E-07	2,3E-07
9	P-18-06	1,4E-07	1,0E-07	3,6E-07	1,4E-07	2,3E-07
10	P-18-07	1,2E-07	9,6E-08	2,7E-07	1,7E-07	2,0E-07
11	P-18-08	1,4E-07	1,1E-07	3,7E-07	1,7E-07	2,4E-07
12	P-18-09	1,4E-07	2,7E-07	4,0E-07	1,8E-07	2,4E-07
13	P-18-10	1,6E-07	1,8E-07	3,3E-07	1,5E-07	2,3E-07
14	P-18-11	1,5E-07	8,1E-08	3,4E-07	1,6E-07	2,2E-07
15	P-18-12	1,1E-07	1,5E-07	3,4E-07	2,1E-07	2,0E-07
16	P-18-13	1,4E-07	3,1E-08	3,2E-07	1,8E-07	1,9E-07
17	P-18-17	1,3E-07	1,8E-08	3,7E-07	2,1E-07	2,3E-07
18	P-18-18	1,3E-07	1,4E-07	3,8E-07	2,0E-07	1,9E-07
19	P-18-19	1,2E-07	5,9E-08	3,5E-07	1,5E-07	1,9E-07
20	П-18-20	1,3E-07	HO	3,7E-07	1,8E-07	2,1E-07
21	П-18-21	1,3E-07	7,1E-08	3,7E-07	2,1E-07	2,1E-07
22	П-18-22	1,7E-07	1,6E-07	5,9E-07	2,9E-07	2,6E-07
23	П-19-01	1,4E-07	HO	3,7E-07	1,4E-07	1,9E-07
24	П-19-02	1,2E-07	HO	3,4E-07	1,8E-07	1,7E-07
25	П-19-03	1,3E-07	1,9E-08	3,8E-07	2,1E-07	2,30E-07
26	П-19-04	1,2E-07	6,1E-08	3,9E-07	2,1E-07	1,95E-07
27	П-19-05	1,2E-07	HO	3,5E-07	1,5E-07	1,70E-07
28	П-19-06	1,2E-07	6,5E-08	3,4E-07	1,9E-07	1,85E-07
29	П-19-07	1,2E-07	1,1E-07	3,3E-07	1,9E-07	2,20E-07
30	П-19-08	1,2E-07	6,5E-08	3,4E-07	1,9E-07	1,90E-07
31	П-19-12	1,6E-07	6,1E-08	3,9E-07	2,4E-07	2,45E-07
32	П-19-13	1,3E-07	5,0E-08	4,1E-07	2,2E-07	2,25E-07
33	П-19-14	9,7E-08	4,7E-08	3,2E-07	2,0E-07	2,15E-07
34	П-19-19	1,1E-07	4,0E-08	3,5E-07	1,7E-07	1,80E-07
35	П-19-20	9,9E-08	5,3E-08	3,6E-07	1,9E-07	2,15E-07
36	П-19-21	1,0E-07	HO	3,5E-07	2,0E-07	2,10E-07
37	П-19-22	9,2E-08	5,8E-08	2,9E-07	1,7E-07	1,85E-07
38	П-19-23	9,2E-08	5,8E-08	2,9E-07	1,7E-07	1,95E-07
39	П-19-24	1,1E-07	5,1E-08	3,4E-07	1,6E-07	1,95E-07
40	П-19-25	1,2E-07	3,7E-08	3,7E-07	2,0E-07	2,25E-07
41	П-19-26	1,2E-07	5,0E-08	4,1E-07	1,9E-07	2,25E-07

42	П-19-27	9,1E-08	5,6E-08	3,9E-07	2,1E-07	2,30E-07
43	П-19-28	1,1E-07	3,9E-08	3,4E-07	1,8E-07	2,05E-07
44	П-19-29	1,1E-07	НО	3,7E-07	1,7E-07	2,35E-07
45	П-19-30	1,2E-07	НО	3,6E-07	1,9E-07	2,30E-07
46	П-19-31	1,0E-07	НО	3,8E-07	2,2E-07	2,55E-07
$\overline{R/B}$						2,18E-07

Таблица 9. Выход ПД для ВОТК № 22

№ пуска п/п	Индекс пуска	Выход отдельных ПД R/B, отн. ед.				Относительный выход R/B по зарегистрированным ПД
		I-134	Te-134	Cs-138	Xe-138	
1	P-17-05	2,6E-07	1,5E-07	4,3E-07	2,1E-07	3,7E-07
2	P-17-06	2,2E-07	4,3E-07	9,5E-07	4,4E-07	4,1E-07
3	P-17-09	2,0E-07	3,9E-07	7,2E-07	1,0E-06	4,6E-07
4	P-18-01	1,7E-07	1,0E-07	6,7E-07	3,5E-07	3,6E-07
5	P-18-02	1,6E-07	2,2E-07	5,0E-07	2,0E-07	3,3E-07
6	P-18-03	1,9E-07	1,9E-07	6,4E-07	3,0E-07	3,4E-07
7	P-18-04	1,7E-07	3,1E-07	7,0E-07	3,3E-07	3,7E-07
8	P-18-05	1,6E-07	9,3E-08	6,0E-07	3,1E-07	3,2E-07
9	P-18-06	1,9E-07	9,2E-08	6,6E-07	3,6E-07	3,4E-07
10	P-18-07	1,5E-07	1,0E-07	4,6E-07	2,6E-07	2,5E-07
11	P-18-08	1,8E-07	9,6E-08	6,4E-07	3,1E-07	3,4E-07
12	P-18-09	1,9E-07	3,2E-07	6,8E-07	3,6E-07	3,7E-07
13	P-18-10	1,9E-07	3,7E-07	6,2E-07	3,4E-07	3,7E-07
14	P-18-11	1,6E-07	4,9E-07	6,3E-07	2,8E-07	3,5E-07
15	P-18-12	1,4E-07	3,5E-07	6,1E-07	2,7E-07	3,1E-07
16	P-18-13	1,5E-07	4,6E-08	5,9E-07	3,6E-07	2,7E-07
17	P-18-17	1,3E-07	4,0E-07	6,2E-07	3,1E-07	3,5E-07
18	P-18-18	1,4E-07	4,7E-07	6,1E-07	2,7E-07	3,1E-07
19	P-18-19	1,3E-07	2,2E-07	5,5E-07	2,6E-07	2,9E-07
20	П-18-20	1,1E-07	2,7E-08	4,8E-07	2,9E-07	2,8E-07
21	П-18-21	1,7E-07	5,9E-08	6,3E-07	4,0E-07	3,2E-07
22	П-18-22	1,5E-07	4,7E-08	5,5E-07	3,4E-07	2,7E-07
23	П-19-01	1,4E-07	9,3E-08	5,5E-07	3,1E-07	2,6E-07
24	П-19-02	1,7E-07	4,7E-08	6,2E-07	3,7E-07	2,8E-07
25	П-19-03	1,3E-07	4,1E-07	6,3E-07	3,2E-07	3,7E-07
26	П-19-04	1,4E-07	5,0E-08	6,3E-07	3,8E-07	2,9E-07

27	П-19-05	1,5E-07	6,0E-08	6,3E-07	3,5E-07	2,65E-07
28	П-19-06	1,6E-07	5,5E-08	5,9E-07	3,8E-07	3,00E-07
29	П-19-07	1,2E-07	2,5E-07	5,2E-07	3,2E-07	2,85E-07
30	П-19-08	1,6E-07	5,4E-08	5,7E-07	3,7E-07	2,90E-07
31	П-19-12	1,2E-07	4,9E-08	6,6E-07	4,4E-07	3,65E-07
32	П-19-13	1,3E-07	4,4E-08	7,0E-07	3,9E-07	3,60E-07
33	П-19-14	1,1E-07	5,7E-08	4,8E-07	3,2E-07	3,00E-07
34	П-19-19	1,5E-07	5,4E-08	6,3E-07	3,9E-07	3,20E-07
35	П-19-20	2,1E-07	7,3E-08	7,5E-07	3,9E-07	3,85E-07
36	П-19-21	1,5E-07	8,5E-08	7,3E-07	4,4E-07	4,10E-07
37	П-19-22	1,5E-07	6,6E-08	5,8E-07	4,0E-07	3,45E-07
38	П-19-23	1,5E-07	6,6E-08	5,8E-07	4,0E-07	3,75E-07
39	П-19-24	1,4E-07	6,8E-08	6,8E-07	4,2E-07	3,70E-07
40	П-19-25	1,6E-07	6,3E-08	6,3E-07	4,0E-07	3,45E-07
41	П-19-26	1,6E-07	5,2E-08	6,7E-07	4,2E-07	3,90E-07
42	П-19-27	1,7E-07	8,0E-08	7,4E-07	4,8E-07	4,15E-07
43	П-19-28	1,6E-07	6,9E-08	6,4E-07	4,2E-07	3,80E-07
44	П-19-29	1,3E-07	6,2E-08	7,2E-07	4,9E-07	4,20E-07
45	П-19-30	1,5E-07	6,0E-08	7,7E-07	4,2E-07	4,15E-07
46	П-19-31	1,8E-07	5,4E-08	7,5E-07	4,3E-07	4,25E-07
$\overline{R/B}$						3,41E-07

Таблица 10. Выход ПД для ВОТК-НОУ № 24

№ пуска п/п	Индекс пуска	Выход отдельных ПД R/B, отн. ед.				Относительный выход R/B по зарегистрированным ПД
		I-134	Te-134	Cs-138	Xe-138	
1	P-17-05	3,9E-07	3,4E-07	7,7E-07	7,5E-07	4,4E-07
2	P-17-06	3,7E-07	3,2E-07	9,6E-07	5,0E-07	5,4E-07
3	P-17-09	3,6E-07	6,6E-07	6,0E-07	5,8E-07	5,0E-07
4	P-18-01	3,0E-07	1,7E-07	7,6E-07	4,1E-07	4,3E-07
5	P-18-02	3,0E-07	4,2E-07	1,0E-06	4,2E-07	4,8E-07
6	P-18-03	3,2E-07	8,2E-07	2,3E-06	1,2E-06	6,0E-07
7	P-18-04	2,7E-07	3,4E-07	7,3E-07	2,8E-07	3,9E-07
8	P-18-05	2,1E-07	2,7E-07	1,1E-06	6,3E-07	5,8E-07
9	P-18-06	3,1E-07	2,5E-07	6,6E-07	2,8E-07	3,9E-07
10	P-18-07	2,5E-07	2,1E-07	5,9E-07	3,2E-07	3,5E-07
11	P-18-08	2,9E-07	2,2E-07	1,0E-06	5,5E-07	4,9E-07

12	P-18-09	3,2E-07	4,5E-07	8,1E-07	3,5E-07	4,5E-07
13	P-18-10	2,8E-07	4,6E-07	8,4E-07	4,3E-07	4,7E-07
14	P-18-11	3,2E-07	7,5E-07	1,4E-06	7,1E-07	7,0E-07
15	P-18-12	2,5E-07	4,6E-07	6,8E-07	5,4E-07	4,9E-07
16	P-18-13	2,6E-07	1,5E-07	8,0E-07	5,1E-07	4,6E-07
17	P-18-17	2,7E-07	3,9E-07	7,9E-07	6,1E-07	5,0E-07
18	P-18-18	2,2E-07	7,0E-07	8,2E-07	6,2E-07	5,1E-07
19	P-18-19	2,0E-07	6,1E-07	6,7E-07	4,7E-07	4,0E-07
20	П-18-20	2,5E-07	1,4E-07	9,4E-07	6,0E-07	5,1E-07
21	П-18-21	2,6E-07	1,1E-07	8,7E-07	5,4E-07	4,9E-07
22	П-18-22	2,2E-07	1,4E-07	6,9E-07	5,1E-07	4,4E-07
23	П-19-01	2,2E-07	1,2E-07	5,7E-07	5,2E-07	4,4E-07
24	П-19-02	2,1E-07	1,3E-07	1,0E-06	6,3E-07	5,4E-07
25	П-19-03	2,8E-07	4,0E-07	8,2E-07	6,2E-07	5,1E-07
26	П-19-04	2,4E-07	1,4E-07	6,8E-07	4,9E-07	4,4E-07
27	П-19-05	1,3E-07	2,2E-07	7,5E-07	5,7E-07	4,45E-07
28	П-19-06	2,4E-07	1,0E-07	7,9E-07	7,3E-07	4,45E-07
29	П-19-07	1,9E-07	3,3E-07	6,4E-07	5,6E-07	4,10E-07
30	П-19-08	2,4E-07	1,0E-07	7,9E-07	7,3E-07	4,45E-07
31	П-19-12	2,8E-07	1,4E-07	6,8E-07	6,2E-07	4,50E-07
32	П-19-13	2,0E-07	1,3E-07	7,1E-07	5,8E-07	4,20E-07
33	П-19-14	1,9E-07	1,5E-07	5,4E-07	5,5E-07	4,25E-07
34	П-19-19	2,1E-07	1,3E-07	7,1E-07	5,8E-07	4,30E-07
35	П-19-20	3,2E-07	1,4E-07	7,6E-07	6,0E-07	4,85E-07
36	П-19-21	2,9E-07	1,5E-07	8,1E-07	7,3E-07	5,00E-07
37	П-19-22	2,1E-07	1,2E-07	6,3E-07	5,7E-07	4,10E-07
38	П-19-23	2,1E-07	1,2E-07	6,3E-07	5,7E-07	5,70E-07
39	П-19-24	2,3E-07	1,3E-07	7,9E-07	5,9E-07	4,70E-07
40	П-19-25	2,8E-07	1,4E-07	9,2E-07	7,8E-07	4,60E-07
41	П-19-26	2,5E-07	1,3E-07	9,0E-07	8,1E-07	4,80E-07
42	П-19-27	1,9E-07	1,2E-07	8,7E-07	8,0E-07	5,25E-07
43	П-19-28	2,0E-07	1,4E-07	8,2E-07	7,7E-07	4,90E-07
44	П-19-29	2,4E-07	1,3E-07	9,4E-07	1,0E-06	5,30E-07
45	П-19-30	2,6E-07	1,2E-07	9,3E-07	5,0E-07	4,95E-07
46	П-19-31	3,1E-07	1,1E-07	9,4E-07	5,3E-07	5,30E-07
$\overline{R/B}$						4,76E-07

**Таблица 11. Суммарная активность теплоносителя**

Индекс пуска	Активность, Бк/л			
	Канал №14	Канал №18	Канал №22	Канал №24
П-19-22	8,0E+05	8,0E+05	1,0E+06	6,0E+05
П-19-23	8,0E+05	8,0E+05	1,3E+06	7,0E+05
П-19-24	1,0E+06	8,0E+05	1,2E+06	8,4E+05
П-19-25	8,1E+05	9,2E+05	1,2E+06	8,0E+05
П-19-26	1,0E+06	9,4E+05	1,2E+06	8,6E+05
П-19-27	1,0E+06	9,3E+05	1,4E+06	9,5E+05
П-19-28	1,1E+06	1,0E+06	1,3E+06	9,4E+05
П-19-29	1,1E+06	9,0E+05	1,3E+06	1,0E+06
П-19-30	9,8E+05	9,2E+05	1,3E+06	9,4E+05
П-19-31	1,1E+06	8,0E+05	1,3E+06	1,0E+06

**Таблица 12. Активность изотопа йода I-133 в теплоносителе**

Индекс пуска	Активность, Бк/л			
	Канал №14	Канал №18	Канал №22	Канал №24
П-19-22	1,4E+03	НО	1,3E+03	1,8E+03
П-19-23	1,2E+03	5E+02	1,3E+03	2,1E+03
П-19-24	1,3E+03	НО	1,0E+03	1,3E+03
П-19-25	1,1E+03	НО	1,2E+03	2,1E+03
П-19-26	1,6E+03	8E+02	1,4E+03	1,8E+03
П-19-27	1,4E+03	5E+02	1,2E+03	2,1E+03
П-19-28	1,3E+03	3E+02	1,4E+03	1,9E+03
П-19-29	1,4E+03	НО	1,6E+03	1,9E+03
П-19-30	1,2E+03	НО	1,4E+03	1,9E+03
П-19-31	1,4E+03	НО	1,3E+03	1,9E+03

## СОДЕРЖАНИЕ

ИЗВЛЕЧЕНИЕ РЕНИЯ ИЗ РЕГЕНЕРИРОВАННОЙ СМОЛЫ УРАНДОБЫВАЮЩЕГО ПРЕДПРИЯТИЯ ТОО «ДП «ОРТАЛЫК» <i>Антонов Д.С., Кабдрахим А.У., Кумарбекова А.Т.</i> .....	3
НЕЙТРОННАЯ РАДИОГРАФИЯ И ТОМОГРАФИЯ НА БАЗЕ РЕАКТОРА ВВР-К <i>Базарбаев Е.М., Мухаметулы Б., Шаймерденов А., Назаров К., Мырзабекова Э.Б.</i> .....	9
ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ПИТЬЕВЫХ ЦЕЛЯХ ВОД ИЗ КОЛОДЦЕВ ПОСЕЛКОВ, ПРИЛЕГАЮЩИХ К ПОЛИГОНУ «АЗГИР» <i>Глущенко В.Н., Макарова В.А., Севериненко М.А., Ахметжанова Д.С., Нугманов Д.К.</i> .....	13
ИСТОРИЯ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА ПОЛИГОНЕ «АЗГИР» <i>Глущенко В.Н., Макарова В.А., Нугманов Д.К., Севериненко М.А., Аристов П.А., Ахметжанова Д.С.</i> .....	21
ОПТИМИЗАЦИЯ СХЕМ ВСКРЫТИЯ И ОТРАБОТКА УРАНОВЫХ ЗАЛЕЖЕЙ НА ВОСТОЧНОМ УЧАСТКЕ МЕСТОРОЖДЕНИЯ МЫНКУДУК <i>Дәрібай Д.Б.</i> .....	28
МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕЧЕНИЯ НАТРИЕВОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ПРИ ЕГО КИПЕНИИ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ УСТРОЙСТВЕ <i>Жунусова А.С.</i> .....	35
РЕЗУЛЬТАТЫ МЕТОДИЧЕСКИХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ИЗ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ МАТЕРИАЛОВ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ <i>Заурбекова Ж.А., Кульсартов Т.В., Шаймерденов А.А., Аханов А.М., Аскербекоев С.К., Чихрай Е.В., Кизане Г., Кенжина И.Е.</i> .....	44
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ОТРАБОТКИ ГЕОТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ БЛОКОВ ПРИ ДОБЫЧЕ МЕТОДОМ ПСВ В «ГОРНО-ГЕОЛОГИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЕ» <i>Құдайбергенов Ш.Ж.</i> .....	54
РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ВОТК С ТОПЛИВОМ НИЗКОГО ОБОГАЩЕНИЯ <i>Светачев С.Н.</i> .....	58
Приложение .....	70



Формат 148 x 210 мм  
Гарнитура Arial, кегль 9  
Тираж 300.

Дизайн и верстка: Алиев С.А.

Отпечатано в типографии:  
ТОО «Типография Форма Плюс», г. Караганда,  
ул. Молокова, дом №106, корпус 2. КНП 710.