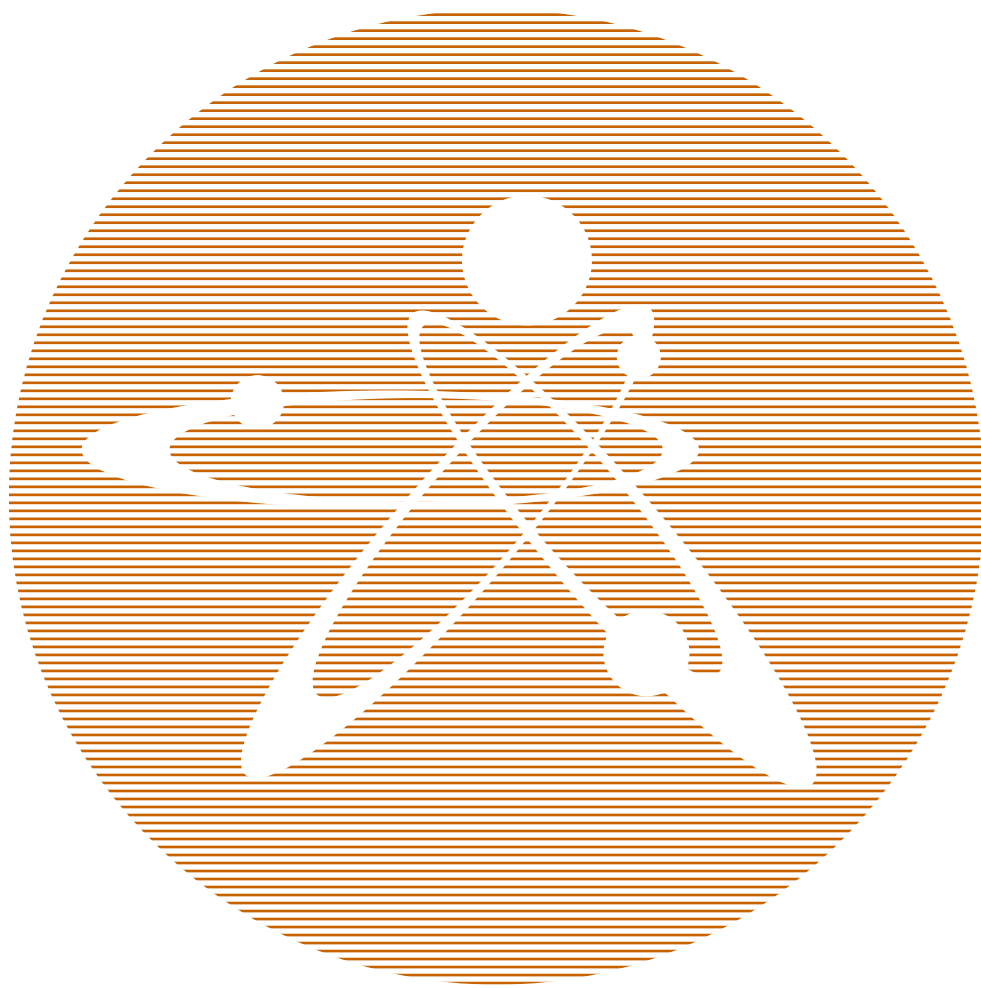


2019  
ВЫПУСК 4

ISSN 1729-7516

ЖУРНАЛ  
**Вестник**

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ  
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА  
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН



# **Вестник НЯЦ РК**

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ  
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

ВЫПУСК 4(80), ДЕКАБРЬ 2019

*Издается с января 2000 г.*

**ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР** – д.ф.-м.н., профессор БАТЫРБЕКОВ Э.Г.

**РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ:** д.ф.-м.н. СКАКОВ М.К. – заместитель главного редактора,  
к.б.н. АЙДАРХАНОВ А.О., д.ф.-м.н. БУРТЕБАЕВ Н.Т., доктор инженерии ВИЕЛЕБА В.К. (Польша),  
к.ф.-м.н. ВИТЮК В.А., к.ф.-м.н. ВУРИМ А.Д., д.т.н. ГРАДОБОЕВ А.В. (Россия), д.ф.-м.н. МАКСИМКИН О.П.,  
д.ф.-м.н. МИХАЙЛОВА Н.Н., к.г.-м.н. ПОДГОРНАЯ Л.Е., д.ф.-м.н. СОЛОДУХИН В.П.,  
д.ф.-м.н. ТАЖИБАЕВА И.Л., профессор ФУДЖИ-Е (Япония)

# **ҚР ҰЯО Жаршысы**

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫНЫҢ  
МЕРЗІМДІК ҒЫЛЫМИ-ТЕХНИКАЛЫҚ ЖУРНАЛЫ

4(80) ШЫҒАРЫМ, ЖЕЛТОҚСАН, 2019 ЖЫЛ

# **NNC RK Bulletin**

RESEARCH AND TECHNOLOGY REVIEW  
NATIONAL NUCLEAR CENTER OF THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

ISSUE 4(80), DECEMBER 2019

**Периодический научно-технический журнал «Вестник НЯЦ РК» входит в перечень научных изданий, рекомендуемых Комитетом по контролю в сфере образования и науки Министерства образования и науки Республики Казахстан для публикации основных результатов научной деятельности по следующим направлениям:**

- **Естественные науки;**
- **Науки о Земле и географические науки.**

В журнале представлены доклады **II Международного научного форума «Ядерная наука и технологии»** (24–27 июня 2019 г., Алматы, Казахстан), а также проходивших в его рамках XII Международной конференции «Ядерная и радиационная физика», I Международной научно-практической конференции «Ядерные и радиационные технологии в медицине, промышленности и сельском хозяйстве» и X семинара МАГАТЭ «Развитие Азиатских баз данных по ядерным реакциям» (стр. 5–37).

## СОДЕРЖАНИЕ

<b>НОРМАТИВНО-ПРАВОВОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ В ОБЛАСТИ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН</b> Умархалинова А.Ж., Тулегенов М.Ш., Нуртазина Э.Р., Бейсебаев А.О.....	5
<b>МЕССБАУЭРОВСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ МИНЕРАЛОВ, СОДЕРЖАЩИХСЯ В УГЛЯХ КАЗАХСТАНА</b> Верещак М.Ф., Манакова И.А., Шоканов А.К. ....	13
<b>ИОННО-ИНДУЦИРОВАННЫЕ СТРУКТУРНО-ФАЗОВЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ В АУСТЕНИТНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЯХ 12X18N10T, AISI 316 И AISI 304</b> Бедельбекова К.А., Озерной А.Н., Верещак М.Ф., Манакова И.А., Дегтярева А.С. ....	17
<b>ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОНИКАЮЩЕЙ СПОСОБНОСТИ КОСМИЧЕСКИХ МЮОНОВ ДЛЯ ПРОГНОЗА ЗЕМЛЯТРЯСЕНИЙ</b> Искаков Б.А., Аргынова А.Х., Аргынова К.А., Бейсенова А., Застрожнова Н.Н., Пискаль В.В., Салихов Н.М., Тастанова К., Таутаев Е.М., Хабаргельдина М. ....	23
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ ЧАСТИЦ КОСМИЧЕСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ МЕТОДОМ ГИБРИДНОГО ИОНИЗАЦИОННОГО КАЛОРИМЕТРА</b> Садыков Т.Х., Аргынова А.Х., Аргынова К.А., Бейсенова А.Д., Застрожнова Н.Н., Искаков Б.А., Пискаль В.В., Рябов В.А., Садыков Ж.Т., Тастанова К., Таутаев Е.М., Хабаргельдина М. ....	28
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫСОТНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ОБЛУЧАТЕЛЬНОМ УСТРОЙСТВЕ С КАДМИЕВЫМ ЭКРАНОМ</b> Ота А., Айткулов М., Дюсамбаев Д., Гизатулин Ш., Кенжин Е., Каназава Х., Романова Н., Шаймерденов А., Кавамура Х. ....	34
<b>МОДЕРНИЗАЦИЯ ИНФОРМАЦИОННО-УПРАВЛЯЮЩЕЙ СИСТЕМЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА «EAGLE»</b> Ильиных С.А., Сысалетин А.В., Ермаков В.А., Кудранова А.Б., Наурызбаев Р.Ж. ....	38
<b>ВЛИЯНИЕ ПОСТРАДИАЦИОННЫХ ОТЖИГОВ НА РАСПУХАНИЕ, НАМАГНИЧЕННОСТЬ И КОРРОЗИОННУЮ СТОЙКОСТЬ АУСТЕНИТНОЙ СТАЛИ 12X18N10T, ОБЛУЧЕННОЙ В РЕАКТОРЕ БН-350</b> Максимкин О.П., Яровчук А.В. ....	45
<b>РОЛЬ ИМИТАЦИОННОГО СТЕНДА С ПЛАЗМЕННО-ПУЧКОВОЙ УСТАНОВКОЙ В ИССЛЕДОВАНИЯХ ПЛАЗМЕННО-ПОВЕРХНОСТНОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ</b> Туленбергенев Т.Р., Скаков М.К., Миниязов А.Ж., Соколов И.А., Кайырды Г.К. ....	51
<b>ОБЗОР ПО ЛИНЕЙНЫМ УСКОРИТЕЛЯМ</b> Туленбергенев Т.Р., Соколов И.А., Миниязов А.Ж., Кайырды Г.К., Ситников А.А. ....	59
<b>КҮЙДІРУДЕН КЕЙІНГІ КЕРАМИКАНЫҢ ҚҰРЫЛЫМ-ФАЗАЛЫҚ АЛМАСУЫН ЗЕРТТЕУ</b> Н. Қантай, Н.К. Касмамытов, Б.К. Рахадиллов, С.В. Плотноков .....	68
<b>СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ РЕАКТОРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ</b> Поспелов В.А., Бакланов В.В., Коровиков П.Г. ....	73
<b>О СОЗДАНИИ ГИБРИДНОГО БЫСТРО-ТЕПЛОВОГО РЕАКТОРА</b> Котов В.М. ....	79
<b>СОЛНЕЧНЫЕ РАКЕТНЫЕ ДВИГАТЕЛИ В ОКОЛОЗЕМНОМ ПРОСТРАНСТВЕ</b> Котов В.М., Котов С.В. ....	86

---

<b>РЕАКТОРЫ СИНТЕЗА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ УСКОРИТЕЛЕЙ ИОНОВ</b> Котов В.М., Котов С.В. ....	91
<b>ПРИМЕНЕНИЕ РОТОРНО-ЛЕПЕСТКОВЫХ ДВИГАТЕЛЕЙ В АВИАЦИИ</b> Котов В.М. ....	98
<b>THERMAL RESISTANT COATING OBTAINED FROM ZIRCONIUM AND ALUMINUM OXIDES BY DETONATION METHOD</b> N. Kantay, B. Rakhadilov, S.V. Plotnikov, M. Pashkovsky, M. Abilev. ....	103
<b>ОЦЕНКА КАЧЕСТВА МОНТАЖА СИСТЕМЫ ОХЛАЖДЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М</b> Акболов Е.Ж., Коровиков А.Г., Ермолаев А.А. ....	108
<b>СОСТОЯНИЕ МАТЕРИАЛА ЧЕХЛА ОТРАБОТАВШИХ ТВС РЕАКТОРА БН-350 В ПРОЦЕССЕ ДЛИТЕЛЬНОГО ХРАНЕНИЯ</b> Кожаметов Е.А., Коянбаев Е.Т., Даулетханов Е.Д., Мухамеджанова Р.М., Уркунбай А.С., Сапатаев Е.Е. ....	113
<b>НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ МЕТОДИКИ РЕНТГЕНОСТРУКТУРНОГО ФАЗОВОГО АНАЛИЗА ОБРАЗЦОВ НА ДИФРАКТОМЕТРЕ EMPYREAN</b> Букина О.С., Кукушкин И.М., Семенина А.В. ....	119
<b>MODIFICATION OF TiN COATINGS BY ELECTRON IRRADIATION</b> B. Rakhadilov, A. Kenesbekov, R. Kozhanova, L. Zhurerova ....	126
<b>РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ИСКУССТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ПО АГРЕГАТНЫМ ФРАКЦИЯМ ПОЧВ В РАЙОНЕ ПРОВЕДЕНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В СКВАЖИНАХ НА ПЛОЩАДКЕ «БАЛАПАН»</b> Кабдыракова А.М., Меньдубаев А.Т. ....	131
<b>СПИСОК АВТОРОВ</b> .....	142

УДК 621.039.009.2

## НОРМАТИВНО-ПРАВОВОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ В ОБЛАСТИ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

Умархалинова А.Ж., Тулегенов М.Ш., Нуртазина Э.Р., Бейсебаев А.О.

*Институт ядерной физики, Алматы, Казахстан*

*aumarkhalinova@inp.kz*

В настоящей работе рассмотрено правовое регулирование в области учета и контроля ядерных материалов в Республике Казахстан. Анализируются действующие законы и правила Республики Казахстан в области мирного использования атомной энергии. Приведен перечень существующих ядерных установок и объектов использования атомной энергии на территории республики.

Особое внимание уделено законодательной и регулирующей базе, что обусловлено потенциальной опасностью использования атомной энергии, также наличием материалов и технологий двойного применения, которые могут быть использованы не только в мирных целях.

Рассмотрено применение международных гарантий в связи с соглашением между Республикой Казахстан и МАГАТЭ на основе договора о нераспространении ядерного оружия, вступивший в силу 11 августа 1995 года.

Проанализирована деятельность комитет атомного и энергетического надзора и контроля, который в качестве ведомства Министерства Энергетики РК осуществляет контрольные и реализационные функции в сфере использования атомной энергии и электроэнергетики.

**Ключевые слова:** учет и контроль ядерных материалов, МАГАТЭ, правовая основа, регулирующий орган, Республика Казахстан.

### ВВЕДЕНИЕ

С наступлением ядерного века государства выражали обеспокоенность по поводу того, как управлять запасами ядерного материала в связи с их стратегической и финансовой ценностью и рисками для безопасности как для работников, так и для населения, а также для предотвращения и обнаружения любых несанкционированных действий. Необходимость в систематическом подходе к учету и контролю доступа к ядерным материалам (УКЯМ) заставила государства сформировать основы системы учета и контроля ядерных материалов.

Учет ядерных материалов – это определение количества ядерных материалов, составление, регистрация и ведение учетных и отчетных документов.

Контроль ядерных материалов подразумевает сбор и анализ информации о состоянии безопасности объектов использования атомной энергии, организацию и проведение инспекций, анализ их результатов, а так же применение санкции в случаях нарушения требований к обеспечению ядерной и радиационной безопасности.

Государственный учет и контроль ядерных материалов и источников излучения осуществляются с целью:

1) точного определения наличного количества ядерных материалов и источников излучения, мест их нахождения;

2) предотвращения потерь, несанкционированного использования и хищений;

3) представления оперативной информации о наличии и перемещении, списании и захоронении, экспорте и импорте ядерных материалов и источников излучения уполномоченным органам Республики Казахстан, международным организациям и другим государствам в соответствии с законодательством Республики Казахстан.

В Республике Казахстан сформирована нормативно-правовая база для регулирования всех аспектов работ по использованию атомной энергии. Правовой основой деятельности в области использования атомной энергии является Закон Республики Казахстан «Об использовании атомной энергии» (новая редакция Закона вступила в силу в 2016 г.) [1], который регулирует все отношения, связанные с размещением, проектированием, сооружением, вводом в эксплуатацию, выводом из эксплуатации объекта использования атомной энергии, и иные отношения в области использования атомной энергии.

Республика Казахстан на государственном уровне прилагает все необходимые усилия для того, чтобы фундаментальные принципы ядерной безопасности были соблюдены на всех этапах жизненного цикла существующих и планируемых к строительству объектов использования атомной энергии.

### ЯДЕРНЫЕ УСТАНОВКИ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

В таблице приведен перечень ядерных установок и объектов использования атомной энергии, находящихся на территории Республики Казахстан.

**НОРМАТИВНО-ПРАВОВОЕ РЕГУЛИРОВАНИЕ В ОБЛАСТИ УЧЕТА И КОНТРОЛЯ ЯДЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ  
В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН**

*Таблица. Существующие ядерные установки РК*

№	Наименование	Статус	Примечание
1.	Реакторная установка (РУ) БН-350, г. Актау, Мангистауская область	выведена из эксплуатации	Отработавшее топливо вывезено с площадки и размещено на хранение. Проводятся работы по переводу в безопасное состояние (SAFSTOR).
2.	Исследовательский реактор ВВР-К, мкр-н Алатау, Алматы	эксплуатируется	С 1 сентября 2016 года переведен на низкообогащенное топливо.
3.	Критический стенд, мкр-н Алатау, Алматы	эксплуатируется	С 2012 года переведен на низкообогащенное топливо.
4.	Исследовательский реактор ИГР, г. Курчатов, Восточно-Казахстанская область	эксплуатируется	Проводятся исследования по снижению обогащения активной зоны.
5.	Исследовательский реактор ИВГ.1М, г. Курчатов, Восточно-Казахстанская область	эксплуатируется	Проводятся исследования по снижению обогащения активной зоны.
6.	Исследовательский реактор РА, г. Курчатов, Восточно-Казахстанская область	находится в режиме длительного останова	Топливо выгружено и вывезено в РФ.
7.	Площадка долговременного хранения отработавшего ядерного топлива РУ БН-350, г. Курчатов, Восточно-Казахстанская область	эксплуатируется	
<i>Объекты использования атомной энергии</i>			
8.	Международный банк низкообогащенного урана	готовится к началу эксплуатации	
9.	Предприятия уранодобывающей и перерабатывающей промышленности	эксплуатируется	

Строительство атомной электростанции в Казахстане обсуждается и планируется уже более 20 лет. По разным причинам окончательного решения о строительстве АЭС нет. Если решение о строительстве АЭС будет принято, можно использовать некоторые наработки, которые имеются на данное время. Во второй половине 2018 и в начале 2019 года в РК был разработан документ, под названием «Маркетинговый раздел технико-экономического обоснования строительства атомной станции в Республике Казахстан». Целью разработки данного документа является предварительный выбор оптимального места размещения АЭС с оценкой возможного диапазона установленной мощности АЭС, объектов выдачи мощности и применимости единичной мощности наиболее референтных блоков для принятия решения о выполнении технико-экономического обоснования. В МР ТЭО рассмотрены два района размещения АЭС: в районе пос. Улькен и в районе г. Курчатов. По условиям технико-экономического сравнения вариантов, формирования баланса электроэнергии и базовой мощности сооружение АЭС рекомендуется в Южной зоне, что соответствует размещению АЭС в районе поселка Улькен.

Международное Агентство по Атомной Энергии разработало ряд документов, помогающих на их основе создать любой из стран-участниц этой организации современную инфраструктуру для развития атомной программы. Разработка и внедрение соответствующей инфраструктуры для осуществления успешного внедрения ядерной энергетики и ее безопасного, мирного и устойчивого применения является важным вопросом для стран, которые намереваются построить и ввести в эксплуатацию свою первую атомную электростанцию.

МАГАТЭ проводит специальные миссии для стран, желающих начать у себя осуществление ядерных энергетических программ, т.е. строительство АЭС с целью выработки электроэнергии. Данные миссии, INIR (Integrated Nuclear Infrastructure Review), способствуют скорейшему созданию ядерной инфраструктуры с учетом богатого международного опыта и при помощи экспертов МАГАТЭ.

В Республике Казахстан миссия INIR по этапу (фазе) 1 проводилась с 31 октября по 7 ноября 2016 года. На основе рекомендаций и предложений были определены ключевые области для дальнейших действий.

На настоящее время следующие основные документы определяют необходимость строительства в Казахстане новой АЭС:

- Указ Президента РК от 1 февраля 2010 года № 922 «О Стратегическом плане развития Республики Казахстан до 2020 года».

- Распоряжение Премьер-Министра Республики Казахстан от 4 мая 2014 года № 60-р «Об утверждении «Плана первоочередных мероприятий по строительству атомных электростанций в Республике Казахстан» с внесением изменений и дополнений от «02» ноября 2016 года № 110-р.

- Концепция развития топливно-энергетического комплекса Республики Казахстан до 2030 года от 28 июня 2014 года.

- Концепция по переходу Республики Казахстан к «зеленой экономике», утверждена Указом Президента Республики Казахстан от 30 мая 2013 года № 577.

- Стратегический план Министерства энергетики Республики Казахстан на 2017–2021 годы.

**ЗАКОНОДАТЕЛЬНАЯ И РЕГУЛИРУЮЩАЯ ОСНОВА  
Законодательная и регулирующая основа предусматривает:**

– введение соответствующих национальных требований и регулирующих положений в области безопасности;

– систему лицензирования в отношении ядерных установок и запрещение эксплуатации ядерной установки без лицензии;

– систему регулирующего контроля и оценки ядерных установок в целях проверки соблюдения действующих регулирующих положений и условий лицензий;

– обеспечение выполнения действующих регулирующих положений и условий лицензий, включая приостановку действия, изменение или аннулирование.

Необходимость законодательного регулирования деятельности по использованию атомной энергии обусловлена ее потенциальной опасностью, а также наличием объектов и технологий двойного применения, которые могут быть использованы не только в мирных целях. Современная нормативная правовая база Республики Казахстан в области использования атомной энергии и обеспечения радиационной безопасности представлена документами четырех уровней:

**Первый уровень** – Указы президента Республики Казахстан, имеющие силу закона, Кодексы и Законы Республики Казахстан;

**Второй уровень** – Постановления Правительства Республики Казахстан по вопросам использования атомной энергии и обеспечения ядерной и радиационной безопасности;

**Третий уровень** – Правила и Нормы, регламентирующие вопросы радиационной безопасности при обращении с источниками ионизирующего излучения, определяющие допустимое радиоактивное загрязнение окружающей природной среды и облучение персонала и населения, утверждаемые центральными государственными органами;

**Четвертый уровень** – Стандарты, методические указания, типовые инструкции для отдельных отраслей и предприятий промышленности.

В настоящее время в Республике Казахстан для регулирования ядерной и радиационной безопасности используются следующие документы, определяющие основные положения в обеспечении ядерной и радиационной безопасности:

– Закон Республики Казахстан «Об использовании атомной энергии»;

– Закон Республики Казахстан «О радиационной безопасности населения»;

– «Экологический кодекс Республики Казахстан»;

– Закон Республики Казахстан «О разрешениях и уведомлениях», заменивший Закон Республики Казахстан «О лицензировании».

На национальном уровне 12 января 2016 г. принят Закон Республики Казахстан «Об использовании атомной энергии», который определяет правовую основу и принципы регулирования общественных отношений в области использования атомной энергии и направлен на защиту здоровья и жизни людей, охрану окружающей среды, обеспечение режима нераспространения ядерного оружия, ядерной и радиационной безопасности при использовании атомной энергии.

**Объектами** использования атомной энергии на территории Республики Казахстан являются: ядерные установки, пункты размещения, источники ионизирующего излучения выше уровней изъятия, организации, использующие источники ионизирующего излучения, включая медицинские, учебные, исследовательские, коммерческие, сельскохозяйственные и промышленные, в том числе горнодобывающие, перерабатывающие, а также другие организации.

**Субъектами** в области использования атомной энергии являются: физические лица, уполномоченный орган регулирования, контроля и управления, организации (юридические лица), занимающиеся деятельностью по использованию атомной энергии.

В начале 2016 года был принят не только Закон «Об использовании атомной энергии», но так же изменения коснулись состава и структуры государственных органов, ответственных за регулирование в области использования атомной энергии, включая преобразование министерств и ведомств, изменение их ответственности, переход Регулятора (Уполномоченного органа в сфере использования атомной энергии) из Министерства индустрии и новых технологий в Министерство энергетики.

**В законе введены нормы по:**

– установлению категорий радиационной опасности установок (позволяет установить и разграничить соответствующие требования к каждому виду установок по степени их опасности;

– аттестации персонала, ответственного за обеспечение безопасности при осуществлении деятельности с использованием атомной энергии (для повышения уровня безопасности и предотвращения аварийных ситуаций на объектах использования атомной энергии);

– аттестации персонала, ответственного за обеспечение безопасности при осуществлении деятельности с использованием атомной энергии (для повышения уровня безопасности и предотвращения аварийных ситуаций на объектах использования атомной энергии);

– уточнению терминологии и понятийного аппарата (в целях исключения двойного толкования при применении положений законодательства в сфере использования атомной энергии);

– требованию страхования персонала от рисков радиационного воздействия (для обеспечения прав и



гарантий на возмещение возможного ущерба здоровью персонала).

– Определены категории опасности радионуклидных источников, а также нормы по аварийной готовности и реагированию на ядерные и радиационные аварии. Установлены квалификационные требования к персоналу ядерной установки для обеспечения надлежащего уровня ядерной, радиационной и ядерной физической безопасности, аварийной готовности и реагированию на ядерные аварии. Введены понятия «ядерная физическая безопасность», «отработавшее ядерное топливо», «радиационная установка и радиационный риск» для приведения в соответствие национального законодательства с международными договорами в атомной сфере, ратифицированными Республикой Казахстан.

Закон «О радиационной безопасности населения» № 219-1 принят 23 апреля 1998 года, с изменениями и дополнениями. Закон регулирует общественные отношения в области обеспечения радиационной безопасности населения, в целях охраны его здоровья от вредного воздействия ионизирующего излучения. Закон устанавливает, что государственное нормирование по обеспечению радиационной безопасности осуществляется путем установления норм радиационной безопасности, санитарных правил, гигиенических нормативов, строительных норм и правил, правил охраны труда, методических, инструктивных и иных документов по радиационной безопасности.

Закон Республики Казахстан от 16 мая 2014 года № 202-V «О разрешениях и уведомлениях» (с изменениями и дополнениями от 14.01.2016 г.), регулирует общественные отношения, связанные с введением разрешительного или уведомительного порядка осуществления субъектами частного предпринимательства и другими лицами, предусмотренными настоящим Законом, отдельных видов деятельности или действий.

С 9 января 2007 года в Казахстане действует «Экологический кодекс Республики Казахстан» № 212 с изменениями и дополнениями, который выбрал в себя мировой опыт обеспечения экологической безопасности населения и производства. Статус экологических требований и нормативов Экологического Кодекса имеет уровень законодательных актов прямого действия. Кодекс определяет основные нормы и правила обеспечения экологической и ядерной безопасности на территории Республики Казахстан.

Наряду с указанными выше законами в Республике Казахстан действуют следующие нормативно-технические документы:

– Технические регламенты «Ядерная и радиационная безопасность», «Ядерная и радиационная безопасность атомных станций», «Ядерная и радиационная безопасность исследовательских ядерных установок»;

– Гигиенические нормативы «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиаци-

онной безопасности», Санитарные правила «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности», Санитарные правила «Санитарно-эпидемиологические требования к радиационно-опасным объектам»;

– В рамках создания подзаконных актов, направленных на реализацию положений Закона «Об использовании атомной энергии», Приказом Министерства энергетики Республики Казахстан были разработаны и введены в действие Правила организации, сбора и захоронения радиоактивных отходов, государственного учета ядерных материалов, физической защиты источников ионизирующего излучения и пунктов хранения, физической защиты ядерных материалов и ядерных установок, транспортировки ядерных материалов.

Данные документы были разработаны Республикой Казахстан в рамках совершенствования национального законодательства в области использования атомной энергии и охраны здоровья населения. Кроме того, в Республике Казахстан на основании пункта 19 Технического регламента «Ядерная и радиационная безопасность» для конкретных ядерных, радиационных и электрофизических установок продолжают использоваться отдельные технические документы, относящиеся к безопасности, разработанные в период СССР и в других странах, а также документы МАГАТЭ, которые рассматривают вопросы, не отраженные в данных Технических регламентах и Санитарных правилах.

Ратификация международных конвенций и договорно-правовых документов, касающихся ядерной безопасности.

Ядерные гарантии применяются в Республике Казахстан в соответствии с Соглашением между Республикой Казахстан и Международным агентством по атомной энергии о применении гарантий в связи с Договором о нераспространении ядерного оружия, вступившим в силу 11 августа 1995 года.

Республика Казахстан расширяет сотрудничество с государствами в ядерной сфере. С 1992 года между странами СНГ действует Соглашение об основных принципах сотрудничества в области мирного использования атомной энергии.

К настоящему времени подписаны Соглашения о сотрудничестве в области мирного использования атомной энергии с Российской Федерацией (заключено в г. Москва 23.09.1993 г.), с Соединенными Штатами Америки (ратифицировано Законом Республики Казахстан от 13 июля 1999 года № 420-1), с Французской Республикой (заключено в г. Париж, 27.07.2011 г.), Европейским сообществом по атомной энергии (Евроатом) в области мирного использования атомной энергии, о сотрудничестве в области радиационной и ядерной безопасности между Норвегией и Республикой Казахстан в соответствии с Меморандумом о взаимопонимании, подписанным Норвежским Агентством по Радиационной защите и Ко-

митетом по атомной энергии Республики Казахстан 27 ноября 2009 г. в г. Осло, с Китайской Народной Республикой, с Республикой Корея и другими странами.

В рамках сотрудничества «АТОМ-СНГ» государствами-участниками СНГ подписано «Соглашение о взаимодействии государств-участников СНГ по обеспечению готовности на случай ядерной аварии или возникновения радиационной аварийной ситуации и взаимопомощи при ликвидации их последствий». Но согласно законодательству РК Соглашение вступит в силу после его ратификации.

Республика Казахстан подписала и ратифицировала следующие международные конвенции, касающиеся ядерной безопасности, нашедшие отражение в следующих законах РК о ратификации:

1. Закон Республики Казахстан от 3 февраля 2010 года № 243-IV «О ратификации Конвенции об оперативном оповещении о ядерной аварии»;

2. Закон Республики Казахстан от 3 февраля 2010 года № 244-IV «О ратификации Конвенции о помощи в случае ядерной аварии или радиационной аварийной ситуации»;

3. Закон Республики Казахстан от 22 декабря 2004 года № 17 «О присоединении Республики Казахстан к Конвенции о физической защите ядерного материала»;

4. Закон Республики Казахстан от 19 марта 2011 года № 416-IV «О ратификации Поправки к Конвенции о физической защите ядерного материала»;

5. Закон Республики Казахстан от 21 октября 2000 года № 86-II «О присоединении Республики Казахстан к Конвенции об оценке воздействия на окружающую среду в трансграничном контексте»;

6. Закон Республики Казахстан от 3 февраля 2010 года № 245-IV «О ратификации Конвенции о ядерной безопасности»;

7. Закон Республики Казахстан от 10 февраля 2011 года № 405-IV «О ратификации Венской конвенции о гражданской ответственности за ядерный ущерб 1997 года (Сводный текст Венской конвенции о гражданской ответственности за ядерный ущерб от 21 мая 1963 года с поправками, внесенными Протоколом от 12 сентября 1997 года)»;

8. Закон Республики Казахстан от 3 февраля 2010 года № 246-IV «О ратификации Объединенной конвенции о безопасности обращения с отработавшим топливом и о безопасности обращения с радиоактивными отходами»;

9. Закон Республики Казахстан от 23 октября 2000 года № 92-II «О ратификации Конвенции о доступе к информации, участию общественности в процессе принятия решений и доступе к правосудию по вопросам, касающимся окружающей среды».

В Республике Казахстан постоянно совершенствуются законодательная и регулирующая основы для принятия решений, направленных на обеспечение безопасности ядерных установок и дальнейшего раз-

вития атомной энергетики с учетом международного опыта и гармонизации норм безопасности.

#### РЕГУЛИРУЮЩИЙ ОРГАН

Функции, присущие ядерному регулятору в терминологии Конвенции, возложены в настоящее время на Министерство энергетики РК (МЭ РК), обязанности которого в сфере регулирования использования атомной энергии ранее исполняло МИИТ РК. Комитет по атомному и энергетическому надзору и контролю Министерства энергетики Республики Казахстан (КАЭНК МЭ РК), бывший КАЭ МИИТ РК, является ведомством, осуществляющим в пределах компетенции МЭ РК контрольные и реализационные функции в сфере использования атомной энергии и электроэнергетики. КАЭНК МЭ РК в рамках выполнения своих задач в пределах компетенции МЭ РК упоминается как «уполномоченный орган» в соответствии с юридическими определениями законодательства Республики Казахстан.

Согласно Положению о КАЭНК МЭ РК, основными задачами Комитета в рамках компетенции Министерства являются:

- реализация государственной политики в области электроэнергетики и использования атомной энергии;

- осуществление иных задач, возложенных на Комитет, в пределах своей компетенции.

В соответствии с возложенными задачами КАЭНК МЭ РК, в установленном законодательством порядке осуществляет следующие функции:

- обеспечивает реализацию государственной политики в области электроэнергетики и использования атомной энергии;

- осуществляет регулятивные, реализационные и контрольно-надзорные функции и участвуют в выполнении стратегических функций центрального исполнительного органа в пределах компетенции;

- утверждает нормативные правовые акты по вопросам, входящим в компетенцию ведомства, и при наличии прямой компетенции по их утверждению в актах министерств, за исключением нормативных правовых актов, затрагивающих права и свободы человека и гражданина;

- осуществляет контроль и надзор за деятельностью физических и юридических лиц в пределах компетенции;

- осуществляет контрольные и надзорные функции за деятельностью местных исполнительных органов по вопросам, относящимся к полномочиям ведомства;

- осуществляет международное сотрудничество в пределах своей компетенции;

- осуществляет разрешительный контроль;

- проводит инспекции, связанные с исполнением своих полномочий в области атомной энергии;

- осуществляет государственный контроль в области использования атомной энергии;

- осуществляет контроль за соблюдением норм и правил радиационной безопасности, условий лицензий;

- осуществляет государственный контроль в области радиационной безопасности населения;

- осуществляет контроль за экспортом, импортом, перемещением, транзитом и размещением ядерных материалов и других источников ионизирующего излучения;

- осуществляет экспортный контроль в области использования атомной энергии;

- ведет государственный учет ядерных материалов;

- ведет государственный учет источников ионизирующего излучения;

- согласовывает выдачу лицензии уполномоченного государственного органа, осуществляющего государственное регулирование в области экспортного контроля, на экспорт и импорт ядерных и специальных неядерных материалов, оборудования, установок, технологий, источников ионизирующего излучения, оборудования и соответствующих товаров и технологий двойного применения (назначения), работ, услуг, связанных с их производством;

- осуществляет лицензирование и разрешительные процедуры в пределах компетенции, предусмотренных законодательством Республики Казахстан;

- принимает решение о постановке на государственный учет или снятии с государственного учета ядерных материалов, источников ионизирующего излучения;

- согласовывает методики расчетов, относящиеся к обеспечению ядерной, радиационной и ядерной физической безопасности, представленные экспертной организацией;

- утверждает конструкции транспортных упаковочных комплектов, а также распространяет действие сертификатов-разрешений на них, утвержденных уполномоченными органами других стран, на территории Республики Казахстан;

- организует исследования по ядерной, радиационной и ядерной физической безопасности, обеспечению режима нераспространения ядерного оружия и мониторингу ядерных испытаний.

КАЭНК осуществляет государственный контроль соблюдения лицензиатом условий действия лицензии и, в случае их невыполнения, применяет санкции в пределах своей компетенции.

«Кодекс Республики Казахстан об административных правонарушениях» предусматривает наложение административных штрафов и лишение лицензии за нарушения установленных норм и правил при обращении с ядерными материалами и радиоактивными веществами.

#### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Закон Республики Казахстан от 12 января 2016 года № 442-V «Об использовании атомной энергии».
2. Закон Республики Казахстан от 23 апреля 1998 года № 219 «О радиационной безопасности населения».

КАЭНК МЭ РК возглавляет председатель, назначаемый на должность и освобождаемый от должности приказом Министра Энергетики РК.

Председатель Комитета осуществляет руководство и несет персональную ответственность за выполнение возложенных на Комитет задач и осуществление им своих функций; в пределах своих полномочий представляет Комитет в государственных органах и иных организациях.

Взаимодействие КАЭНК МЭ РК с иными государственными органами исполнительной власти, а также с организациями, ответственными за использование атомной энергии, осуществляется в соответствии с действующими законодательными и иными нормативными правовыми актами Республики Казахстан.

Уполномоченный орган Республики Казахстан в области использования атомной энергии обеспечивается кадровыми, финансовыми и техническими ресурсами, позволяющими ему выполнять возложенные функции.

#### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В данной работе рассмотрена нормативно-правовая база и основная структура регулирующего органа в области учета и контроля ядерных материалов в Республике Казахстан. Основным регулирующим документом является Закон Республики Казахстан «Об использовании атомной энергии» (новая редакция Закона вступила в силу в 2016 г.).

Были рассмотрены ратификации международных конвенций и договорно-правовых документов, касающихся ядерной безопасности.

Внесение изменений в законодательство РК в сфере использования атомной энергии позволило упорядочить систему регулирования отношений, установить и гармонизировать требования по безопасности на уровне международных стандартов, оптимизировать мероприятия, направленные на обеспечение безопасности, минимизировать затраты на их реализацию и исключить устаревшие нормы и восполнить пробелы.

В Республике Казахстан полностью сформирована система учета и контроля ядерных материалов. Она проводится на всех ядерных установках, на всех этапах топливного цикла, а также соответствует не только законодательству и нормам РК, но и современным требованиям международных организаций в данной области.

Надзор и контроль на ядерных установках по мирному использованию атомной энергии проводится, как местным регулирующим органом, так и международными инспекциями.

3. Правила организации государственных систем учета и контроля ядерных материалов и источников ионизирующего излучения в Республике Казахстан от 9 февраля 2016 года №628.
4. Технического регламента «Ядерная и радиационная безопасность исследовательских ядерных установок». Приказ Министра энергетики Республики Казахстан от 20 февраля 2017 года №59.
5. О внесении изменений и дополнений в приказ Министра энергетики Республики Казахстан от 7 октября 2014 года №42 «Об утверждении Положения государственного учреждения «Комитет атомного и энергетического надзора и контроля Министерства энергетики Республики Казахстан» и его территориальных органов». Приказ Министра энергетики Республики Казахстан от 24 января 2019 года №27.
6. О внесении изменения в приказ Министра энергетики Республики Казахстан от 13 ноября 2014 года №122 «Об утверждении квалификационных требований и перечня документов, подтверждающих соответствие им, для деятельности в сфере использования атомной энергии». Приказ Министра энергетики Республики Казахстан от 10 апреля 2017 года №132.
7. Об утверждении Положения государственного учреждения «Комитет атомного и энергетического надзора и контроля Министерства энергетики Республики Казахстан» и его территориальных органов. Приказ Министерства энергетики Республики Казахстан от 7 октября 2014 года №42.
8. Об утверждении стандартов государственных услуг в сфере использования атомной энергии. Приказ Министра энергетики Республики Казахстан от 22 апреля 2015 года №299.
9. Технический регламент «Ядерная и радиационная безопасность» Приказ Министра энергетики Республики Казахстан от 20 февраля 2017 года №58.
10. Закон Республики Казахстан от 19 февраля 2007 года №229 «О ратификации Дополнительного протокола к Соглашению между Республикой Казахстан и Международным агентством по атомной энергии и применению гарантий в связи с Договором о нераспространении ядерного оружия».
11. Об утверждении Правил организации инспекций Международного агентства по атомной энергии на территории Республики Казахстан. Постановление Правительства Республики Казахстан от 15 апреля 2016 года №227.
12. «Экологический кодекс Республики Казахстан» принят 9 января 2007 года №212 с изменениями и дополнениями. С 9 января 2007 года.
13. Закон Республики Казахстан от 16 мая 2014 года № 202-V «О разрешениях и уведомлениях» (с изменениями и дополнениями от 14.01.2016 г.).
14. Указ Президента РК от 1 февраля 2010 года № 922 «"О Стратегическом плане развития Республики Казахстан до 2020 года».
15. Распоряжение Премьер-Министра Республики Казахстан от 4 мая 2014 года № 60-р «Об утверждении «Плана первоочередных мероприятий по строительству атомных электростанций в Республике Казахстан» с внесением изменений и дополнений от 02 ноября 2016 года № 110-р.
16. Концепция развития топливно-энергетического комплекса Республики Казахстан до 2030 года от 28 июня 2014 года.
17. Концепция по переходу Республики Казахстан к «зеленой экономике», утверждена Указом Президента Республики Казахстан от 30 мая 2013 года № 577.

## **ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫНДАҒЫ ЯДРОЛЫҚ МАТЕРИАЛДАРДЫ ЕСЕПКЕ АЛУ ЖӘНЕ БАҚЫЛАУ САЛАСЫНДАҒЫ ҚҰҚЫҚТЫҚ РЕТТЕУ**

**А.Ж. Умархалинова, М.Ш. Тулегенов, Э.Р. Нуртазина, А.О. Бейсебаев**

*Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан*

Бұл жұмыста Қазақстан Республикасындағы ядролық материалдарды есепке алу және бақылау саласындағы құқықтық реттеуі қарастырылған. Қазақстан Республикасының атом энергиясын бейбіт мақсатта пайдалану саласындағы заңдары мен нормативтік актілері талданады. Республикада атом энергиясын пайдалануға арналған қолданыстағы ядролық қондырғылар мен объектілердің тізімі келтірілген.

Ықтимал қауіптілігіне байланысты заңнамалық және нормативтік-құқықтық негізге, сондай-ақ бейбіт мақсаттарда ғана қолдануға болатын қосарлы мақсаттағы материалдар мен технологиялардың болуына ерекше назар аударылды.

1995 жылы 11 тамызда күшіне енген ядролық қаруды таратпау туралы шарт негізінде Қазақстан Республикасы мен Атом энергиясы жөніндегі халықаралық агенттік арасындағы келісімге байланысты халықаралық кепілдіктерді қолдану қарастырылды.

Қазақстан Республикасының Энергетика министрлігінің бөлімі ретінде атом энергетикасы және электр энергетикасы саласындағы бақылау және іске асыру функцияларын жүзеге асыратын атомдық және энергетикалық қадағалау мен бақылау комитетінің қызметі талданады.

**Кілт сөздер:** ядролық материалдарды есепке алу және бақылау, АЭХА, құқықтық негіз, реттеуші орган, Қазақстан Республикасы.

**REGULATORY CONTROL FOR ACCOUNTING AND CONTROL  
OF NUCLEAR MATERIALS IN THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN**

**A.Zh. Umarkhalinova, M.Sh. Tulegenov, E.R. Nurtazina, A.O. Beisebayev**

*Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan*

In this paper, the legal regulation in the field of accounting and control of nuclear materials in the Republic of Kazakhstan is considered. The laws and regulations of the Republic of Kazakhstan in the field of peaceful use of atomic energy are analyzed. A list of existing nuclear facilities and facilities for the use of atomic energy in the republic is given.

Particular attention is paid to the legislative and regulatory framework, due to the potential danger of using atomic energy, as well as the presence of materials and technologies dual-use which can be used not only for peaceful purposes.

The application of international safeguards considered is in connection with the agreement between the Republic of Kazakhstan and IAEA on the basis of the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons, entered into force on August 11, 1995.

The activities of the committee of atomic and energy supervision and control of the Ministry of Energy of the Republic of Kazakhstan, which performs control and implementation functions in the field of atomic energy and electric power industry, are analyzed.

**Keywords:** accounting and control of nuclear materials, IAEA, legal basis, regulatory body, Republic of Kazakhstan.

УДК 539.91

**МЕССБАУЭРОВСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ МИНЕРАЛОВ,  
СОДЕРЖАЩИХСЯ В УГЛЯХ КАЗАХСТАНА**<sup>1)</sup> Верещак М.Ф., <sup>1)</sup> Манакова И.А., <sup>2)</sup> Шоқанов А.К.<sup>1)</sup> *Институт ядерной физики, Алматы, Казахстан*<sup>2)</sup> *Казахский Национальный педагогический университет им. Абая, Алматы, Казахстан*

Методами ядерной гамма-резонансной спектроскопии (МС), рентгеновской дифракции (РДА) и рентгенофлуоресцентного анализа (РФА) проведены исследования углей Казахстана Экибастузского, Шубаркольского и Каражыринского месторождений. Установлено, что железо в углях содержится в двух- и трехвалентном состоянии. Двухвалентное железо формирует минерал сидерит  $\text{FeCO}_3$ , трехвалентное железо – минерал пирит  $\text{FeS}_2$ . При сжигании угля, как пирит, так и сидерит, при температуре  $\sim 500^\circ\text{C}$  разлагаются на Fe, оксид серы  $\text{SO}_2$  и двуокись углерода  $\text{CO}_2$ . Процесс сжигания угля происходит при высоких температурах с образованием золы, содержащей вновь образованные минералы – магнетит  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ , гематит  $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ , муллит  $\text{Al}_6\text{Si}_2\text{O}_{13}$ , герценит  $\text{FeAl}_2\text{O}_4$  в составе ферро- и ценосфер.

**ВВЕДЕНИЕ**

Уголь является одним из древнейших видов топлива, он вплоть до середины XX века служил основным источником энергии. Он состоит из органического и минерального вещества. Богатая углеродом органическая часть является носителем тепловой энергии. Минеральная компонента только ухудшает качество угля как топлива. В связи с этим, угольная энергетика оставляет очень заметный след, как на земле, так и в атмосфере [1]. При сжигании углей минеральные компоненты преобразуются в золу и шлак, которые складываются как отходы энергетического производства. Накопленная к настоящему времени масса золоотвалов в мире – огромна. Золоотвалы создают большую экологическую напряженность в регионах, представляя угрозу для окружающей среды и здоровья людей. Из сказанного следует, что золоотвалы наносят большой экологический, экономический и социальный ущерб. Следовательно, проблема утилизации золошлаковых материалов требует безотлагательного решения [2, 3].

Угольная промышленность Казахстана – одна из наиболее крупных отраслей экономики и по объему добычи угля в СНГ уступает лишь России. Около 80% энергообеспечения Казахстана осуществляется за счет использования этого топлива [4].

В настоящее время мировое сообщество осознало необходимость поиска новых энергохимических источников в связи с неуклонным сокращением нефтяных ресурсов нашей планеты. Решением проблемы может стать искусственное получение из угля жидкого топлива. Этот вид синтетического продукта представляет собой более удобную форму для сжигания, а также избавлен от большинства вредных для окружающей среды компонентов. По химическому составу уголь и нефть очень близки. Отличие заключается в весовом соотношении водорода к углероду (в угле 4–8%, в нефти 11–15%). Полученный химическим путем за счет доноров водорода жидкий уголь может использоваться в качестве котельного топлива (ана-

лог мазута из нефти), бензина, керосина и других синтетических продуктов. Следует заметить, что нефтяные запасы в Казахстане истощаются, запасы каменного угля также безграничны. Для получения синтетической нефти пригодны Д, ОС и СС марки угля, но для Казахстана особенно перспективна переработка бурого угля. Запасы его огромны, а эффективность сжигания для получения тепла – не самая высокая [2, 4].

При определенных условиях в жидкую форму переходит почти весь уголь. Главное условие достижения результата (около 800 кг жидкого угля из одной тонны сырья) – наличие в угле 35% летучих веществ [2].

Целью настоящей работы являлось комплексное исследование углей Казахстана Экибастузского, Шубаркольского и Каражыринского месторождений. Полученная информация о фазовом и элементном составе указанных углей представляет интерес для прогнозирования их поведения при высоких температурах. Результаты исследований могут быть использованы при разработке дистанционных технологий мониторинга продвижения огневого забоя при отработке угольных пластов методами управляемого сжигания.

Экибастузский уголь является основным видом топлива для ТЭЦ Казахстана, т.к., несмотря на высокую зольность, имеет низкую стоимость. Зольность более 40%, содержание летучих компонентов – 25%, теплотворная способность 3520–3800 ккал/кг. По качественным характеристикам относится к каменным углям марки СС (слабоспекающийся). Уголь Шубаркольского месторождения относится к каменным углям марки Д (длиннопламенный), образует очень мало золы (5–13%), имеет низкое содержание серы (до 0,5%) и высокую теплотворную способность (5200–5700 ккал/кг), содержание летучих компонентов 43–44%. Уникальное сочетание в этом угле высокой теплотворной способности и низкой зольности особенно ценно при его использовании для коммунально-

бытовых нужд. Кроме того, он широко применяется в качестве сырья для получения специальных видов кокса. Уголь марки Д может гореть без поддува. Эта особенность позволяет использовать его в частных котельных. Каражыринский уголь, так же, как и Шубаркольский, относится к каменным углям марки Д, но по зольности и горению отличается: зольность 12–25%; содержание летучих веществ 47%; теплота сгорания 4550–7016 ккал/кг. Основными потребителями этого угля являются цементные, металлургические предприятия и коммунально-бытовой сектор.

Экспорт Казахстанского угля в страны ЕС ограничен только углем Шубаркольского месторождения, который соответствует требованиям ЕС по зольности и теплотворной способности.

#### ОБРАЗЦЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Основным методом исследования в настоящей работе является Мессбауэровская спектроскопия, позволяющая детальное определение фазового состава железосодержащих минералов и электронной структуры железа в них. Для исследований навески из расчета 100 мг/см<sup>2</sup> смешивали с парафином и готовили поглотители. Мессбауэровские спектры образцов регистрировали в геометрии на пропускание на спектрометре MS-1104Em при комнатной температуре, источником  $\gamma$ -квантов служил <sup>57</sup>Co в матрице хрома. Обработку мессбауэровских спектров выполняли с помощью программы SpectrRelax. Подробное описание методики мессбауэровской спектроскопии [5, 6].

#### РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунке 1 приведены мессбауэровские спектры исследуемых углей.

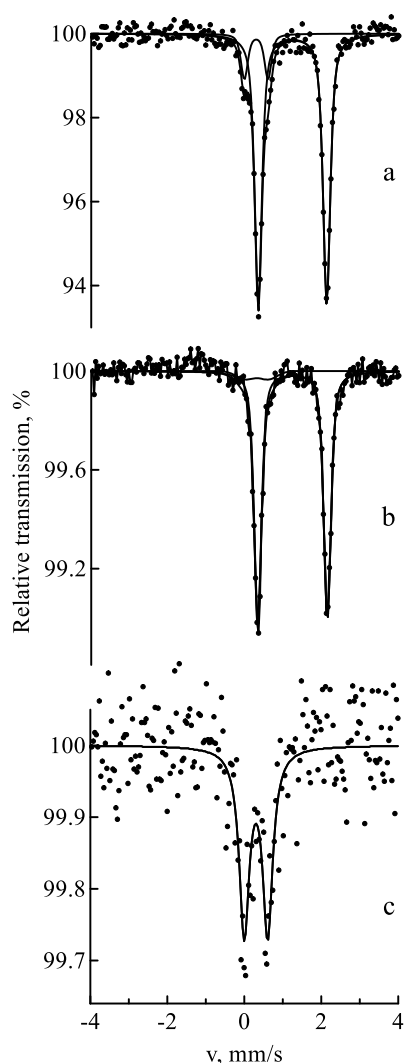


Рисунок 1. Мессбауэровские спектры на ядрах <sup>57</sup>Fe углей различных месторождений: а – Экибастуз; б – Шубарколь; с – Каражыра

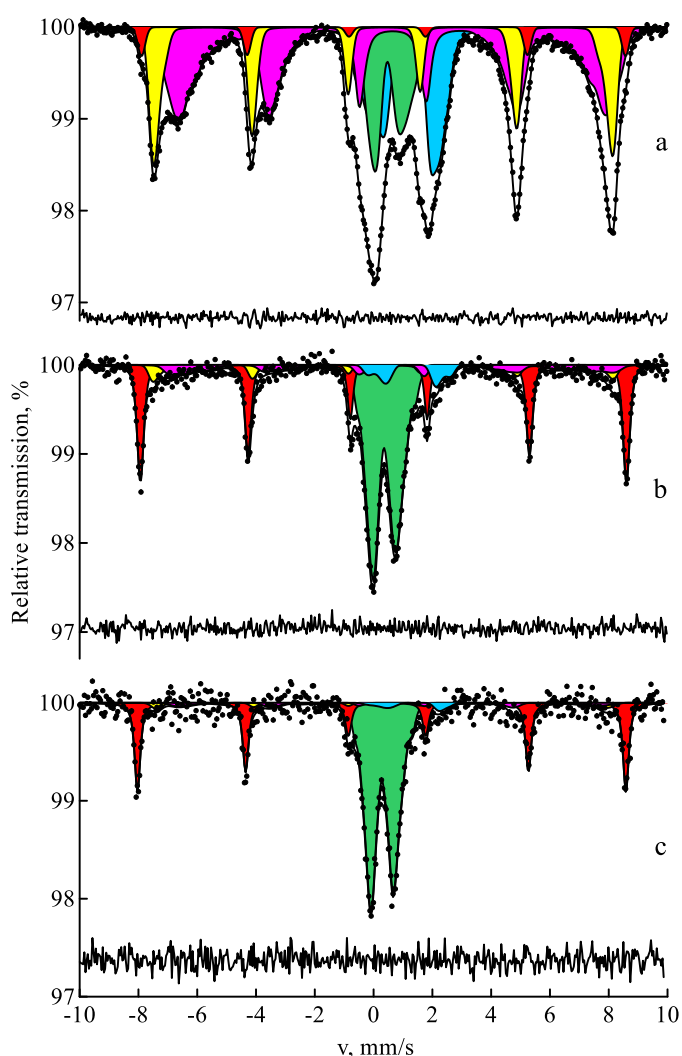


Рисунок 2. Мессбауэровские спектры на ядрах <sup>57</sup>Fe зол, полученных при сжигании углей различных месторождений: а – Экибастуз; б – Шубарколь; с – Каражыра

Спектр Экибастузского угля состоит из двух дублетов. По параметрам сверхтонких взаимодействий первый из них (преобладающий) принадлежит двухвалентному железу  $Fe^{2+}$  в кристаллической структуре карбоната железа – сидерита  $FeCO_3$ . Оставшаяся часть экспериментальной кривой ( $13 \pm 1\%$ ) хорошо интерпретируется мессбауэровскими параметрами трехвалентного железа  $Fe^{3+}$  в кристаллической структуре сульфида железа – пирита  $FeS_2$ . По данным рентгеновской дифракции основная фаза Экибастузского угля представлена аморфным веществом, что на рентгенограммах проявляется широким гало. Спектр Шубаркольского угля аналогичен спектру Экибастузского угля, однако содержание пирита в нем значительно меньше. Спектр Каражыринского угля представлен исключительно пиритом. По данным РФА содержание железа в Экибастузском, Шубаркольском и Каражыринском углях составило 2,13%, 0,67% и 0,31% соответственно. Мессбауэровская спектроскопия по интенсивности площадей под спектрами качественно подтверждает данные РФА.

На рисунке 2 приведены мессбауэровские спектры летучих зол после сжигания исследуемых углей. Как видно, зола по своему составу существенно отличается от исходных минеральных компонентов из-за частичных их изменений под воздействием высоких температур. Хорошо известно по реакциям, протекающим в доменной печи, что смесь окиси и двуокиси углерода восстанавливает руду до металлического железа в том случае, если отношение  $CO_2/CO$  поддерживается ниже определенного значения, которое зависит от температуры. Если это значение выше, то железо будет окисляться. При нормальном сгорании угля образуется газовая смесь, содержащая достаточное количество двуокиси углерода, чтобы окислить железо. Если присутствуют небольшие количества соединений серы, то окисление продуктами сгорания происходит быстрее.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Кизильштейн, Л. Я. Геохимия и термохимия углей / Л. Я. Кизильштейн; – Ростов на Дону: Изд-во Рост. Ун-та, 2006. – 252 с.
2. Николаев, С.В. Современные процессы переработки угля / С. В. Николаев, Ф. Н. Латыпова, С. Ю. Шавчукова // Башкирский химический журнал. – 2009. – Т. 16, №3. – С. 122 – 132.
3. Крапчин, И. П. Технические возможности и экономическая эффективность расширения сфер и направлений использования углей в обозримой перспективе / И. П. Крапчин, Т. И. Кузьмина // Уголь. – 2011. – №6. – С. 14–18.
4. Ермагамбет, Б. Глубокая переработка углей Казахстана / Б. Ермагамбет, Б. Касенов, К. Досумов и др. // Промышленность Казахстана. – 2014. – №1 (82). – С. 24–28.
5. Manakova, I. A. Laws of thermally induced formation of phases in  $\alpha$ -Fe with a titanium coating upon isochronous annealings / I. A. Manakova, M. F. Vereshchak, L. S. Sergeeva, A. K. Shokanov, V. I. Antonyuk, V. S. Rusakov et al. // Physics of Metals and Metallography. – 2010. – V. 109, No. 5. – P. 447–460.
6. Kadyrzhanov, K. K. Structure-phase transformations in the Be-Fe-Be layered system subjected to irradiation and thermal treatment / K. K. Kadyrzhanov, M. F. Vereshchak, I. A. Manakova, A. N. Ozernoy, V. S. Rusakov // Journal of Physics and Chemistry of Solids. – 2013. – 74(8) – P. 1078–85.
7. Anshits, N. N. Coal fly ash cenospheres and their application for immobilization of liquid radioactive waste / N. N. Anshits, T. A. Vereshchagina, E. V. Fomenko, D. M. Kruchek, O. A. Bajukov, I. D. Zykova et al // Proc 10th Intern Conf on Environ Remed and Rad Waste Manag (ICEM'05) Glasgow, Scotland, Sept 4–8, 2005 – Glasgow, 2005. – P. I223 (8 p).
8. Taneja, S. P. Characterization of iron phases in coal ash from thermal power plant / S. P. Taneja, K. S. Harchand, D. Raj, K. Chandra // Fuel Processing Technology. – 1991. – 29(3). – P. 209–217.

В составе летучей золы Экибастузского угля магнитоупорядоченное железо находится в структуре  $Fe_3O_4$  (45%) и  $Fe_2O_3$  (11%). Известно, что формирование окиси железа  $Fe_2O_3$  происходит в окислительной атмосфере при температуре до  $1380^\circ C$ . При большей температуре формируется  $Fe_3O_4$  [7, 8]. Температура в топочном факеле теплоагрегата ТЭЦ, где была сформирована зола от сжигания Экибастузского угля,  $1500$ – $1950^\circ C$ , что способствует образованию  $Fe_3O_4$ . В составе летучей золы Шубаркольского и Каражыринского углей магнитоупорядоченное железо находится преимущественно в форме  $Fe_2O_3$  (32%). Железо в форме  $Fe_3O_4$  присутствует в значительно меньших количествах (16 и 6% соответственно). Это указывает на температуру в топочных агрегатах, где формировались эти золы, значительно меньшую  $1380^\circ C$ .

## Выводы

Минералогический состав неорганической части углей значительно различается как от месторождения, так и от различных участков одного и того же месторождения. Железо в углях содержится в двух- и трехвалентном состояниях. Двухвалентное железо формирует минерал сидерит  $FeCO_3$ , трехвалентное железо – минерал пирит  $FeS_2$ . При сжигании угля, как пирит, так и сидерит, при температуре  $\sim 500^\circ C$  разлагаются на Fe, оксид серы  $SO_2$  и двуокись углерода  $CO_2$ . Процесс сжигания угля происходит при высоких температурах с образованием золы, содержащей вновь образованные минералы – магнетит  $Fe_3O_4$ , гематит  $\alpha$ - $Fe_2O_3$ , муллит  $Al_6Si_2O_{13}$ , герценит  $FeAl_2O_4$  в составе ферро- и ценосфер. Установлено, что пирит и сидерит являются прекурсорами магнитных микросфер, образующихся в летучих золах при сжигании исследуемых углей.

*Работа выполнена при поддержке Комитета науки Министерства образования и науки Республики Казахстан (проект AP05130144).*



**ҚАЗАҚСТАНДАҒЫ КӨМІР ҚҰРАМЫНДА КЕЗДЕСЕТІН  
МИНЕРАЛДАРДЫ МЕССБАУЭРЛЫҚ ЗЕРТТЕУ**

<sup>1)</sup> М.Ф. Верещак, <sup>1)</sup> И.А. Манакова, <sup>2)</sup> А.К. Шоканов

<sup>1)</sup> *Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан*

<sup>2)</sup> *Абай атындағы Қазақ ұлттық педагогикалық университеті, Алматы, Қазақстан*

Ядролық гамма-резонанстық спектроскопия (МС), рентгендік дифракция (РДА) және рентгенфлуоресценттік талдау (РФТ) әдістері арқылы Қазақстанның Екібастұз, Шұбаркөл және Қаражыра кен орындарындағы көмірді зерттеу жұмыстары жүргізілді. Көмірдегі темір екі- және үшвалентті күйлерде болатындығы анықталды. Еківалентті темір сидерит минералын  $\text{FeCO}_3$ , ал үшвалентті темір – пирит минералын  $\text{FeS}_2$  қалыптастырады. Көмірді жаққан кезде,  $\sim 500$  °С температурада пирит те, сидерит те Fe, күкірт тотығына  $\text{SO}_2$  және көміртектің қостотығына  $\text{CO}_2$  ыдырайды. Көмірді жағу процесі жоғары температуралар жағдайында жүргізіледі, сондай-ақ бұл процесс барысында ферро- және ценосфералар құрамында жаңадан түзілген – магнетит  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ , гематит  $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ , муллит  $\text{Al}_6\text{Si}_2\text{O}_3$ , герценит  $\text{FeAl}_2\text{O}_4$  минералдары бар күл түзіледі.

**MÖSSBAUER RESEARCH OF MINERALS CONTAINED IN COALS OF KAZAKHSTAN**

<sup>1)</sup> M.F. Vereshchak, <sup>1)</sup> I.A. Manakova, <sup>2)</sup> A.K. Shokanov

<sup>1)</sup> *Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan*

<sup>2)</sup> *Abai Kazakh National Pedagogical University, Almaty, Kazakhstan*

The methods of nuclear gamma-resonance spectroscopy (MS), X-ray diffraction (XRD) and X-ray fluorescence analysis (XRF) have been used to study the Kazakhstan's coal from the deposits Ekibastuz, Shubarkol and Karazhyrinsky. It has been established that iron in the coals is contained in the divalent and trivalent states. The divalent iron forms siderite mineral  $\text{FeCO}_3$ , the trivalent iron forms pyrite mineral  $\text{FeS}_2$ . During combustion of coal both pyrite and siderite decompose into Fe, sulfur oxide  $\text{SO}_2$  and carbon dioxide  $\text{CO}_2$  at the temperature of  $\sim 500$  °C. The process of coal combustion occurs at high temperatures with formation of ash that contains the newly formed minerals – magnetite  $\text{Fe}_3\text{O}_4$ , hematite  $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ , mullite  $\text{Al}_6\text{Si}_2\text{O}_3$ , hercynite  $\text{FeAl}_2\text{O}_4$  in the composition of the ferro- and cenospheres.

УДК: 538.97+ 539.26

**ИОННО-ИНДУЦИРОВАННЫЕ СТРУКТУРНО-ФАЗОВЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ  
В АУСТЕНИТНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЯХ 12X18H10T, AISI 316 И AISI 304**<sup>1,2)</sup> Бедельбекова К.А., <sup>1)</sup> Озерной А.Н., <sup>1)</sup> Верещак М.Ф., <sup>1)</sup> Манакова И.А., <sup>2)</sup> Дегтярева А.С.<sup>1)</sup> *Институт ядерной физики, Алматы, Казахстан*<sup>2)</sup> *Казахский национальный исследовательский технический университет  
им. К.И. Сатпаева, Алматы, Казахстан*

В настоящей работе методами мессбауэровской спектроскопии конверсионных электронов, рентгенографии и сканирующей микроскопии исследовали ионно-индуцированные структурно-фазовые превращения в аустенитных нержавеющей сталях 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304. Установлено, что электронная структура мессбауэровских атомов в нержавеющей сталях AISI 304 и AISI 316 не отличаются. Следовательно, молибден не оказывает влияния на ближний порядок <sup>57</sup>Fe в стали AISI 316. Имплантация собственных атомов (<sup>57</sup>Fe) в сталь AISI 316 приводит, как и в случае со сталью AISI 304 и 12X18H10T к мартенситным превращениям. Среди трех сталей наиболее стабильной к ионно-индуцированным структурно-фазовым превращениям оказалась сталь AISI 316.

**Ключевые слова:** имплантация, конверсионная и абсорбционная мессбауэровская спектроскопия, рентгеновская дифракция, программа STRIM, радиационные повреждения.

**ВВЕДЕНИЕ**

Исследования в области радиационного материаловедения и физики твердого тела в странах ближнего зарубежья, также как и во всех ведущих научных центрах США, Европы и Японии, не прекращаются уже многие годы, поскольку разработка конструкционных материалов для эксплуатируемых и перспективных ядерных установок всегда остается важной научно-технической проблемой, связанной с обеспечением их долговечности и безопасного функционирования.

Основные требования к атомным электростанциям будущего – это повышение эксплуатационного ресурса до 50 лет, увеличение выгорания ядерного топлива, обеспечивающего экономические показатели, сопоставимые с тепловыми станциями (в перспективе – работающими на природном газе), безусловное обеспечение радиационной и экологической безопасности.

Материалы активной зоны реактора эксплуатируются при значительных механических и тепловых нагрузках в условиях одновременного химического (со стороны теплоносителя и ядерного топлива) и радиационного воздействия. Для успешной эксплуатации реактора одной из главных причин является сохранение размерных соотношений конструкционных и тепловыделяющих элементов и обеспечение заданных пределов изменения базовых механических свойств материалов в условиях комплексного воздействия в течение периода эксплуатации реактора. Несмотря на значительный накопленный опыт, исчерпывающего решения, которое бы отвечало современным требованиям в атомной энергетике, до сих пор не выработано. Все используемые технические решения критических узлов основаны на компромиссах.

Решение материаловедческой проблемы сдерживается необходимостью проведения экспериментальных материаловедческих облучений в промышленных быстрых реакторах большой мощности для дос-

тижения интегральных доз по быстрым нейтронам на уровне 100÷110 смещений на атом (с.н.а).

Проведение нейтронных облучений в условиях промышленного реактора связано со значительными материальными и временными (15÷20 лет облучения) затратами. Рациональный путь ускорения разработки стойких конструкционных материалов активной зоны реакторов различного типа состоит в проведении облучений ускоренными тяжелыми металлическими ионами с энергией (1,5÷2) МэВ в условиях, имитирующих реакторные.

Основные физические представления о механизмах эволюции материалов под воздействием радиации сформированы преимущественно на основе результатов лабораторных экспериментов с низкой радиационной нагрузкой. Это не позволяет использовать разработанные модельные представления для оценки ресурсных возможностей конструкционных материалов.

Актуально использование ядерной гамма-резонансной спектроскопии, как современного метода диагностики структуры и свойств материалов. В отличие от подходов к исследованиям, развитых в ведущих ядерных центрах располагающими передовыми инструментальными возможностями в настоящей работе сделали акцент на применении мессбауэровской спектроскопии как эффективного метода неразрушающего анализа, информационный потенциал которого позволяет исследовать динамику и механизмы структурно-фазовых радиационно-стимулированных превращений в материалах. Эффект Мессбауэра позволяет измерять сверхтонкие электрические и магнитные поля на ядрах <sup>57</sup>Fe, которые определяются локальным атомным окружением. С учетом этого, в мессбауэровском эксперименте могут быть определены фазы, в которых локализируются атомы железа. Облучение ионами <sup>57</sup>Fe позволяет проводить мессбауэровские исследования на атомах, непосредственно создающих радиационные повреждения.

Изучению физико-химического состояния вещества с помощью мессбауэровской спектроскопии со всем многообразием ее методических подходов посвящено большое количество монографий и оригинальных статей [1–2].

Нержавеющие стали аустенитного класса широко используются в качестве конструкционных материалов атомных реакторов. Изучение их поведения в поле ионизирующих излучений и при экстремальных механических и тепловых нагрузках является предметом многих исследователей. Так, в работе [3] авторами проведено абсорбционное ЯГР-исследование облученных образцов перспективной оболочечной стали ОХ16Н15М3Т1 в потоке нейтронов исследовательского реактора ИВВ-2 после криогенного облучения при 80 К и температуре теплоносителя 350 К. Обнаружена субструктура парамагнитной резонансной линии и исследованы закономерности изменения изомерного сдвига и соотношения площадей линий спектра в зависимости от условий облучения. Для исследования авторы выбрали образцы с флюенсами по быстрым нейтронам  $1,7 \times 10^{18}$ ,  $1,5 \times 10^{19}$  нейтр/см<sup>2</sup> для криогенного облучения и  $1 \times 10^{19}$  нейтр/см<sup>2</sup> при температуре теплоносителя. Авторы в работе [4] провели исследования сверхтонких взаимодействий и фазовых превращений в аустенитных коррозионно-стойких сталях 06X16H15M3B и 12X18H10T, подвергнутых комплексной термомеханической обработке, облучению, сварке и коррозии. Экспериментально установили изменение структурной и фазовой стабильности сталей под действием  $\gamma$ -облучения, наиболее заметно выраженное при наличии структурно-фазовых неоднородностей, характерное для процесса холодной пластической деформации. Выявили совместное воздействие холодной пластической деформации и облучения на развитие прямого и обратного аустенитно-мартенситного превращения.

Нержавеющая хромоникелевая молибденовая сталь AISI 316 является улучшенной модификацией стали AISI 304 за счет добавления 2,5% молибдена. Сталь этой марки особенно устойчива к коррозии, высоким температурам и агрессивным средам, что позволяет широко использовать её для производства твэлов активной зоны промышленных реакторов на быстрых нейтронах. Таким образом, актуальность выбранного направления исследований соответствует современным тенденциям развития науки и техники.

В настоящей работе мессбауэровские исследования проводились в двух режимах: 1) в стандартной геометрии на пропускание (МС) и 2) с регистрацией электронов конверсии из поверхности материала (КЭМС). В первом случае мессбауэровские спектры содержали информацию о всех имплантированных атомах <sup>57</sup>Fe. В случае КЭМС регистрировались только атомы Fe, находящиеся в приповерхностном облученном слое толщиной около 0,1 мкм. Толщина оп-

ределялась глубиной выхода конверсионных электронов <sup>57</sup>Fe, имеющих энергии 7,3–13,6 кэВ.

Электронная микроскопия и рентгенографические данные в нашей работе были дополнительными.

#### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

Для облучения ионами железа-57 были подготовлены образцы сталей 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304 в виде пластин размером  $(10 \times 10 \times 0,05)$  мм<sup>3</sup>, подвергнутые шлифовке, полировке и последующему отжигу при температуре 800 °С в течение двух часов в вакууме  $1 \times 10^{-6}$  мм рт. ст.

Проведено облучение образцов сталей 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304 ионами <sup>57</sup>Fe. Имплантацию ионов осуществляли на электростатическом перезарядном ускорителе тяжелых ионов УКП-2-1. Плотность ионного тока составляла 90 нА, энергия непрерывного потока ионов – 1 МэВ, флюенс –  $5 \times 10^{16}$  ион/см<sup>2</sup>.

Выполнены расчеты дозы облучения с помощью программы SRIM-2008 [5], которые позволили оценить степень воздействия ионного пучка на кристаллические решетки облучаемых материалов. После облучения нержавеющей сталей ионами железа с энергией 1 МэВ и флюенсом  $5 \times 10^{16}$  ион/см<sup>2</sup> доза облучения составила 200 сна (смещений на атом), а проективный пробег – около 350 нм, это означает предельно сильное воздействие облучения на поверхность.

Исследование структурно-фазового состава сталей до и после облучения проводили методами мессбауэровской спектроскопии и рентгеноструктурного анализа. Поскольку глубина проникновения ионов в материал была выбрана соизмеримой с толщиной доступной для зондирования методом конверсионной мессбауэровской спектроскопии (КЭМС) [6], то регистрация электронов внутренней конверсии позволяла детально просмотреть зону, подвергнутую радиационному воздействию.

Измерения КЭМС-спектров проводили на спектрометре MS-110Em при комнатной температуре. Источником  $\gamma$ -квантов служил <sup>57</sup>Co в матрице хрома.

Анализ и обработку мессбауэровских спектров проводили методами модельной расшифровки и восстановления функций распределения сверхтонких параметров парциальных спектров с помощью программного комплекса MSToolS и SpectrRelax [7].

Рентгеноструктурный анализ выполняли на дифрактометре D8 ADVANCE фирмы BRUKER. Дифрактограммы измерялись на облученной части образца, а также на обратной стороне в диапазоне углов  $2\theta = (20 \div 90)^\circ$ , шаг сканирования по углу составил  $0,02^\circ$ , время стояния в точке – 1,0 с.

Элементный состав приповерхностного слоя определяли с помощью электронного растрового микроскопа JEOL JSM-6610. Максимальная концентрация Fe в стали 12X18H10T – около 1,9 ат.% имплантированных атомов <sup>57</sup>Fe.

Далее, после исследований электронной, магнитной и кристаллической структуры, а также определения элементного состава облученные ионами  $^{57}\text{Fe}$  образцы сталей 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304 отжигались в вакууме при температурах  $(200 \div 850)^\circ\text{C}$  с шагом  $100^\circ\text{C}$  в течение двух часов при каждой температуре. После отжигов проводились исследования структур методами мессбауэровской спектроскопии в геометрии обратного рассеяния с регистрацией электронов внутренней конверсии и рентгеноструктурного анализа.

Согласно сложившимся в настоящее время представлениям мартенситное превращение рассматривается как фазовое превращение в однокомпонентной системе. Оно является одним из наиболее распространенных превращений в твердом состоянии и подчиняется основным закономерностям фазовых превращений [8].

Структурно-фазовое состояние аустенитных коррозионно-стойких сталей и его изменения, включающие фазовые превращения, модифицирование структуры, выпадения вторых фаз и т.п., во многом определяют эксплуатационные свойства изделий и конструкций в условиях воздействия термических, механических, радиационных нагрузок, а также коррозионно-активных сред. В частности, большое внимание уделяется  $\gamma \rightarrow \alpha$  превращению, протекающему в аустенитных сталях при механическом и радиационном воздействии, причем механизм этого превращения различен. Экспериментальные данные свидетельствуют, что существует тесная взаимосвязь между протеканием  $\gamma \rightarrow \alpha$  превращения, вызванного холодной деформацией, внешним давлением, выделением оксидных фаз, микролегированием и изменением текстуры сталей, сегрегацией примесей на поверхности и границах раздела, величиной зерна аустенита. Это указывает на необходимость комплексного исследо-

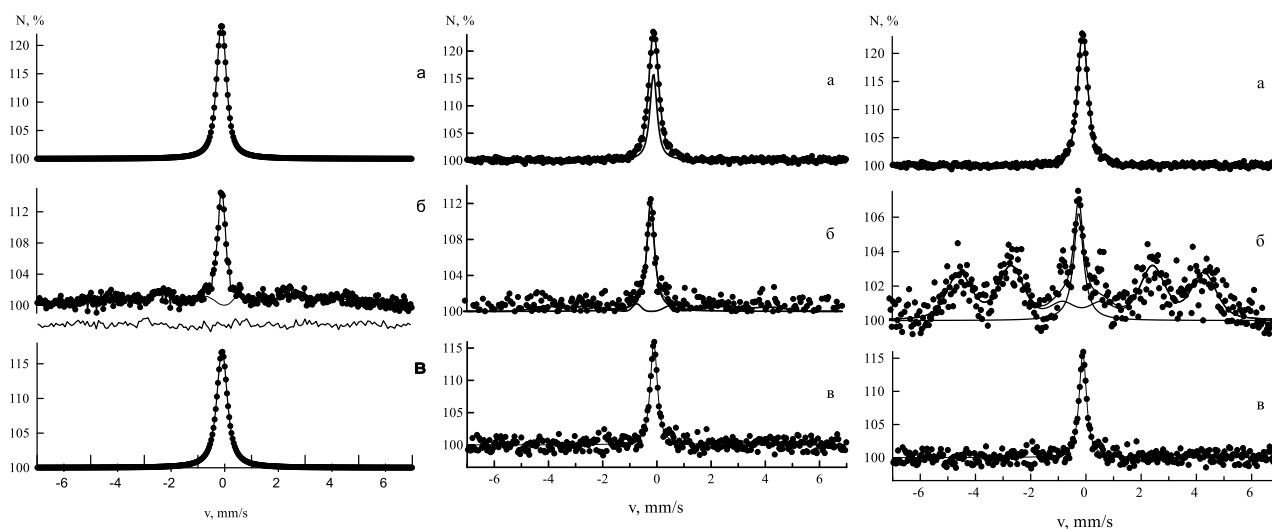
вания  $\gamma \rightarrow \alpha$  превращения при термомеханической обработке и облучении сталей.

Мессбауэровское исследование  $\gamma \rightarrow \alpha$  превращений в приповерхностных слоях аустенитных сталей показало существенное отличие протекания  $\gamma \rightarrow \alpha$  превращения в приповерхностных слоях от аналогичного превращения в объеме сталей при холодной пластической деформации и коррозии в различных средах. При ТМО аустенитных коррозионно-стойких сталей применяются температурные режимы, включающие, в частности, аустенизацию (отжиг или закалку), различные стабилизирующие отжиги, а также вакуумную горячую и холодную (при комнатной температуре) деформации. В указанных процессах используется эффект существования  $\alpha \rightarrow \gamma$ ,  $\gamma \rightarrow \alpha$  превращений. Сущность технологического поиска ТМО заключается в том, чтобы получить благоприятное структурно-фазовое состояние материала, обуславливающего реализацию требуемых радиационных, коррозионных и механических свойств. Наименее изучены экспериментально эти превращения в приповерхностных слоях сталей.

Холодная деформация при комнатной температуре приводит к развитию в приповерхностных слоях мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$  превращения, интенсивность которого зависит от состава стали и степени обжатия.

Известно, что реакторное облучение нейтронами сопровождается облучением  $\gamma$ -квантами. В активных зонах реакторов поток  $\gamma$ -излучения с энергией более  $0,2 \text{ МэВ}$  составляет  $10^{13} - 10^{16} \text{ см}^{-2}$ , что приводит к радиационному  $\gamma$ -отжигу. При этом соответственно изменяются и свойства облучаемого материала.

Для тонких фольг проявляется специфическая особенность при деформировании, по-видимому, играющая важную роль при прокатке тонкой ленты. Холодная деформация приводит к частичному  $\gamma \rightarrow \alpha$  превращению, зависящему от содержания никеля в сталях.



а – до облучения; б – после облучения; в – после отжига при температуре  $800^\circ\text{C}$ , 2 ч.

Рисунок 1. КЭМС стали 12X18H10T

Рисунок 2. КЭМС стали AISI 316

Рисунок 3. КЭМС стали AISI 304

На рисунке 1, 2 и 3 приведены результаты исследований сталей 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304 методом мессбауэровской спектроскопии до и после облучения.

Как правило, до облучения, стали немагнитны и структура сталей однофазная. Мессбауэровские спектры до облучения представляют собой одиночные несколько уширенные линии (см. рис. 1 а, 2 а, 3 а). Подобные спектры интерпретируются функциями распределения изомерных сдвигов или квадратурным расщеплением, что в первом приближении не противоречит сложившимся подходам при анализе атомной структуры неупорядоченных сплавов с кубической решеткой [9, 10].

Спектры облученных сталей 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304 ионами  $^{57}\text{Fe}$  с энергией 1 МэВ дозой  $5 \times 10^{16}$  част/см<sup>2</sup> представляют собой суперпозицию парамагнитной линии аустенита и секстета мартенсита (см. рис. 1 б, 2 б и 3 б). Вероятно, наблюдаемое уширение линии в спектрах сталей после облучения связано с упругими напряжениями, причем источниками полей деформации в решетке могут быть вакансии и различные комплексы дефектов вакансионного и междоузельного типов. Облучение приводит к разным наборам радиационных дефектов. При комнатной температуре облучения дислокации и неподвижные вакансии являются эффективными стоками точечных дефектов, поэтому наиболее вероятно образование скоплений междоузельного типа и мелких вакансионных кластеров.

При имплантации ионов  $^{57}\text{Fe}$  в стали марки AISI 316 и AISI 304 и 12X18H10T наблюдается переход из аустенитной ГЦК фазы в мартенситную ОЦК-фазу. Принято связывать факт протекания фазового перехода с сильными внутренними напряжениями, развивающимися в поверхностном слое сплава в ходе ионной имплантации и релаксирующими в результате превращения.

В таблице 1 и 2 приведены мессбауэровские параметры КЭМС спектров нержавеющей сталей до об-

лучения и после. Отличие изомерных сдвигов для данных сталей, вероятно, можно объяснить их различным элементарным составом. Только для стали AISI 316 не наблюдается изменение изомерного сдвига. Сравнив площади мартенситной фазы, можно сделать вывод, что мартенситные превращения идут интенсивнее в стали марки AISI 304, затем в 12X18H10T и наименее слабо проявляются в стали марки AISI 316. Наиболее подходящим объяснением является различное содержание Ni, стабилизирующего аустенит и сдерживающего образование мартенсита.

Рентгенодифрактометрический анализ стали AISI 316 показал, что на дифрактограммах облученных сталей помимо рефлексов аустенита  $\gamma(111)$ ,  $\gamma(200)$ ,  $\gamma(220)$  и  $\gamma(311)$  присутствуют рефлексы мартенсита  $\alpha(110)$ ,  $\alpha(200)$  и  $\alpha(220)$ . Дифрактограммы для сталей марки AISI 304 и 12X18H10T – аналогичны. Эти данные находятся в согласии с мессбауэровскими измерениями. Таким образом, облучение ионами  $^{57}\text{Fe}$  создает такой уровень дефектов, который приводит к фазообразованию в приповерхностном слое.

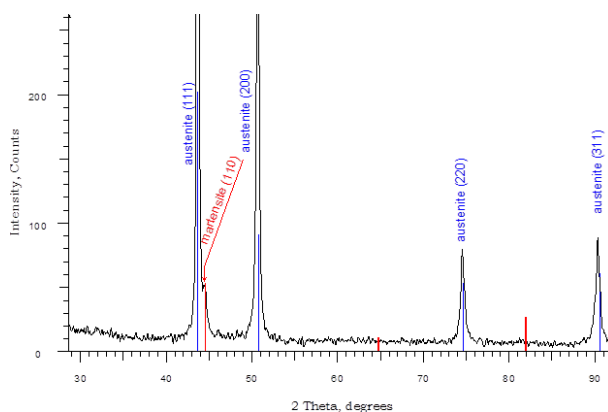


Рисунок 4. Рентгеновские дифрактограммы стали AISI 316 после облучения

Таблица 1. Параметры КЭМС-спектров нержавеющей сталей до облучения ионами  $^{57}\text{Fe}$

Марка стали	Аустенитная фаза			
	I, %	$\delta$ , мм/с	$\epsilon$ , мм/с	$\Gamma$ , мм/с
12X18H10T	100	-0,104±0,0007	0,064±0,005	0,389±0,011
AISI 316	100	-0,087±0,002	0,065±0,011	0,414±0,026
AISI 304	100	-0,127±0,005	0,027±0,005	0,427±0,007

Таблица 2. Параметры КЭМС-спектров нержавеющей сталей после облучения ионами  $^{57}\text{Fe}$

Марка стали	Аустенитная фаза				Мартенситная фаза	
	I, %	$\delta$ , мм/с	$\epsilon$ , мм/с	$\Gamma$ , мм/с	I, %	$H_{ср}$ , кЭ
12X18H10T	43,0±1,8	-0,116±0,002	0	0,369±0,006	57,0±1,8	256,3±2,0
AISI 316	63,5±3,1	-0,087±0,003	0	0,470±0,040	36,5±3,1	233,86±10,00
AISI 304	18,7±0,9	-0,121±0,006	0	0,428±0,023	81,3±0,9	274,63±0,080

**ИОННО-ИНДУЦИРОВАННЫЕ СТРУКТУРНО-ФАЗОВЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ  
В АУСТЕНИТНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЯХ 12X18H10T, AISI 316 И AISI 304**

Таблица 3. Элементный состав сталей 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304 до и после облучения ионами  $^{57}\text{Fe}$

Образец	C, вес.%	O, вес.%	Ti, вес.%	Cr, вес.%	Fe, вес.%	Ni, вес.%	Mo, вес.%
12X18H10T необл.	11,2	4,5	1,0	14,4	58,6	10,97	–
12X18H10T обл.	18,1	3,3	0,8	13,5	54,7	10,8	–
AISI 304 необл.	14,43	5,78	1,23	18,54	75,34	8,4	–
AISI 304 обл.	25,47	4,7	0,04	19	77,01	7,8	–
AISI 316 необл.	4,2	2,24	–	20,65	79,32	12,45	2,33
AISI 316 обл.	13,6	–	–	20,85	79,61	12,53	2,68

Полученные нами данные согласуются с более ранними работами о фазовых превращениях в нержавеющей стали при имплантации ионов собственных элементов Cr<sup>+</sup>, Ni<sup>+</sup> и др. [11]. В данной публикации сделан вывод о том, что образование мартенсита связано, главным образом, с полями напряжений от вторичных радиационных повреждений.

Отжиг образцов при температуре 850 °С приводит к возврату облученных сталей 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304 в исходное состояние, т.е. к структуре аустенита (см. рис. 1 в, 2 в, 3 в).

Данные, полученные электронной микроскопией для необлученных и облученных сталей 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304 ионами  $^{57}\text{Fe}$  приведены в таблице 3.

Из таблицы видно, что наблюдается увеличение содержания углерода в облученных образцах, возможно, за счет его захвата из остаточной атмосферы ионного канала ускорителя. Предположительно, из-за меньшего содержания Ni в стали AISI 304, чем в сталях AISI 316 и 12X18H10T, она сильнее подвергается мартенситным превращениям (см. рис. 1 б, 2 б, 3 б).

#### ЛИТЕРАТУРА

- Бедельбекова К.А., Озерной А.Н., Верещак М.Ф., Манакова И.А., Дегтярева А.С. Мессбауэровские исследования 304 стали, облученной ионами  $^{57}\text{Fe}$  // Abstracts, 12<sup>th</sup> International Conference «Nuclear and Radiation Physics», 24–27 June, 2019, Almaty.
- A.N. Ozernoy, M.F. Vereshchak, I.A. Manakova, Zh.K. Tleubergenov and K.A. Bedelbekova Nuclear Gamma-Resonance Spectroscopy in Study of Nanoscale Composites // Physics of Atomic Nuclei, 2018. vol. 81, No. 10, pp. 1484–1487/
- В.М. Колосков, А.В. Козлов, В.А. Семенкин, О.Б. Мильдер, И.А. Портных Мессбауэровские исследования конструкционной стали ОХ16Н15МЗТ1 после нейтронного облучения // Физика металлов и металловедение, 2004. т. 97, № 3, С. 39–46.
- Кириченко В.Г., Кирдин А.И. Ядерно-физическое металловедение сталей // Вестник Харьковского университета. Сер. Физическая, 2009, № 845, С. 39–61
- <http://www.srim.org>
- Белозерский Г.Н. Мессбауэровская спектроскопия как метод исследования поверхности. Москва, 1990 г.
- Русаков В.С. Мессбауэровская спектроскопия локально неоднородных систем. Алматы: ОПНИ ИЯФ НЯЦ РК, 2000, С. 431.
- Кристиан Дж. Теория превращения в металлах и сплавах. М., Мир, 1978. т. 1, С. 750
- Химическое применение мессбауэровской спектроскопии. // М.: Мир – 1970. – 502 с.
- V.P. Srivastava, H.N. Sarma, D.L. Bhattacharya Quadrupole splitting in deformed stainless steel // Phys. Stat. Sol. – 1972. (a). V. 10, P. 117.
- Johnson E., Johansen A., Sarholt-Kristensen L. et al. // Nucl. Instrum. And Meth, Phys. Res. – 1987. – V. 19–20, No. 1, P. 171.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Методами ЯГРС, РСА, РЭМ исследованы образцы сталей 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304 до и после облучения ионами  $^{57}\text{Fe}$ . Установлено, что в результате имплантации наблюдается образование новой магнитной фазы, в частности, происходил переход из ГЦК аустенитной фазы в ОЦК мартенситную фазу.

Проведены расчеты повреждаемости образцов сталей 12X18H10T, AISI 316 и AISI 304 при облучении ионами  $^{57}\text{Fe}$  с энергией 1 МэВ и флюенсом  $5 \times 10^{16}$  ион/см<sup>2</sup> доза облучения составила 200 сна (смещений на атом), а проективный пробег – около 350 нм.

Замечено, что мартенситные превращения идут интенсивнее в стали AISI 304, чем в стали AISI 316 и 12X18H10T, предположительно из-за меньшего содержания Ni.

12X18N10T, AISI 316 ЖӘНЕ AISI 304 АУСТЕНИТТІК ТОТТАНБАЙТЫН БОЛАТТАРДАҒЫ  
ИОНДЫ-ИНДУКЦИЯЛАНҒАН ҚҰРЫЛЫМДЫҚ-ФАЗАЛЫҚ ТҮРЛЕНУЛЕР

<sup>1,2)</sup> К.А. Бедельбекова, <sup>1)</sup> А.Н. Озерной, <sup>1)</sup> М.Ф. Верещак, <sup>1)</sup> И.А. Манакова, <sup>2)</sup> А.С. Дегтярева

<sup>1)</sup> *Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан*

<sup>2)</sup> *Қ.И. Сәтпаев атындағы Қазақ Ұлттық техникалық зерттеу университеті, Алматы, Қазақстан*

Осы жұмыста конверсиялық электрондар мессбауэрлік спектроскопия, рентгенография және сканерлеуші микроскопия әдістерін қолдана отырып, 12X18N10T, AISI 316 және AISI 304 аустениттік тоттанбайтын болаттардағы ионды-индукцияланған құрылымдық-фазалық түрленулерге зерттеулер жүргізілді. AISI 304 және AISI 316 тоттанбайтын болаттардағы мессбауэрлік атомдардың электрондық құрылымының айырмашылығы жоқ екені анықталды. Демек, AISI 316 болаттағы <sup>57</sup>Fe жақын ретіне молибден ықпал етпейді. AISI 316 болатқа (<sup>57</sup>Fe) меншікті атомдарын енгізу AISI 304 және 12X18N10T болатпен болған жағдайдағы сияқты мартенситтік түрлендірулерге алып келеді. Осы үш болаттың ішінде ионды-индукцияланған құрылымдық-фазалық түрленулерге ең тұрақты AISI 316 болат болып шықты.

**Кілт сөздер:** Енгізу, конверсиялық және абсорбциялық мессбауэрлік спектроскопия, рентгендік дифракция, STRIM программасы, радиациялық зақымдану.

ION-INDUCED STRUCTURAL-PHASE TRANSFORMATIONS  
IN AUSTENITE STAINLESS STEEL 12Cr18Ni10Ti, AISI 316 AND AISI 304

<sup>1,2)</sup> K.A. Bedelbekova, <sup>1)</sup> A.N. Ozernoy, <sup>1)</sup> M.F. Vereshchak, <sup>1)</sup> I.A. Manakova, <sup>2)</sup> A.S. Degtyareva

<sup>1)</sup> *Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan*

<sup>2)</sup> *K.I. Satpaev Kazakh National Research Technical University, Almaty, Kazakhstan*

In this paper the ion-induced structural-phase transformations in austenitic stainless steels 12Cr18Ni10Ti, AISI 316 and AISI 304 have been studied by the Mössbauer spectroscopy of conversion electrons, X-ray diffraction and scanning microscopy. It has been established, that the electronic structure of the Mössbauer atoms in stainless steels AISI 304 and AISI 316 are different. Consequently, molybdenum does not affect the short-range order of <sup>57</sup>Fe in AISI 316 steel. Implantation of its own atoms (<sup>57</sup>Fe) in AISI 316 steel leads, as in case with AISI 304 and 12Cr18Ni10Ti steel, to martensitic transformations. Among three steels AISI 316 was found to be the most stable to the ion-induced structural phase transformations.

**Keywords:** Implantation, conversion and absorption Mössbauer spectroscopy, X-ray diffraction, STRIM software, radiation damage.

УДК 53.06

## ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОНИКАЮЩЕЙ СПОСОБНОСТИ КОСМИЧЕСКИХ МЮОНОВ ДЛЯ ПРОГНОЗА ЗЕМЛЯТРСЕНИЙ

<sup>1,2)</sup> Исакаев Б.А., <sup>1)</sup> Аргынова А.Х., <sup>1)</sup> Аргынова К.А., <sup>1)</sup> Бейсенова А., <sup>1)</sup> Застрожнова Н.Н.,  
<sup>3)</sup> Пискаль В.В., <sup>4)</sup> Салихов Н.М., <sup>2)</sup> Тастанова К., <sup>1,2)</sup> Таутаев Е.М., <sup>2)</sup> Хабаргельдина М.

<sup>1)</sup> *Сатпаев Университет, ТОО «Физико-технический институт», Алматы, Казахстан*

<sup>2)</sup> *Казахский Национальный Университет им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан*

<sup>3)</sup> *Физический институт академии наук России им. П.Н. Лебедева, Москва, Россия*

<sup>4)</sup> *Институт ионосферы, Алматы, Казахстан*

Исследование радиационной эрозии началось в 50-70-х годах прошлого века. Сравнительно быстро было показано, что удаление атомов и молекул с поверхности при облучении слаботочными пучками ускоренных ионов с энергиями  $10^2$ – $10^4$  эВ происходит в результате парных столкновений быстрых частиц с атомами вещества, т.е. так называемого столкновительного распыления. Мюоны космических лучей тоже являются высокоэнергетическими заряженными частицами и, следовательно, есть вероятность, что они тоже могут разрушить структуру твердых тел при попадании. Именно это свойство мюонов привело на мысль, что их можно использовать для прогноза и мониторинга землетрясений в сейсмически активных зонах. Мюоны при прохождении в земной коре порождают широкий атмосферный ливень (ШАЛ) и частицы ШАЛ при взаимодействии с атомами определенных пород могут разрушить их структуру и в результате это разрушение (трещины) сопровождается акустическими эффектами.

### ВВЕДЕНИЕ

В 90-е годы учеными из Физического института им. П. Н. Лебедева и Института физики Земли был предложен новый метод прогноза землетрясений, а точнее использование для прогноза землетрясений сигнала от упругих колебаний в акустическом диапазоне частот, которые, предположительно, могут генерироваться под воздействием локальной ионизации, образованной в момент прохождения проникающих частиц космического излучения — мюонов высокой энергии, — через сейсмически напряженную среду в глубинных слоях земной коры. В случае, если бы такой подход оказался осуществимым, зондирование земной коры пучком проникающих энергичных мюонов, постоянным источником которых являются космические лучи высокой энергии, позволило бы вести непосредственный мониторинг внутреннего состояния литосферы на глубинах 1–20 км, что максимально близко к зоне формирования очагов землетрясений. В комплексе с сейсмоакустическим мониторингом отклика глубинной среды на триггерное воздействие мюонного пучка, такое зондирование представляет собой уникальный метод непосредственного проникновения в сравнительно близкую, по сравнению с другими методами, окрестность очаговой зоны. Каждое отдельное измерение при мюонном мониторинге является локальным, а в совокупности все измерения, выполненные в течение некоторого интервала времени, позволяют контролировать значительный объем очаговой зоны, величина которого зависит от чувствительности сейсмоакустических приемников, уровня сейсмоакустического шума и чувствительной площади установки для детектирования мюонного потока. Впоследствии этот метод получил количественное обоснование, где путем численного

моделирования исследовалось прохождение мюонов с энергией  $\sim 10$ – $100$  ТэВ через грунт, и были получены конкретные оценки множественности таких мюонов в ШАЛ с энергией  $10^{16}$ – $10^{18}$  эВ, глубины их проникновения внутрь земной коры и число взаимодействий (микротрещин), которые такие мюоны могут вызывать внутри сейсмически напряженных областей коры, в зависимости от энергии мюонов и запасенной энергии упругой деформации. Появление проникающих частиц связано с развитием широких атмосферных ливней в атмосфере, для выделения акустической эмиссии на шумовом фоне можно применять поиск корреляций между акустическими сигналами и сигналами о прохождении ШАЛ, либо сигналами мюонного детектора.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

Предварительный поиск кратковременных сигналов акустической эмиссии в событиях, связанных с групповым прохождением мюонов высокой энергии, проводился в специальном эксперименте на Тянь-Шаньской высокогорной станции с 2012 г. По завершении модификации Тянь-Шаньской ливневой установки и переходу к регулярной регистрации широких атмосферных ливней эксперименты подобного рода предполагается продолжить в полном объеме, то есть с привлечением к анализу зарегистрированных акустических событий подробной информации о параметрах (первичная энергия, расстояние от оси и т.п.) наблюдавшихся в их временной окрестности ШАЛ.

Высокочувствительный микрофон с чувствительностью 25 мВ/Па в акустическом диапазоне частот 500–1000 Гц размещается на глубине 50 м от поверхности земли внутри скважины, пробуренной в скальном грунте. Расстояние между скважиной и системой ливневых детекторов составляет примерно 200 м.



Передача электрических сигналов от микрофона из глубины скважины производится по образованной витой парой проводов кабельной линии через посредство трансформаторной развязки, при этом микрофон и служащий для передачи сигнала промежуточный малогабаритный трансформатор представляют собой единый конструктивный блок, который целиком опускается в скважину. Постоянное напряжение  $\pm 3$  В для питания микрофона вырабатывается независимым источником питания, который построен на основе отдельного трансформатора с незаземленной вторичной обмоткой и не имеет непосредственного электрического контакта ни с остальной частью электронной схемы, ни с силовыми линиями внешней электрической сети. От источника питания к микрофону это напряжение подается по второй паре витых проводов. Таким образом, микрофонный узел измерительной системы оказывается электрически изолированным от всех общих линий заземления и подвода питания к электронным схемам, на которых могут присутствовать значительные электромагнитные наводки и шумы, в частности, синусоидальная помеха с частотой 50 Гц от внешней сети переменного тока.

Регистрация сигналов акустического детектора производится в специальном помещении, которое располагается непосредственно у верхнего края скважины и в котором размещаются остальные узлы формирующей сигнал аппаратуры: дифференциальный усилитель и селектор низкочастотной огибающей микрофонного сигнала. Сигнал от микрофона через усилители передается к компьютеру. Всё устройство обеспечивается энергией от солнечных панелей (рисунок 1).



Рисунок 1. Специальное помещение с установленными в его крыше солнечными панелями

В рамках эксперимента была спроектирована и реализована в подземном помещении ТШВНС на глубине 20 м. водного эквивалента комплексная установка «Мюонный луч» для синхронных измерений потока проникающих мюонов и акустической эмиссии, излу-

чаемой при раскрытии микротрещин в напряженной сейсмоактивной среде. Функциональная схема установки представлена на рисунке 2.

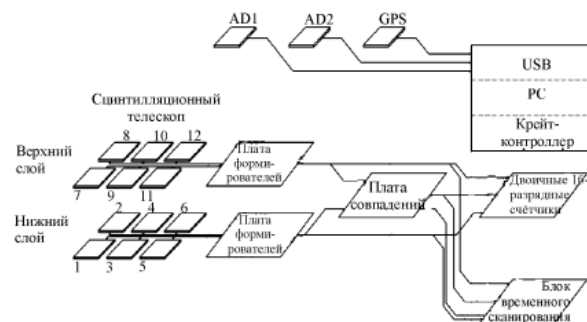


Рисунок 2. Функциональная схема установки «Мюонный луч» для апробации космофизического метода прогноза сильных землетрясений из работы

Толща горной породы над установкой обеспечивает поглощение высокоэнергичной компоненты ШАЛ, так что сцинтилляционных детекторов достигает лишь мюонная компонента ливня. Непрерывный мониторинг акустических сигналов, синхронизированных по времени с мюонным триггером, начат в 2012 г. Результаты показали, что акустический отклик возникает только для ШАЛ, рожденных первичной частицей с энергией  $E_0 > 10^{15}$  эВ, при этом, поток мюонов составляет порядка 10, а амплитуда акустического импульса зависит от суммарной энергии мюонной компоненты, то есть, от энергии ШАЛ. Также было обнаружено, что каждому событию, в котором наблюдалось превышение акустического сигнала над его средним фоновым уровнем, обычно можно поставить в соответствие не одно, а ряд ливневых событий, случившихся на протяжении одной минуты до начала первого временного интервала в акустическом скане.

На рисунке 3 приведен, для примера, результат измерений для 17 ноября 2016 г. Видно, что в 18:46:53 наблюдался резкий выброс акустической эмиссии, а повышенная плотность потока заряженных частиц в широком атмосферном ливне наблюдалась в 18:45:48, то есть, за 1 мин. 5 сек. до акустического импульса.

Для работы с данными акустического детектора разработана программа визуализации *k09007*, которая, при запуске в графическом режиме работы позволяет просматривать в своем окне хранящиеся в этих файлах результаты измерений в виде интерактивных графиков. Программа производит загрузку усредненных параметров акустического сигнала в специально предназначенную для них таблицу *асои* одноименной базы данных. Хранящаяся в этой таблице информация может быть запрошена web-сервере для отображения в текстовой или графической

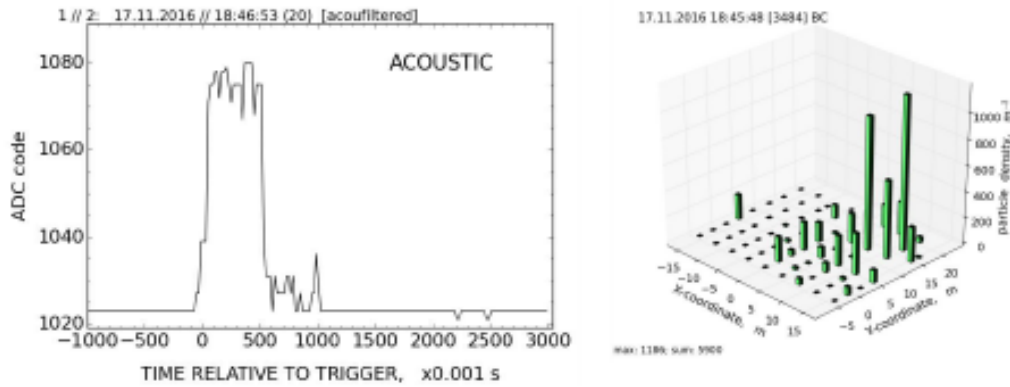


Рисунок 3. Временной скан интенсивности акустических сигналов и распределение плотности потока частиц в ливневом событии 17 ноября 2016 г.

форме на web-странице Тянь-Шаньской станции в виде, представленном на рисунке 4, где показана среднеквадратичная амплитуда акустического сигнала на протяжении двух суток 15–16 ноября 2017 г. (вверху) и количество событий с амплитудным кодом огибающей свыше 300, приходящихся на одну минуту наблюдений (внизу).

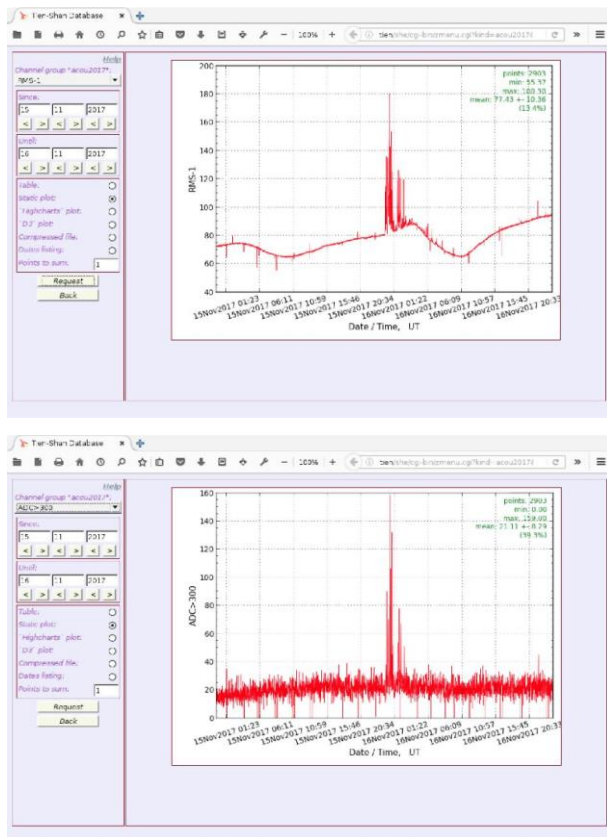


Рисунок 4. Среднеквадратичная амплитуда акустического сигнала, измеренная акустическим детектором на Тянь-Шаньской станции на протяжении двух суток 15–16 ноября 2017 г. (вверху) и количество событий с амплитудным кодом огибающей свыше 300, приходящихся на одну минуту наблюдений (внизу)

Записи одновременных измерений амплитуды акустического сигнала и плотности потока высокоэнергичных заряженных частиц в широком атмосферном ливне (ШАЛ) приведены на рисунке 4 для 15 и 12 ноября 2017 г. Четко выделяются кратковременные события со значительным возрастанием, как амплитуды акустического сигнала, так и плотности потока заряженных частиц. Обращает внимание тот факт, что момент прохождения ШАЛ предшествует моменту акустического сигнала, опережая его примерно на 100 с. Эта информация, несомненно, будет полезна в дальнейшем при разработке модели геокосмического взаимодействия.

**РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ**

В целом можно заключить, что Тянь-Шаньская станция, расположенная в горной местности непосредственно в зоне глубинных разломов земной коры, совместно с системой ливневых детекторов, обеспечивающей возможность мониторинга в режиме реального времени моментов прохождения мощных ШАЛ и связанных с ними пучков энергичных мюонов, представляет собой удобную экспериментальную площадку для исследования возможностей космо-геофизического метода прогноза сильных землетрясений. Разработанная система MAC1 обеспечивает приемлемый уровень чувствительности к акустическому сигналу, коррелированному с проникающим потоком мюонов космических лучей, что позволяет ставить вопрос о поиске сейсмических сигналов, возникающих после прохождения широких атмосферных ливней.

Получены разновидности акустических эффектов, которые предположительно связаны с развитием и распадом микротрещин в напряженной сейсмически активной среде при воздействии на них высокоэнергичных мюонов космических лучей, рожденных в широком атмосферном ливне; акустические эффекты проявляют себя как резкие, но быстро затухающие возрастания интенсивности микрофонного сигнала с типичной длительностью 10–20 мс. Возрастания уровня сигналов в микрофоне сопровождаются кратковременными выбросами амплитуды их огибаю-

щей, при этом, отношение сигнал/шум составляет не менее 5–7 раз для сигнала, снимаемого непосредственно с микрофона, и ~30 раз для его огибающей, что говорит о статистической обеспеченности наблюдаемых акустических эффектов; количество акустических эффектов изменяется с течением времени и обычно варьируется в пределах 1–5 событий/сутки, при этом, акустические импульсы могут быть одиночные, длительностью 4–5 с., в виде «пачек», продолжительностью несколько первых минут, а также в виде цуга колебаний, продолжительностью несколько первых часов; одновременные наблюдения импульсных возрастных амплитуды акустического сигнала и плотности потока частиц в широких атмосферных ливнях показывают, что момент прохождения широкого атмосферного ливня предшествует моменту возрастания акустического сигнала, опережая его, в среднем, на 80–100 секунд.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Установка для мониторинга геоакустических сигналов, коррелированных по времени с потоком высокоэнергичных мюонов космических лучей, рожденных в широких атмосферных ливнях, функциони-

рующая на базе экспериментального комплекса «ATHLET» на Тянь-Шаньской Высокогорной Научной Станции на территории Алматинского сейсмоактивного региона, совместно с созданной здесь представительной региональной сетью сейсмических станций, представляют собой уникальный экспериментальный полигон для набора статистического материала по влиянию потока мюонов космических лучей на сейсмоактивную среду, что в итоге не только расширит фундаментальные знания в области геокосмических связей, но и позволит решить прикладную задачу – разработать новый космо-геофизический метод прогноза сильных землетрясений в регионе.

*Благодарности:* Работа выполнена при поддержке проекта № BR05236291 Министерства образования и науки Республики Казахстан.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. G. A. Gusev, V. V. Zhukov, G. I. Merzon et al. // Cosmic rays as a new instrument of seismological studies // Bull. Lebedev Phys. Inst. – 2011. – Vol. 38, No. 12. – P. 374–379.
2. L. I. Vil'danova, G. A. Gusev, V. V. Zhukov et al. // The first results of observations of acoustic signals generated by cosmic ray muons in a seismically stressed medium // Bull. Lebedev Phys. Inst. – 2013. – Vol. 40, No. 3. – P. 74–79.
3. Хачикян Г.Я., Садыкова А.Б., Джанабилова С. Связь частоты повторяемости землетрясений и сейсмической энергии Земли с вариациями солнечной активности. // Научный журнал-приложение международного журнала «Высшая школа Казахстана». Поиск-Izdenis. – 2014. – № 2. – С. 55–61.
4. Shepetov A.L., T.Kh. Sadykov, V.V. Zhukov and etc., Seismic signal Registration with an acoustic detector at the Tian Shan Mountain Station, Series of geology and technical sciences, 2018. Vol. 3, No. 429, P. 47–56.
5. Shepetov A.L., T.Kh. Sadykov, V.V. Zhukov and etc., Seismic signal registration with an acoustic detector at the Tian Shan Mountain Station, Series of geology and technical sciences, 2018. Vol. 3, No. 429, P. 47–56.

#### ЖЕР СІЛКІНІСІН БОЛЖАУ ҮШІН ҒАРЫШ МЮОНДАРЫНЫҢ ЕНУ ҚАБІЛЕТІН ПАЙДАЛАНУ

<sup>1,2)</sup> Б.А. Искаков, <sup>1)</sup> А.Х. Аргынова, <sup>1)</sup> К.А. Аргынова, <sup>1)</sup> А. Бейсенова, <sup>1)</sup> Н.Н. Застрожнава,  
<sup>3)</sup> В.В. Пискаль, <sup>4)</sup> Н.М. Салихов, <sup>2)</sup> К. Тастанова, <sup>1,2)</sup> Е.М. Таутаев, <sup>2)</sup> М. Хабаргельдина

<sup>1)</sup> *Сәтбаев Университеті, ТОО «Физика-техникалық институт», Алматы, Қазақстан*

<sup>2)</sup> *Әл-Фараби атындағы ҚазҰУ, Алматы, Қазақстан*

<sup>3)</sup> *П.Н. Лебедева атындағы Ресей ғылым академиясының физикалық институты, Мәскеу, Ресей*

<sup>4)</sup> *Ионосфера институты, Алматы, Қазақстан*

Радиациялық эрозияны зерттеу өткен ғасырдың 50–70 жылдарында басталды.  $10^2$ – $10^4$  эВ энергиясымен тездетілген иондардың төменгі ағымдық сәулелерімен сәулелендірілген кезде бетіндегі атомдар мен молекулалардың алыну жылдамдығы бөлшектердің атомдарымен жұптасқан соқтығысу нәтижесінде орын алады, яғни, соқтығысқан шашырау деп аталатын. Ғарыштық сәулелердің мюоны да жоғары энергиялы зарядталған бөлшектер болып табылады, сондықтан олар соққы кезінде қатты бөлшектердің құрылымын бұзуы мүмкін. Мюондардың бұл қасиеті сейсмикалық белсенді аймақтардағы жер сілкіністерін болжау және бақылау үшін пайдалануға болады. Жер қыртысына түсіп жатқан мюондар түрлі бөлшектердің ағындарын тудырады, кейбір заттар атомдары өзара әрекеттесуі кезінде олардың құрылысын бұзады және нәтижесінде бұл бұзылу (жарықтар) акустикалық әсерлермен қатар жүреді.

**USING THE PENETRATING ABILITY OF COSMIC MUONS  
FOR THE EARTHQUAKE PREDICTION**

<sup>1,2)</sup> B.A. Iskakov, <sup>1)</sup> A.Kh. Arginova, <sup>1)</sup> K.A. Argynov, <sup>1)</sup> A. Beisenova, <sup>1)</sup> N.N. Zastrozhnova,  
<sup>3)</sup> V.V. Piskal, <sup>4)</sup> N.M. Salikhov, <sup>2)</sup> K. Tastanova, <sup>1,2)</sup> E.M. Tautaev, <sup>2)</sup> M. Khabargeldina

<sup>1)</sup> *Satpayev University, Physical and Technical Institute, Almaty, Kazakhstan*

<sup>2)</sup> *Al-Farabi Kazakh National University, Almaty, Kazakhstan*

<sup>3)</sup> *P.N. Lebedeva Physical Institute of the Academy of Sciences of Russia, Moscow, Russia*

<sup>4)</sup> *Institute of the Ionosphere, Almaty, Kazakhstan*

The study of radiation erosion began in the 50–70 s of the last century. It was relatively quickly shown that the removal of atoms and molecules from the surface when irradiated with low-current beams of accelerated ions with energies of  $10^2$ – $10^4$  eV occurs as a result of pairwise collisions of fast particles with atoms of matter, i.e. so-called collision spraying. Cosmic ray muons are also high-energy charged particles, and therefore there is a possibility that they, too, can destroy the structure of solids when hit. It is this property of muons that suggested that they can be used to predict and monitor earthquakes in seismically active zones. Muons falling into the earth's crust gives rise to EAS and streams of different particles when interacting with atoms of certain rocks can destroy their structure and, as a result, this destruction (cracks) is accompanied by acoustic effects.

УДК 551.521.64

**ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ ЧАСТИЦ КОСМИЧЕСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ  
МЕТОДОМ ГИБРИДНОГО ИОНИЗАЦИОННОГО КАЛОРИМЕТРА**

<sup>1)</sup> Садыков Т.Х., <sup>1)</sup> Аргынова А.Х., <sup>1)</sup> Аргынова К.А., <sup>1)</sup> Бейсенова А.Д., <sup>1)</sup> Застрожнова Н.Н.,  
<sup>1,2)</sup> Искаков Б.А., <sup>3)</sup> Пискаль В.В., <sup>3)</sup> Рябов В.А., <sup>4)</sup> Садыков Ж.Т., <sup>2)</sup> Тастанова К.,  
<sup>1,2)</sup> Таутаев Е.М., <sup>2)</sup> Хабаргельдина М.

<sup>1)</sup> *Сатпаев Университет, ТОО «Физико-технический институт», Алматы, Казахстан*

<sup>2)</sup> *Казахский Национальный Университет им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан*

<sup>3)</sup> *Физический институт академии наук России им. П.Н. Лебедева, Москва, Россия*

<sup>4)</sup> *Рыбинский авиационно-технический университет, Рыбинск, Россия*

В настоящее время в космических лучах при энергиях выше  $10^{15}$  эВ наблюдается определенное число явлений в основном в области ствола (центра) широкого атмосферного ливня (ШАЛ), не укладывающихся в рамки традиционных представлений о ядерно-каскадном процессе в атмосфере. Если учесть, что область ствола радиусом до 10 метров на расстоянии 20–30 км от точки первого взаимодействия частицы, породившей ШАЛ, относится к практически недоступной на ускорителях области псевдобыстрот, то исследование центральной части ШАЛ является хорошим дополнением к ускорительным экспериментам. Возможно также, что в потоке космических лучей при энергии выше  $10^{15}$  эВ могут присутствовать необычные частицы, которые являются первопричиной наблюдаемых аномальных явлений в экспериментах с космическим излучением и которые из-за своих свойств не наблюдаются в экспериментах на ускорителях. Комплексная установка «АДРОН-55» расположена на высоте 3340 метров над уровнем моря и входит в состав единой системы регистрации частиц космического излучения на Тянь-Шаньской высокогорной научной станции. Установка «АДРОН-55» нацелена на решение ряда астрофизических и ядерно-физических задач: исследовании взаимодействий высокоэнергичных адронов в центральной части стволов ШАЛ, поиск источников космических лучей высоких энергий.

**ВВЕДЕНИЕ**

Физика космических лучей решает вопросы, связанные с происхождением и распространением космических лучей за пределами атмосферы. К ним относятся: изучение энергетического спектра и ядерного состава космических частиц, взаимодействие космических частиц с веществом атмосферы. Понимание энергетических флуктуаций в узком переднем конусе ШАЛ является одной из наиболее важных проблем физики космических лучей. Адронная и мюонная компоненты имеют важное значение для определения характера и степени воздействия КЛ на протекание многих глобальных процессов в атмосфере земли в силу мощных ионизирующих и радиационных эффектов, которые эти компоненты создают, проникая вглубь тропосферы и даже литосферы Земли.

Поиск и изучение энергетических и геометрических корреляций в узком переднем конусе множественных процессов является актуальной задачей современной физики высоких энергий. Первые необычные результаты в этом направлении были получены в исследованиях космических лучей в стратосферных и высокогорных экспериментах предыдущего поколения [1]. Прежде всего, следует отметить обнаружение двух эффектов, изучение которых продолжается до настоящего времени. Первое – это геометрическая прямолинейная выстроенность наиболее энергичных групп вторичных частиц [2] и второе – очень сильные флуктуации в распределениях энергии между адронной и электромагнитной компонен-

тами рожденных частиц [3]. В настоящее время структурные особенности явления выстроенности групп вторичных частиц в космических лучах изучаются на основе различных подходов к анализу струйных процессов в коллайдерных взаимодействиях при высоких энергиях [2, 4].

**ОПИСАНИЕ КОМПЛЕКСНОЙ УСТАНОВКИ  
«АДРОН-55»**

Комплексная установка «АДРОН-55» состоит из двухъярусного координатного ионизационного калориметра площадью  $55 \text{ м}^2$  с общей толщиной поглотителя  $1200 \text{ г/см}^2$ , а также центральной ливневой установки из 30 сцинтилляционных детекторов, расположенных в лабораторном корпусе, и периферийных сцинтилляционных детекторов вне здания на расстояниях 40 и 100 метров от центра ионизационного калориметра, рисунок 1.

Калориметр состоит из двух блоков-ярусов, разнесенных на 2,2 метра, рисунок 2-а. Верхний ярус, называемый гамма-блок, содержит 2 слоя ионизационных камер, расположенных во взаимно-перпендикулярных направлениях и слоя поглотителя из свинца толщиной 22 см. На гамма-блоке и вокруг него установлено 30 сцинтилляционных детекторов. Гамма-блок содержит 100 ионизационных камер в первом ряду и 138 камер во втором, разделенными свинцом общей толщиной 26 см или  $310 \text{ г/см}^2$ . Этот блок служит для измерения энергии нейтральной и заряженной компонент космического излучения, а также определения траектории частиц.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ ЧАСТИЦ КОСМИЧЕСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ  
МЕТОДОМ ГИБРИДНОГО ИОНИЗАЦИОННОГО КАЛОРИМЕТРА**

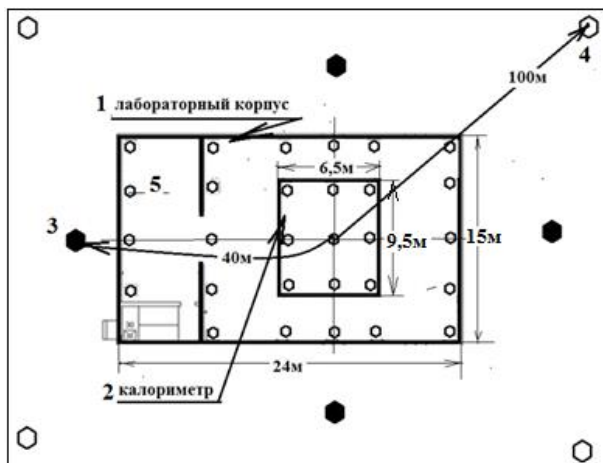


Рисунок 1. Схема расположения комплексной установки «АДРОН-55»: 1 – лабораторный корпус площадью 360 м<sup>2</sup>; 2 – ионизационный калориметр площадью 55 м<sup>2</sup>; 3, 4 – восемь Сц-детекторов, каждый площадью 1 м<sup>2</sup>, расположенных вне лабораторного корпуса; 5 – 30 Сц-детекторов, каждый площадью 0,25 м<sup>2</sup>, расположенных внутри лабораторного корпуса

Нижний ярус, называемый адронный блок, содержит 8 рядов ионизационных камер по 144 камеры в каждом ряду и расположенных во взаимно-перпендикулярных направлениях. В адронном блоке установлены модули с нейтронными и гейгеровскими счетчиками. Этот блок служит для измерения энер-

гии различных компонент космического излучения и определения траектории движения частиц.

Основные технические данные комплексной установки состоят из следующих характеристик: площадь ионизационного калориметра 55 м<sup>2</sup>; количество рядов с ионизационными детекторами 8; общее число измерительных камер составляет 1140; динамический диапазон измерения ионизации в камерах калориметра 3·10<sup>5</sup>; точность измерения энергии ШАЛ ~10%; временное разрешение задержек в сцинтилляционных детекторах 2-4 наносекунды; эффективная площадь регистрации комплексной установки «АДРОН-55» 31000 м<sup>2</sup>; точность измерения траектории ствола ШАЛ 0,2 град.; общая потребляемая электрическая мощность 3 кВт.

На рисунке 2-а представлен поперечный разрез калориметра. На рисунке 2-б показано взаимно-перпендикулярное расположение рядов ионизационных камер калориметра и нумерация камер в каждом ряду. Нечетные ряды 1, 3, 5, 7, разбиты на секции, обозначенные «left», «right» и «middle». Наименование секции left, right, middle, front, back выбраны относительно входной двери в зал гамма-блока на втором этаже.

Четные ряды 2, 4, 6, 8 также разбиты на секции, обозначенные «front» и «back».

В таблице 1 показано расположение каналов по секциям и рядам. Общее число каналов равно 1140.

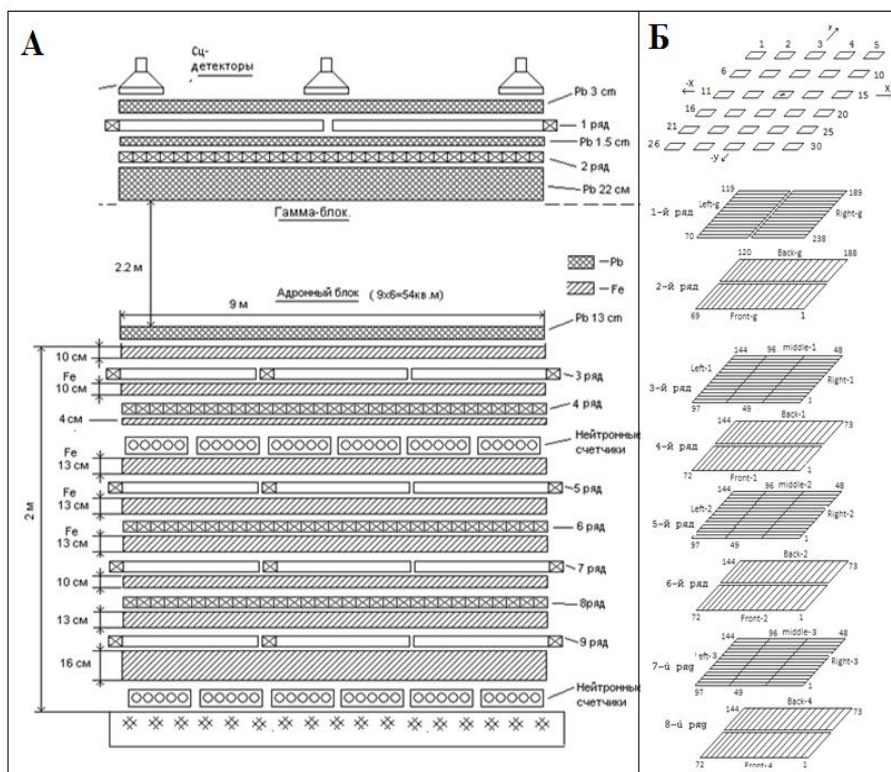


Рисунок 2. Схема ионизационного калориметра «АДРОН-55»: А – поперечный разрез калориметра. Б – расположение рядов ионизационных камер и сцинтилляционных детекторов

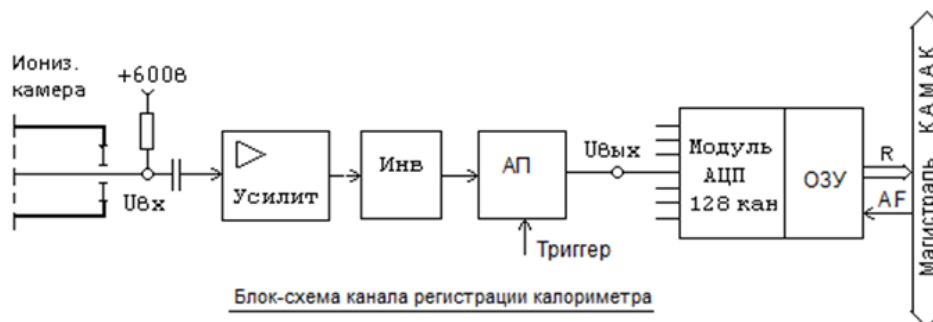


Рисунок 3. Блок-схема канала регистрации калориметра

Таблица 1. Расположение каналов по секциям и рядам

Ряд	front	back	left	middle	right	Всего
1	-	-	51-100	-	50-1	100
2	1-69	138-70	-	-	-	138
3	-	-	1-48	49-96	97-144	144
4	1-72	73-144	-	-	-	144
5	-	-	1-48	49-96	97-144	144
6	1-72	73-144	-	-	-	144
7	-	-	1-48	49-96	97-144	144
8	1-72	72-144	-	-	-	144
Всего						1102

### БЛОК-СХЕМА СИСТЕМЫ РЕГИСТРАЦИИ ЧАСТИЦ КОСМИЧЕСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

На рисунке 3 показана блок-схема отдельного канала регистрации ионизационного калориметра, который состоит из следующих звеньев: логарифмический усилитель (ЛУ); инвертор (Инв); аналоговая память (АП); аналого-цифровой преобразователь (АЦП); буферная память (ОЗУ).

Функциональное назначение и взаимодействие звеньев происходит следующим образом:

1. Сигнал с нити ионизационной камеры подается на логарифмический усилитель, который позволяет автоматически изменять коэффициент усиления: для малых сигналов около 5 мВ, усиление составляет  $K=100$ , для больших сигналов свыше 5 В коэффициент равен  $K=0,2$ . Это позволило получить широкий динамический диапазон для входных сигналов свыше  $D=3 \cdot 10^3$  без насыщения усилителя. Таким образом АЦП, имеющий диапазон  $D=4 \cdot 10^4$ , позволяет измерять сигналы в диапазоне  $D=3 \cdot 10^5$ . Обратное восстановление кода в сигнал в мВ выполняется программно.

2. Инвертор (Инв) позволяет отрицательный сигнал с выхода усилителя преобразовать в положительный для подачи его на вход ячейки аналоговой памяти, выполненной на микросхеме СМР04 и работающей только с положительными входными импульсами. Ячейка аналоговой памяти (АП), выполненная на

микросхеме СМР-04, позволяет короткие сигналы от ионизационных камер, равные 10–20 мкс удлинять до 1 минуты или, другими словами, импульсный сигнал преобразуется в потенциал, поскольку цикл преобразования длится более 500 мкс.

3. Потенциальный сигнал с выхода аналоговой памяти поступает на АЦП (микросхема AD7888), на который также подаются 16 тактовых импульсов схемы управления. Из них: первые 4 такта – служебные, а 12 тактов: с 5-го по 16-й сопровождают биты последовательного 12-ти разрядного кода на выходе микросхемы, причем старшими разрядами вперед. Импульсы последовательного кода далее поступают на вход буферной памяти (микросхема 537PУ8) и запоминаются в ней в формате последовательного кода.

4. Модуль АЦП-128 содержит 16 микросхем АЦП типа AD7888 по 8 каналов в каждой микросхеме. Общее число каналов равно  $16 \cdot 8 = 128$  каналов. Полное число тактовых импульсов равно  $16 \cdot 16 = 256$  тактов. Полное время цикла записи равно  $T = 256 \cdot 2 = 512$  мкс. Временная диаграмма цикла записи показана на рисунке 4.

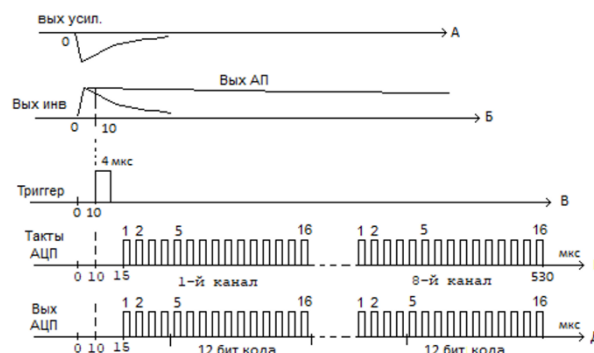


Рисунок 4. Временная диаграмма цикла записи АЦП

### УСИЛИТЕЛЬ ИОНИЗАЦИОННОЙ КАМЕРЫ КАЛОРИМЕТРА

Усилитель ионизационной камеры установлен непосредственно в торцах ионизационных камер. Там же смонтирована схема подачи высокого напряжения, равного +600 В и установлен разделительный конденсатор, через который сигнал с нити камеры снимается и подается на усилитель.

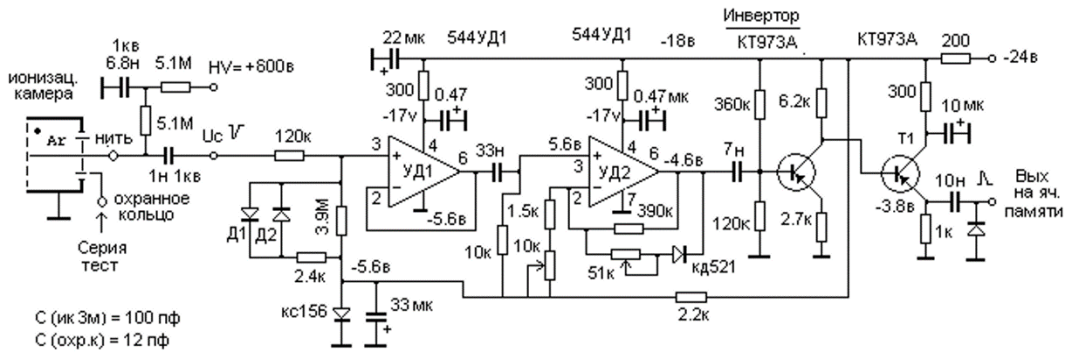


Рисунок 5. Электрическая схема квази-логарифмического усилителя ионизационной камеры

Усилитель имеет 2 каскада, собранных на операционных усилителях типа 544УД1. Логарифмическое преобразование входного сигнала происходит за счет диодов Д1 и Д2 на входе усилителя и диода КД521 в цепи обратной связи второго каскада усиления. Это позволило получить динамический диапазон для входных сигналов свыше  $D=3 \cdot 10^5$  (рисунок 5).

**ЛИВНЕВАЯ УСТАНОВКА**

Центральный сцинтилляционный ковер расположен на втором этаже лабораторного корпуса. Часть его установлена на гамма-блоке калориметра (см. в верхней части рисунка 2-б). Его задачей является: измерение плотности потока электронно-фотонной компоненты ШАЛ (функция пространственного распределения); получение триггера запуска установки по приходу ШАЛ в круге, радиуса 12 м;

Сцинтилляционный ковер содержит 30 сцинтилляционных детекторов, установленных внутри здания на уровне верхнего ряда ионизационных камер калориметра с шагом 3 м. На рисунке 6 показана конструкция сцинтилляционного детектора ливневой подсистемы установки «АДРОН-55».

На рисунке 7 приведена электрическая схема усилителя сигналов фотоэлектронного умножителя (ФЭУ) с динамическим диапазоном более  $10^5$ . Это достигается применением схемы усилителя с тремя поддиапазонами, каждый из которых имеет диапазон  $10^2$ . Малые сигналы снимаются с выхода (вых1), где усиление максимальное за счет операционного усилителя УД2.

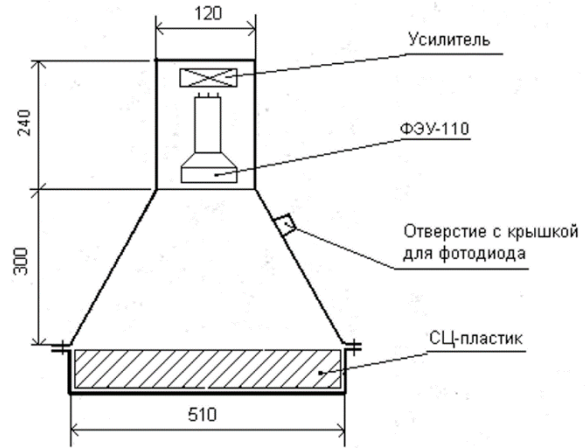


Рисунок 6. Конструкция сцинтилляционного детектора

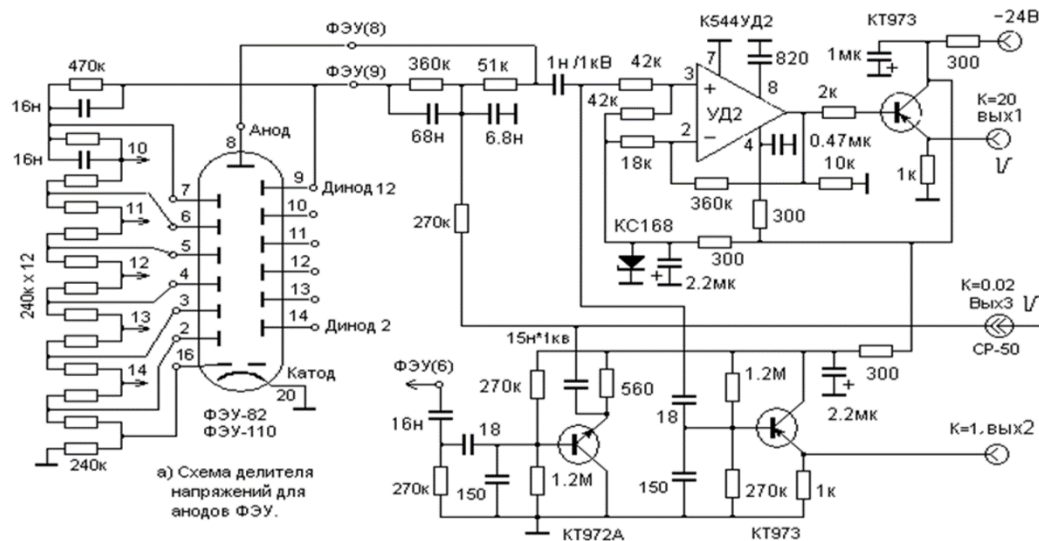


Рисунок 7. Схема усилителя сцинтилляционного детектора



Средние сигналы снимаются с анода ФЭУ и емкостного делителя (вых2), где коэффициент передачи сигнала составляет 0,1. Сигналы старшего поддиапазона снимаются с выхода (вых3) или 9-го диода, на котором уровень сигнала на 2 порядка меньше. Приведенный к аноду, коэффициент передачи равен 0,01.

#### Выводы

Комплексная установка «АДРОН-55» является уникальным сооружением, расположенным на Тянь-Шаньской высокогорной научной станции на высоте 3340 метров над уровнем моря.

Для 4 скинтилляторов, расположенных на расстоянии 100 метров от центра установки, используется четырехканальный осциллограф «Тетроникс» с временным разрешением 4 наносекунды.

К настоящему времени зарегистрировано более 120000 событий с энергией выше  $10^{15}$  эВ. Большой накопленный статистический материал позволил нам наряду со стандартной обработкой, т.е. изучением

энергетических спектров, коэффициентов неупругости, ядерных пробегов взаимодействия и т.д., проводить индивидуальный анализ зарегистрированных взаимодействий путем сопоставления прохождения лавин из уровня в уровень начиная из гамма-блока, первый уровень в уровни адронного блока. Такой подход к изучению ядерных взаимодействий существенно отличается от принятого в ускорительных работах инклюзивного способа, где фиксируются все взаимодействия и выделяется лишь одна реакция. В последние годы тщательное исследование отдельных событий – эвентуальный подход получил широкое распространение в космических лучах в связи с уникальностью необычных свойств анализируемых взаимодействий.

*Благодарности:* Работа выполнена при поддержке проекта № BR05236291 Министерства образования и науки Республики Казахстан.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. К.М. Мукашев, Т.Х. Садыков /Физика, астрофизика космических лучей и аномальные эффекты в адронных взаимодействиях/ Монография ISBN 978-601-232-538-6, Алматы 2011.
2. The CMS Collaboration\* Observation of Long-Range, Near-Side Angular Correlations in Proton-Proton Collisions at the LHC / arXiv:1009.4122v1 [hep-ex] 21 Sep 2010.
3. L. T. Baradzei et al. [Pamir Collaboration], Bull. Russ. Acad. Sci. Phys. 50N11, 46 (1986) [Izv. Ross. Akad. Nauk Ser. Fiz. 50, 2125 (1986)]; MGU-89-67-144 (1989); Bull. Russ. Acad. Sci. Phys. 55N4, 24 (1991) [Izv. Ross. Akad. Nauk Ser. Fiz. 55, 650 (1991)]; Bull. Russ. Acad. Sci. Phys. 57, 612 (1993) [Izv. Ross. Akad. Nauk Ser. Fiz. 57N4, 40 (1993)].
4. Argynova A.Kli., Kochelev N.I., Rvochkina T.N., Loktionov A.A., Sadykov T.Kh., Zastrozhnova N.N., Tautayev Y.M., Toknioldin S.Zli. // Proton and light ion interactions in cosmic ray experiment "stratosphere" in die comparison with the recent collider results. // The 34th International Cosmic Ray Conference. The Hague. The Netherlands. – 2015. – Vol. 236. <https://pos.sissa.it/236/244>.

#### ГИБРИД ИОНИЗАЦИОННОГО КАЛОРИМЕТРА ЭДИСИМЕН ҒАРЫШ СӘУЛЕЛЕРІНІҢ ӨЗАРА ӘРЕКЕТТЕСУІН ЗЕРТТЕУ

<sup>1)</sup> Т.Х. Садыков, <sup>1)</sup> А.Х. Аргынова, <sup>1)</sup> К.А. Аргынова, <sup>1)</sup> А.Д. Бейсенова, <sup>1)</sup> Н.Н. Застрожнава,  
<sup>1,2)</sup> Искаков Б.А., <sup>3)</sup> В.В. Пискаль, <sup>3)</sup> В.А. Рябов, <sup>4)</sup> Ж.Т. Садыков, <sup>2)</sup> К. Тастанова,  
<sup>1,2)</sup> Е.М. Таутаев, <sup>2)</sup> М. Хабаргельдина

<sup>1)</sup> Сәтбаев Университеті, ТОО «Физика-техникалық институт», Алматы, Қазақстан

<sup>2)</sup> Әл-Фараби атындағы ҚазҰУ, Алматы, Қазақстан

<sup>3)</sup> П.Н. Лебедева атындағы Ресей ғылым академиясының физикалық институты, Мәскеу, Ресей

<sup>4)</sup> Рыбинск авиациялық және техникалық университеті, Рыбинск, Ресей

Қазіргі уақытта ғарыштық сәулелерде  $10^{15}$  эВ-тан жоғары энергияларда белгілі бір құбылыстар көбінесе атмосферадағы ядролық каскадты процестің дәстүрлі тұжырымдамасына сай келмейтін кең әуедегі нөсер магистральдық аймағында байқалады. Егер КӨН құрастырған бөлшектердің бірінші өзара әрекеттесу нүктесінен 20–30 км қашықтықта 10 метрге дейінгі радиусы бар магистральдық аймақ үдеткішке қол жеткізе алмайтын псевдостерстік аймағына жататын болса, онда КӨН орталық бөлігін зерттеу үдеткіш эксперименттеріне жақсы қосымша болып табылады. Космостық сәулелену эксперименттеріндегі байқалған ауытқушылық құбылыстарының негізгі себебі болып табылатын және олардың қасиеттеріне байланысты үдеткіш эксперименттерінде байқалмайтын  $10^{15}$  эВ-тан жоғары энергиялардағы ғарыштық сәулелер ағынында ерекше бөлшектер болуы мүмкін. «АДРОН-55» кешенді қондырғысы теңіз деңгейінен 3340 метр биіктікте орналасқан және Тянь-Шань биік ғылыми станциясында ғарыш сәулелерінің бөлшектерін тіркеудің бірыңғай жүйесіне кіреді. «АДРОН-55» қондырғысы бірнеше астрофизикалық және ядролық физиканың проблемаларын шешуге бағытталған: жоғары энергиялық адрондардың КӨН-ның орталық бөлігінде өзара әрекеттесуін зерттеу, жоғары энергиялық ғарыш сәулелерінің көздерін іздеу.

**STUDY OF THE INTERACTION OF PARTICLES OF SPACE RADIATION  
BY THE HYBRID IONIZATION CALORIMETER METHOD**

<sup>1)</sup> T.Kh. Sadykov, <sup>1)</sup> A.Kh. Arginova, <sup>1)</sup> K.A. Argynov, <sup>1)</sup> A.D. Beisenova, <sup>1)</sup> N.N. Zastrozhnova,  
<sup>1,2)</sup> B.A. Iskakov, <sup>3)</sup> V.V. Piscal, <sup>3)</sup> V.A. Ryabov, <sup>4)</sup> Zh.T. Sadykov, <sup>2)</sup> K. Tastanova,  
<sup>1,2)</sup> Y.M. Taytaev, <sup>2)</sup> M. Khabargeldina

<sup>1)</sup> *Satbayev University, Institute of Physics and Technology, Almaty, Kazakhstan*

<sup>2)</sup> *Al-Farabi Kazakh National University, Almaty, Kazakhstan*

<sup>3)</sup> *P.N. Lebedeva Physical Institute of the Academy of Sciences of Russia, Moscow, Russia*

<sup>4)</sup> *Rybinsk Aviation and Technical University, Rybinsk, Russia*

At present, in cosmic rays at energies above  $10^{15}$  eV, a certain number of phenomena are observed mainly in the trunk (center) region of a wide air shower (EAS) that do not fit into the traditional concepts of the nuclear cascade process in the atmosphere. If we consider that the trunk region with a radius of up to 10 meters at a distance of 20–30 km from the point of the first interaction of a particle that produced an EAS, belongs to the pseudo-fastness region that is inaccessible on accelerators, then the study of the central part of EAS is a good addition to accelerator experiments. It is also possible that unusual particles can be present in the cosmic-ray flux at energies above  $10^{15}$  eV, which are the primary cause of the observed anomalous phenomena in experiments with cosmic radiation and which, due to their properties, are not observed in accelerator experiments. The complex installation “ADRON-55” is located at an altitude of 3340 meters above sea level and is part of the unified system of registration of particles of cosmic radiation at the Tian-Shan high-altitude scientific station. The “ADRON-55” facility is aimed at solving a number of astrophysical and nuclear physics problems: the study of interactions of high-energy hadrons in the central part of EAS trunks, the search for sources of high-energy cosmic rays.

УДК 621.039.8.003

## ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫСОТНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПЛОТНОСТИ ПОТОКА НЕЙТРОНОВ В ОБЛУЧАТЕЛЬНОМ УСТРОЙСТВЕ С КАДМИЕВЫМ ЭКРАНОМ

<sup>1)</sup> Ота А., <sup>2)</sup> Айткулов М., <sup>2)</sup> Дюсамбаев Д., <sup>2)</sup> Гизатулин Ш., <sup>2)</sup> Кенжин Е.,  
<sup>1)</sup> Каназава Х., <sup>2)</sup> Романова Н., <sup>2)</sup> Шаймерденов А., <sup>1)</sup> Кавамура Х.

<sup>1)</sup> Chiyoda Technol Corporation, Tokyo, Japan

<sup>2)</sup> Институт ядерной физики, Алматы, Казахстан

Неравномерность (высотная и радиальная) распределения нейтронного поля в активной зоне, в том числе и в облучательных каналах исследовательских реакторов, является одной из важных задач, которую необходимо решать при нейтронно-трансмутационном легировании полупроводников. С 2017 года на критическом стенде Института ядерной физики (г. Алматы, Республика Казахстан) совместно с Chiyoda Technol Corporation (Япония) ведутся работы по разработке облучательного устройства с максимальным сглаживанием высотной неравномерности. На сегодня разработанное устройство позволяет снизить высотную неравномерность с 18% до 4%.

В настоящей работе приведены методики измерения высотного распределения плотности потока нейтронов и результаты экспериментов на критическом стенде. Для поглощения тепловых нейтронов использовался кадмий. Облучательное устройство имеет кадмиевый экран, который был сформирован из колец кадмия толщиной 0,5 мм и высотой от 3 мм до 5 мм.

**Ключевые слова:** реактор ВВР-К, кремний, облучательное устройство.

### ВВЕДЕНИЕ

Кремний широко используется в полупроводниковой промышленности, как материал для изготовления электронных и оптоэлектронных устройств. Одним из методов легирования кремния и создание в нем n-типа проводимости является нейтронно-трансмутационное легирование (НТЛ). При помощи этого метода можно получить более равномерное легирование слитков кремния по сравнению с другими методами (диффузионный и имплантационный). Кристаллы кремния с неоднородными свойствами делают нестабильные силовые устройства, что приводит к их быстрому выходу из строя. Для реализации НТЛ кремния необходим интенсивный источник тепловых нейтронов. На многих стационарных исследовательских реакторах налажена эта методика.

С 2017 года на критическом стенде Института Ядерной Физики г. Алматы (Республика Казахстан) совместно с Chiyoda Technol Corporation (Япония) ведутся научно-исследовательские работы по адаптации НТЛ кремния большого размера в реакторе ВВР-К. На первом этапе работ было разработано облучательное устройство для облучения слитков кремния диаметром 6 дюймов. Основным требованием к конструкции устройства являлось обеспечение однородности легирования кремния, высотная составляющая, которой обеспечивалась за счет использования кадмиевого экрана для выравнивания аксиальной плотности потока нейтронов внутри устройства, а радиальная составляющая – за счет вращения устройства вокруг своей оси.

Разработанное устройство предназначено для проведения легирования слитков кремния диаметром 152 мм и высотой 500 мм в вертикальном облучательном канале реактора ВВР-К, диаметром 200 мм и

получения неоднородности легирования на уровне 4%. [1]

В настоящей работе было подробно исследовано влияние кадмиевого экрана на высотное распределение плотности потока нейтронов в облучательном устройстве.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Эксперименты проведены на критическом стенде, где предварительно была сформирована конфигурация активной зоны реактора ВВР-К [2, 3]. Одним из назначений критического стенда является моделирование активных зон легководных реакторов [4]. Активная зона критической сборки состояла из 24 ТВС и 10 бериллиевых блоков. Картограмма загрузки представлена на рисунке 1.

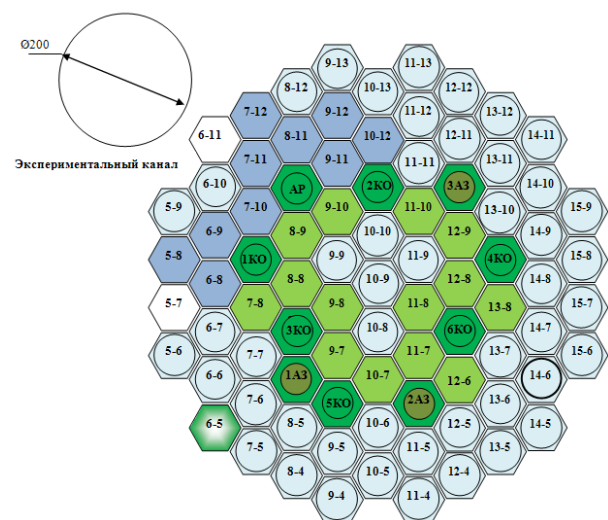


Рисунок 1. Картограмма загрузки активной зоны критического стенда

Для экспериментального определения параметров поля нейтронов в облучательном устройстве использовались активационные фольги из золота и малогабаритный борный счётчик нейтронов. Активация фольг происходила по следующей ядерной реакции:  $^{197}\text{Au}(n,\gamma)^{198}\text{Au}$ . Далее фольги исследовались на полупроводниковом гамма-спектрометре. Активной частью счётчика нейтронов является борный радиатор, на котором протекает следующая ядерная реакция:  $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ .

Активационные измерения проводились без кадмиевых фильтров и результаты измерений представлены в относительных единицах, нормированные на максимальное значение. Погрешность измерения нейтронным счётчиком составляла <2% и для измерений с активационными фольгами <8%.

Слиток кремния моделировался алюминиевым блоком с внешним диаметром 152,4 мм и высотой 500 мм. В блоке имеются 5 сквозных отверстий для размещения в них фольг из золота и борного счётчика. Фотография алюминиевого блока и его торцевое сечение представлены на рисунке 2, где числа 1, 2, 3, 4, 5 соответствуют номерам сквозных отверстий в блоке.

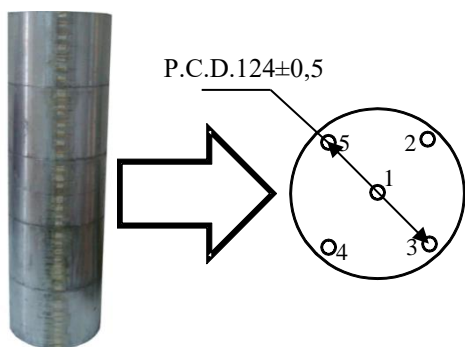


Рисунок 2. Фотография и горизонтальное сечение алюминиевого блока

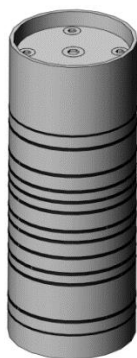


Рисунок 3. Облучательное устройство с экраном из кадмия

Блок помещался в облучательное устройство с экраном из кадмия (рисунок 3) и после чего устройство загружалось в облучательный канал. При облучении, центральная плоскость блока совпадала с центральной плоскостью активной зоны.

### РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Неравномерность распределения поля нейтронов определялась коэффициентом неравномерности, как отношение  $K_H = \frac{F_{\max}}{\bar{F}}$ , где  $F_{\max}$  – максимальный поток нейтронов, среднее значение потока нейтронов.  $\bar{F}$  – среднее значение потока нейтронов.

На рисунках 4–5 показаны высотные распределения плотности потока нейтронов в алюминиевом блоке.

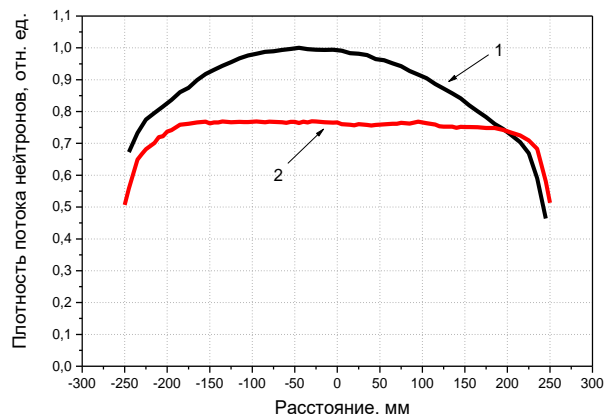


Рисунок 4. Высотное распределение плотности потока тепловых нейтронов в алюминиевом блоке (в центральной отверстии)

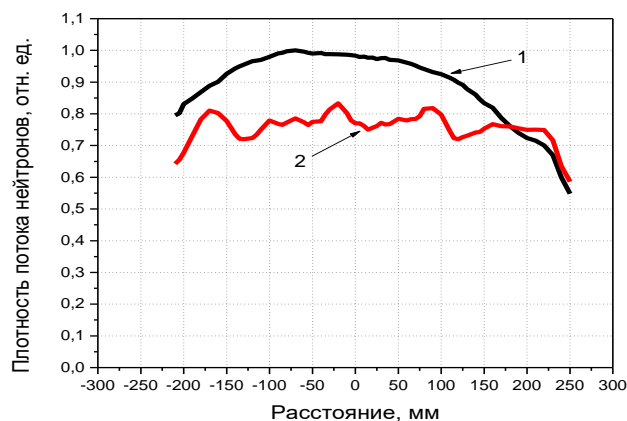
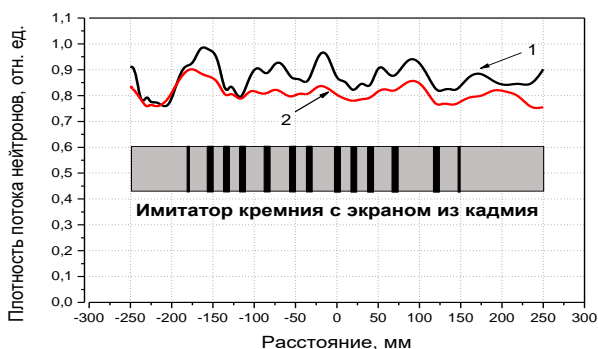


Рисунок 5. Высотное распределение плотности потока тепловых нейтронов в алюминиевом блоке (в ближайшем к активной зоне отверстию)

Измерения проведены с помощью малогабаритного счётчика нейтронов. Кривая 1 соответствует измерениям в облучательном устройстве без кадмиевого экрана, а кривая 2 – в устройстве с кадмиевым экраном. Непрерывное измерение профиля нейтронов проводилось протяжкой нейтронного счётчика по высоте блока при фиксированном уровне мощности критической сборки. Высота активной части счётчика составляет 40 мм. Разработанное облучательное устройство позволило снизить высотный коэффициент неравномерности плотности потока нейтронов в

блоке. В центральной отверстии блока, высотный коэффициент неравномерности плотности потока нейтронов был снижен с 13,9% до 3,9%. В ближайшем к активной зоне отверстии, высотный коэффициент неравномерности плотности потока нейтронов был снижен с 10,5% до 8,5%. Анализ рисунков 4 и 5 показал, что в алюминиевом блоке происходит дополнительное выравнивание высотного профиля нейтронов.

На рисунке 6 показано высотное распределение плотности потока нейтронов в алюминиевом блоке без его вращения (кривая 1,  $K_H \sim 15,3\%$ ) и с вращением (кривая 2,  $K_H \sim 12,5\%$ ) блока. Измерения проведены с использованием золотых фольг. Ширина фольги 2 мм, а ее длина 15 мм. Количество активационных детекторов – 50 шт. На графике отчетливо видны всплески потока нейтронов между кадмиевыми кольцами и провалы за кадмиевыми кольцами. Всплески потока нейтронов также наблюдаются на торцах блока (граница алюминий-вода).



*Рисунок 6. Высотное распределение плотности потока тепловых нейтронов в алюминиевом блоке в ближайшем к активной зоне отверстии*

## ЛИТЕРАТУРА

1. Romanova N., Gizatuln Sh., Dyussambayev D., Shaimerdenov A., Aitkulov M. and Kenzhin Ye. Calculated and experimental studies at critical facility in view of development of a technology for neutron transmutation doping of a large size silicon specimen in WWR-K reactor / Journal of Physics: Conf. Series 1115 (2018) 032052.
2. Аринкин Ф.М., Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Колточник С.Н., Чаков П.В., Чекушина Л.В. Конверсия активной зоны исследовательского реактора ВВР-К. – Атомная энергия, 2017, т. 123, № 1 – С. 15–20.
3. А. А. Shaimerdenov, D. A. Nakipov, F. M. Arinkin, Sh. Kh. Gizatuln, P. V. Chakrov, and Ye. A. Kenzhin The 50th Anniversary of the WWR-K Research Reactor // Physics of Atomic Nuclei, 2018, Vol. 81, No. 10, pp. 1408–1411.
4. А. А. Шаймерденов, Ф.М. Аринкин, Ш.Х. Гизатулин, Д.С. Дюсамбаев, С.Н. Колточник, П.В. Чаков, Л.В. Чекушина, И.В. Шаманин Пуск и нейтронно-физические характеристики критического стенда РГП «Институт ядерной физики» РК с низкообогащенной активной зоной // Альтернативная энергетика и экология, № 23 (187), стр. 51–59, – Саров, Россия – 2015.

Коэффициент неравномерности плотности потока нейтронов по высоте блока измеренный двумя методами отличается друг от друга (8,5% и 12,5%). Это объясняется тем, что счетчик нейтронов измеряет интегральную характеристику поля нейтронов по всему рабочему объему, а золотые фольги можно считать точечным детектором. Также влияние оказывает разная зависимость сечения поглощения нейтронов от энергии налетающих нейтронов в вышеперечисленных ядерных реакциях.

## Выводы

Исследовано подробное высотное распределение плотности потока нейтронов в алюминиевом блоке диаметром 6 дюймов и высотой 500 мм.

Разработанное облучательное устройство с кадмиевым экраном обеспечит однородность легирования кремния по высоте слитка на уровне 4% при разбивке слитка на диски высотой 40 мм.

Далее научно-исследовательские работы должны быть направлены на совершенствование конструкции облучательного устройства с целью получения более однородного легирования кремния большого размера. Расстояние между исследуемыми точками должно быть примерно 1–5 мм.

Необходимо рассмотреть другие материалы для использования в качестве поглотителей нейтронов, а также рассмотреть другие методы сглаживания высотной неравномерности плотности потока нейтронов. Например, метод инверсии или поступательного перемещения по высоте активной зоны во время облучения слитка.

## КАДМИЙ ЭКРАНЫ БАР СӘУЛЕЛЕНДІРУ ҚҰРЫЛҒЫСЫНДА НЕЙТРОНДАР АҒЫНЫНЫҢ ТЫҒЫЗДЫҒЫН БИІКТІГІ БОЙЫНША ТАРАЛУЫН ЗЕРТТЕУ

<sup>1)</sup> А. Ота, <sup>2)</sup> М. Айтқұлов, <sup>2)</sup> Д. Дюсамбаев, <sup>2)</sup> Ш. Гизатулин, <sup>2)</sup> Е. Кенжин,  
<sup>1)</sup> Х. Каназава, <sup>2)</sup> Н. Романова, <sup>2)</sup> А. Шаймерденов, <sup>1)</sup> Х. Кавамура

<sup>1)</sup> *Chiyoda Technol Corporation, Tokyo, Japan*  
<sup>2)</sup> *Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан*

Зерттеу реакторларының белсенді аймағы мен сәулелендіру каналдарындағы нейтрондар өрісі таралуының әркелкілігі (биіктігі бойынша және радиалдық) жартылай өткізгіштерді нейтрондық-трансмутациялық қоспалау кезінде шешілуі қажетті маңызды міндеттердің бірі болып табылады. 2017 жылдан бастап ҚР Алматы қаласы Ядролық Физика Институтының сындық стендінде Chiyoda Technol Corporation (Жапония) бірлесе отырып биіктіктегі әркелкілікті максималды түрде түзетуге мүмкіндік тудыратын сәулелендіру құрылғысын әзірлеу бойынша жұмыстар жүргізіліп жатыр. Бүгінгі таңда әзірленген құрылғы биіктіктегі әркелкілікті 18%-дан 4%-ға дейін төмендетуге мүмкіндік берді.

Осы жұмыста нейтрондар өрісі тығыздығының биіктік бойынша таралуын өлшеу және сындық стендте қойылған эксперименттердің нәтижелері ұсынылған. Жылулық нейтрондарды жұту үшін кадмий пайдаланылды. Сәулелендіру құрылғысы қалыңдығы 0,5 мм және биіктігі 3 мм-ден 5 мм-ке дейін жететін кадмий жолақтарынан құралған кадмий экранынан тұрады.

**Кілт сөздер:** ССР-Қ реакторы, кремний, сәулелендіру құрылғысы.

## STUDY OF THE AXIAL NEUTRON FLUX DISTRIBUTION IN THE IRRADIATION DEVICE WITH A CADMIUM-SCREEN

<sup>1)</sup> A. Ota, <sup>2)</sup> M. Aitkulov, <sup>2)</sup> D. Dyussambayev, <sup>2)</sup> Sh. Gizatulin, <sup>2)</sup> Ye. Kenzhin,  
<sup>1)</sup> H. Kanazawa, <sup>2)</sup> N. Romanova, <sup>2)</sup> A. Shaimerdenov, <sup>1)</sup> H. Kawamura

<sup>1)</sup> *Chiyoda Technol Corporation, Tokyo, Japan*  
<sup>2)</sup> *Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan*

Non-uniform distribution (both vertical and radial) of the neutron field in the reactor core of the research reactors is one of the most important task to solve in the process of neutron-transmutation doping of semiconductors. Since 2017, using the critical facility, the Institute of Nuclear Physics (Republic of Kazakhstan), in cooperation with c Chiyoda Technol Corporation (Japan), has been developing an irradiation device for the maximally reduce axial non-uniformity factor of the thermal neutron flux. The developed device allows to reduce the axial non-uniformity factor from 18% to 4%.

The present work shows the methods to measure axial distribution of the neutron flux density, and the results of the experiments conducted on the critical facility. Cadmium was used for thermal neutron absorption. The irradiation device has a cadmium-screen formed of cadmium rings 0,5 mm wide and from 3 mm to 5 mm high.

**Keywords:** WWR-K reactor, silicon, irradiation device.

УДК 658.012.011.56:658.512

## МОДЕРНИЗАЦИЯ ИНФОРМАЦИОННО-УПРАВЛЯЮЩЕЙ СИСТЕМЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО СТЕНДА «EAGLE»

Ильиных С.А., Сысалетин А.В., Ермаков В.А., Кудранова А.Б., Наурызбаев Р.Ж.

*Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

С 2019 года в институте атомной энергии проводятся работы по модернизации информационно-управляющей системы экспериментального стенда «EAGLE». В настоящий момент сформулированы задачи, которые будут решены в результате проведения модернизации, разрабатываются алгоритмы обработки данных от первичных преобразователей, способы визуализации и представления информации на экранах операторов пультов. Итогом данной работы будет являться совершенствование процесса контроля, регистрации, отображения экспериментальной информации на стенде «EAGLE».

### ВВЕДЕНИЕ

Действующая информационно-управляющая система (ИУС) экспериментального стенда «EAGLE» предназначена для сбора данных от первичных преобразователей систем контрольно-измерительных приборов (КИП) и автоматического управления (САУ), отображения данных на экранах мониторов операторов, их регистрации и выдачи сигналов на реле управления САУ.

Система поддерживается в рабочем состоянии и, в целом, решает поставленные задачи. Однако, на сегодняшний день она по целому ряду параметров не может гарантировать стабильность работы, точность и полноту сбора данных, морально устарела и не соответствует современным требованиям по архитектуре таких систем, практически полностью выработала свой ресурс и в связи с этим способна выйти из строя в самый неподходящий момент.

Целью предлагаемой модернизации ИУС является повышение ее надежности и безопасности за счет полной замены устаревшего оборудования и внедрение современных информационных технологий. Это обеспечит качественно новые возможности для более точных измерений, обработки и последующего анализа получаемых данных, представления информации на современном гибком и удобном интерфейсе оператора и научных сотрудников.

Кроме того, актуальность модернизации определяется важностью ИУС для реализации функций обеспечения безопасности установки. Наличие точной оперативной информации о работе экспериментального стенда является одним из важнейших условий разумной и адекватной реакции операторов и систем автоматического регулирования на любые ситуации, возникающие как в условиях нормальной эксплуатации, так и в аварийных ситуациях.

### Задачи ИУС стенда «EAGLE»

Экспериментальный стенд «EAGLE» предназначен для исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии с плавлением активной зоны энергетических ядерных реакторов на быстрых нейтронах

[1]. На данный момент исследования направлены на изучение ключевых процессов, доминирующих в фазах перемещения топлива и отвода тепловыделения (знание которых необходимо для оценки возможности удержания топлива внутри корпуса реактора при аварии с разрушением активной зоны) [2].

Информационно-управляющая система стенда решает следующие задачи:

- сбор, преобразование и регистрация измерительной аналоговой информации от датчиков экспериментальной установки и технологических систем стенда;
- сбор и регистрация дискретных сигналов о состояниях агрегатов стендовой автоматики;
- формирование управляющих сигналов на агрегаты стендовой автоматики и их регистрация с устройств управления автоматизированного рабочего места оператора;
- отображение экспериментальной и служебной информации на мониторах в помещении пультовой стенда;
- расчет технологических параметров по совокупности показаний измерительных каналов;
- предварительная обработка экспериментальной информации после проведения пусков на установке.

ИУС включает в себя средства, которые позволяют редактировать, формировать базы каналов, осуществлять редактирование существующих и создание новых экранов операторов.

Существующая ИУС экспериментального стенда «EAGLE» разработана в 2002 году на языках программирования Delphi 7, C++ Builder, Borland C++. Все программные среды, интерфейсы, преобразователи, соединительные кабели и другие ее компоненты на сегодняшний день сняты с производства, их запас для выполнения замены вместо вышедших из строя практически отсутствует. Система управления нагревателями разработана в среде LabView (управление и визуализация). Визуализация технологических процессов и управление ими осуществлены на Scada-системе Trace Mode 5 [3].

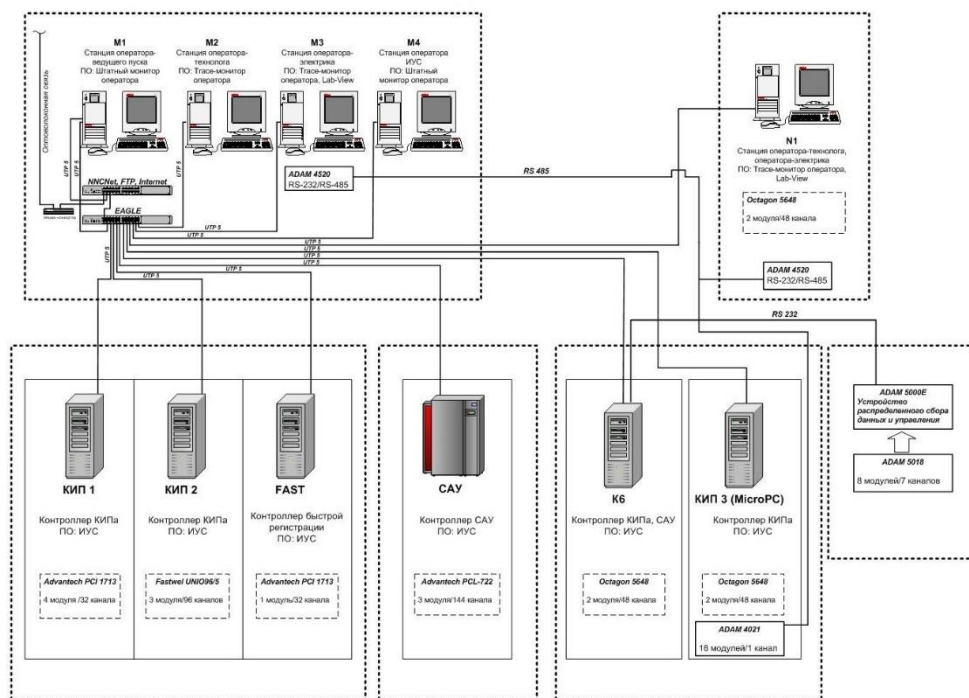


Рисунок 1. Структурная схема ИУС экспериментального стенда «EAGLE»

В настоящее время ИУС экспериментального стенда «EAGLE» построена по следующему принципу (рисунок 1). Контроллер сбора данных САУ (рисунок 2), соединение с модулями ввода-вывода дискретных сигналов осуществляется с помощью соединительных кабелей PC-10150. В контроллер установлен процессорный модуль на базе ПЭВМ Pentium E 5300 (с встроенным ISA шлейфом), накопители на жестких дисках со специализированным программным обеспечением контроллера САУ. Указанная ПЭВМ является одним из слабых звеньев в системе. Сбор данных осуществляется платами ввода-вывода дискретных сигналов PCL-722 (144 канала) с помощью специализированного программного обеспечения.

Кабели дискретных каналов подключаются к плате с гальванической развязкой (тип MBP-24). На самой плате расположены преобразователи Grayhill серии 70G-ODC5R (дискретный вывод), 70G-IDC5 (дискретный ввод).

Контроллер сбора данных КИП (рисунок 3), соединение с нормирующими преобразователями входного сигнала осуществляется через соединительные разъемы клеммных плат КИП с помощью шлейфовых кабелей MPB-24/26 и DB-37. В платы встраиваются преобразователи типа Grayhill 73G, 73L. В контроллер установлена процессорная плата Pentium-433, накопители на жестких дисках со специализированным программным обеспечением контроллера КИП.



Рисунок 2. Контроллер САУ



Рисунок 3. Контроллер КИП



Сбор данных осуществляется аналого-цифровыми преобразователями входного сигнала PCI-1713 (32 канала) и UNIO-96/5 (96 каналов) с помощью специализированного программного обеспечения.

Как ранее было отмечено, действующая ИУС экспериментального стенда «EAGLE» введена в эксплуатацию в 2002 году. В 2013 году была проведена частичная модернизация контроллеров и рабочих станций (пультовая).

Учитывая значительный срок эксплуатации системы, на сегодняшний день ее ключевые элементы подходят к пределу своих эксплуатационных возможностей. Указанные компоненты ИУС практически не имеют необходимого комплекта запасных частей для замены, используемые вычислительные машины морально устарели. В этой связи следует отметить, что вопрос модернизации рассматриваемой ИУС невозможно решить «точечными» заменами наиболее уязвимых узлов, ввиду несоответствия существующей архитектуры построения системы современным представлениям об ИУС. Для оперативной замены вышедших из строя компонентов используется имеющийся резерв, также восстановленный по результатам ремонта, поскольку в настоящее время ни ПЭВМ с необходимыми шинами и интерфейсами, ни прочие элементы системы (преобразователи, контроллеры и т.д.) не производятся, указанное оборудование приобрести невозможно.

Производители используемого в ИУС устаревшего аппаратного обеспечения в настоящее время не поддерживают его на современных операционных системах. Так, драйвер модуля PCL 722 имеется только для операционной системы Windows 98, а для Windows XP и более новых ОС таких драйверов не существует.

Отсутствуют резерв длительно эксплуатируемых преобразователей Grayhill серии 70G-ODC5R, 70G-IDC5, для которых также характерна ситуация отсутствия драйверов для операционных систем Windows XP и более новых.

Отсутствует возможность внесения изменений в системе автоматического управления экспериментальным стендом «EAGLE». Так, интерфейс оператора (рисунок 4) разработан в программной среде Scada-системы TraseMode (далее – ТМ) версии ТМ5, поддержка которой официальными разработчиками прекращена около 10 лет назад. Используемая Scada-система уступает по многим параметрам современной версии ТМ6, для которой характерны более удобный интерфейс, возможности настройки и поддержка на уровне производителя. Важным недостатком используемой Scada-системы ТМ5 является отсутствие самодиагностики при сбое и неисправности модуля, что не позволяет оперативно устранять возникающие сбои и неполадки.

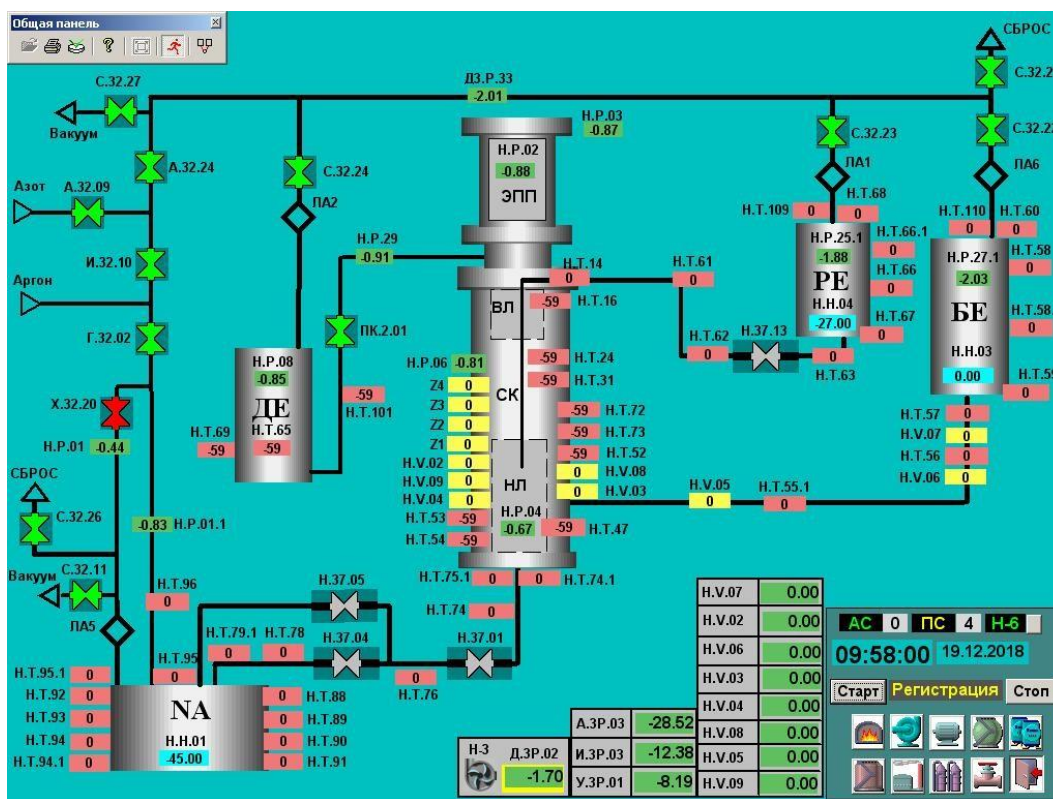


Рисунок 4. Экран оператора в Scada-системе «ТМ5»

Ряд проблемных аспектов имеется в структуре действующей системы контрольно-измерительных приборов. Интерфейс оператора также разработан на устаревшей среде Scada-системе TM5, а расчет температуры производится программой на языке программирования C++ Builder, Borland C++, в этой связи возникают проблемы совместимости систем при добавлении термопар иного типа, нежели имеются в программе (имеются только типы термопар: А-1, S, L, K, В). Современные, имеющиеся на рынке модули (преобразователи температуры), как правило, имеют возможность преобразования электрической величины в физическую (температуру), что увеличивает точность показаний и уменьшает нагрузку на контроллер.

К вышеизложенному необходимо добавить то, что разные модули ИУС разработаны на различных языках программирования, что критически затрудняет внесение изменений в логику системы. Отсутствие исходного кода ряда модулей системы обуславливает невозможность их редактирования и перекомпиляции, что закрывает возможности модернизации системы на программном уровне и обновлению её версии. Также, для подсистемы КИП характерна общая для всей системы проблема отсутствия драйверов на модули и преобразователи на операционные системы позднее Windows 98, отсутствие резерва преобразователей Grayhill серии 73G (0–100 мВ), 73L, которые сняты с серийного производства с 2010 года.

К одному из недостатков подсистемы КИП также следует отнести действующий принцип построения её архитектуры: контроллеры КИП связаны друг с другом, при потере связи некоторые элементы управления (управление нагревателями) перестают откликаться, имеет место временная потеря показания контрольных точек подсистем, в результате необходимо периодически перезапускать ПО на контроллере, чего следовало бы избежать во время пусковых работ.

Подводя итог вышеизложенному, необходимо сделать вывод о том, что существующая ИУС, выполняя свои функции, все же не в полной мере соответствует современным требованиям к качеству представляемой информации и не всегда обеспечивает требуемые показатели.

#### **ТЕХНИЧЕСКИЕ ТРЕБОВАНИЯ К ИУС «EAGLE»**

Для проведения экспериментальных исследований с заданной точностью следует учитывать, что по проекту технические средства ИУС «EAGLE» должны обеспечивать:

- 1) сбор и регистрацию измерительной информации с периодом опроса каналов 0,1; 1; 10 с;
- 2) вывод дискретных сигналов (на аппаратуру САУ);

- 3) автономную регистрацию текущих значений измеряемых параметров по всем аналоговым и дискретным каналам с периодом регистрации на контроллерах 0,1; 1; 10 с, а также быструю регистрацию основных каналов с частотой 10 кГц. Общее время регистрации не менее 10 ч;

- 4) функциональную независимость всех АРМ операторов и местных пультов друг от друга;

- 5) время готовности ИУС при включении не более 30 мин;

- 6) единую архитектуру ИУС;

- 7) гальваническую развязку между контроллером САУ и элементами промышленной автоматики.

#### **ВЫБОР АРХИТЕКТУРЫ ИУС «EAGLE»**

##### **ПО ЕЁ МОДЕРНИЗАЦИИ**

Одной из целей предлагаемой модернизации является реализация ИУС на одной платформе, что в конечном итоге позволит производить регистрацию необходимых измерений с заданными частотами.

Предлагаемый нами вариант модернизации ИУС «EAGLE» включает в себя создание пяти автоматизированных рабочих мест операторов (АРМ) и трех контроллеров сбора и обработки информации. В результате, планируемая ИУС «EAGLE» будет являться моноплатформенной, территориально-распределенной, унифицированной по интерфейсам и протоколам системой с тремя уровнями иерархии (рисунок 5).

Нижний уровень ИУС включает в себя датчики, контролирующие управляемые параметры и исполнительные устройства, воздействующие на эти параметры процесса, для приведения их в соответствие с заданием. На этом уровне осуществляется согласование сигналов датчиков с входами устройства управления и вырабатываемых команд с исполнительными устройствами.

Средний уровень ИУС осуществляет функции измерения в реальном масштабе времени по заданным параметрам, сбор, регистрацию, первичную обработку измерительной информации о контролируемых технологических параметрах по всем подсистемам ИУС, формирование и выдачу сигналов на управление исполнительными механизмами, а также предупредительную сигнализацию и аварийную защиту.

Верхний уровень ИУС осуществляет прием данных от контроллеров подсистем среднего уровня и регистрацию текущих значений измеряемых параметров, отображение заданных групп текущих значений измерительной и служебной информации в виде таблиц, графиков, гистограмм, мнемосхем и других визуальных фрагментов на АРМ операторов, передачу команд для переключения режимов контроллеров среднего уровня.

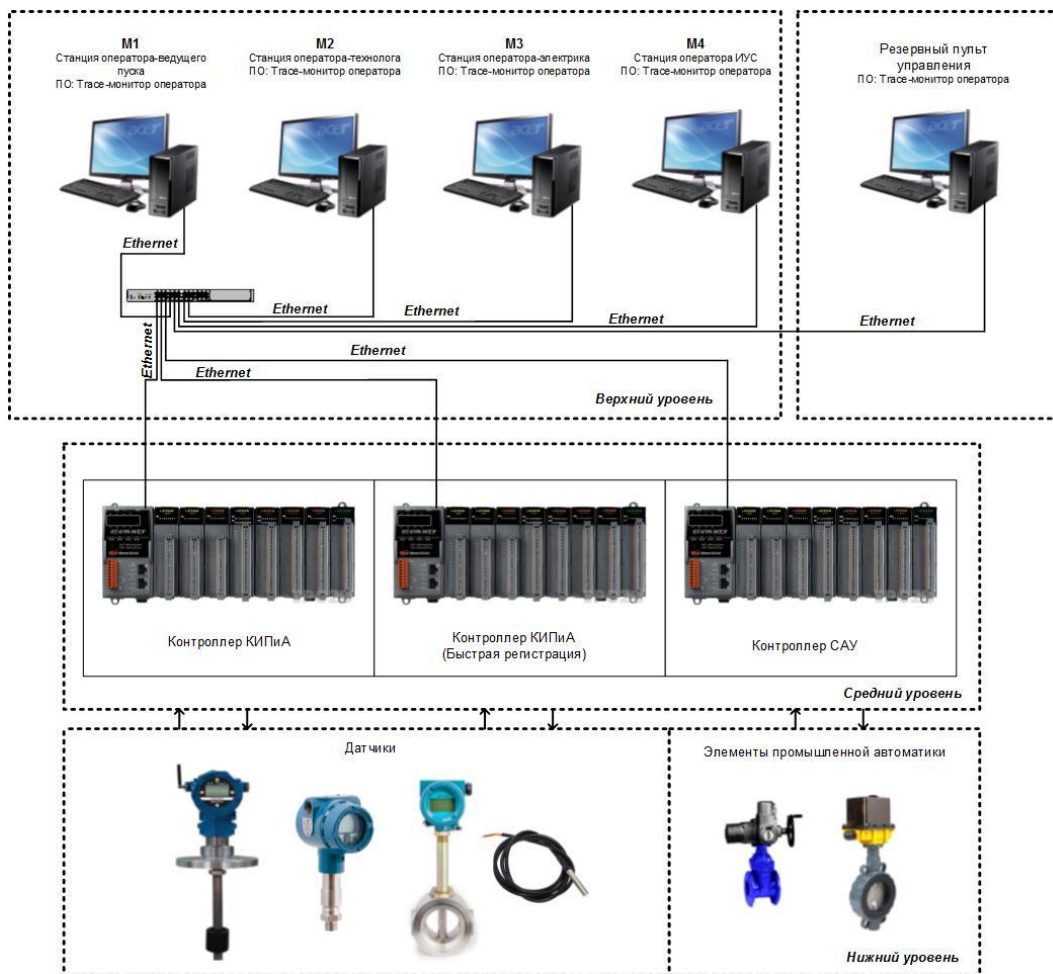


Рисунок 5. Структурная схема ИУС экспериментального стенда «EAGLE»

**ВЫБОР ОБОРУДОВАНИЯ ДЛЯ ПОСТРОЕНИЯ ПРЕДЛАГАЕМОЙ АРХИТЕКТУРЫ ИУС «EAGLE»**

Оборудование нижнего уровня ИУС при проведении предлагаемой модернизации заменяться не будет.

В качестве оборудования среднего уровня системы нами выбраны продукты компании ICP DAS (рисунок 6), поскольку они обладают высокими эксплуатационными и техническими характеристиками, в том числе по таким ключевым показателям как коэффициент готовности, средняя наработка на отказ, время восстановления, назначенный ресурс работы.



Рисунок 6. Промышленный контроллер WP-8841-MicroTraceMode256 [4]

В качестве средства программирования контроллеров и разработки графических экранов АРМ операторов выбран программный продукт Trace Mode 6. Инструментальная система TRACE MODE 6 состоит из интегрированной среды разработки и отладочного монитора реального времени – профайлера. Интегрированная среда разработки TRACE MODE 6 представляет собой единую программную оболочку, объединяющую все основные компоненты инструментальной системы [5]:

- SOFTLOGIC – систему программирования контроллеров;
- SCADA/HMI – систему разработки распределенной АСУТП;
- MES-EAM-HRM – экономические модули, объединенные общим названием T-FACTORY.exe™, для создания АСУП, полностью интегрированных с АСУТП.

Указанный выбор обусловлен тем, что Trace Mode 6 поддерживает и позволяет провести программирование выбранных контроллеров ICP DAS. Программный продукт Trace Mode 6 представляет собой пакет программного обеспечения на основе операционной системы MS Windows, предназначенный для разра-

ботки и выполнения прикладных программ по сбору технологических данных, оперативному контролю и управлению технологическими процессами. Trace Mode 6 включает инструменты для создания человеко-машинного интерфейса, включая анимированные графические дисплеи реального времени, тренды, а также сводки по сигналам тревоги и событиям системы, методы регистрации технологических данных. Для интеграции с другими программными продуктами и расширения функциональных возможностей разрабатываемых проектов, в Trace Mode 6 встроена поддержка таких технологий как ActiveX, VBA, OLE, ODBC, OPC и DDE. Для настройки сетевого взаимодействия между контроллером и АРМ оператора в программный продукт Trace Mode 6 включены все необходимые драйверы [5].

В ИУС будет использован: «дисплейный» способ контроля и управления, который предполагает, что основным средством представления информации оператору и выдачи управляющих команд являются дисплейные терминалы с цветными графическими дисплеями и функциональными клавиатурами, а также «дисплейное» задание режимов работы оборудования и регуляторов, экран коллективного пользования, микропроцессорные средства среднего уровня, высокий уровень автоматизации.

По итогам реализации указанного проекта будет обеспечено выполнение всех указанных в настоящей статье технических требований к измерительной и управляющей системе экспериментального стенда «EAGLE».

Следует отметить, что реализация данного проекта была бы невозможной без финансовой помощи Агентства по уменьшению угрозы Министерства обороны США, представители которого высоко оценили как важность самого проекта, так и уровень его проработки на презентации этого проекта во время своего посещения НЯЦ РК в августе 2018 года.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Васильев Ю.С., Пивоваров О.С., Зуев В.А., Игнашев В.И., Колодешников А.А., Яковлев В.В. Внереакторный экспериментальный стенд для исследования проблем безопасности быстрых реакторов. – Вестник НЯЦ РК, 2002, выпуск 1, С. 18–24.
2. S. Kubo, Y. Tobita, I. Sato, S. Kotake, H. Endo, K. Koyama, K. Konishi, K. Kamiyama, K. Matsuba, J. Toyooka, V.A. Zuyev, A.V. Pakhnits, V.A. Vityuk, V.A. Gaidaichuk, A.D. Vurim, A.A. Kolodeshnikov, Y.S. Vassiliev. Main outcomes and future plan of the EAGLE project. – Вестник НЯЦ РК, 2016, выпуск 1, С. 13–18.
3. Колокольцов М.В. Разработка программного обеспечения автоматизации быстродействующей системы измерений параметров жидкого натрия на платформе WINDOWS. – Вестник НЯЦ РК, 2005, выпуск 4, С. 102–109.
4. WinPAC-8000 User Manual (For Standard WP-8000) Version 2.0.9. – 2014 ICP DAS Co., Ltd.
5. Руководство пользователя SCADA Trace Mode 6. Том 1. 14 издание. – Москва, 2011.
6. ГОСТ Р 50923-96. Дисплей. Рабочее место оператора. Общие эргономические требования и требования к производственной среде. Методы измерения. – М.: Изд-во стандартов, 1988.

#### Выводы

ИУС экспериментального стенда «EAGLE» предназначена для измерения параметров проводимых экспериментов и управления нагревателями, задвижками и другой аппаратурой стенда.

В целях успешного проведения научных экспериментов, изучения физических процессов и явлений необходимы сбор и регистрация точных и достоверных данных о работе экспериментального стенда «EAGLE». Существующая в данный момент ИУС не в полной мере соответствует современным требованиям к качеству представляемой информации и не всегда обеспечивает полноту и точность требуемых показателей.

В этой связи, разработка и реализация проекта способствует увеличению показателей надежности исследовательского стенда «EAGLE» и как следствие – повышению качества научных исследований, проводимых на этом стенде.

В разрабатываемой ИУС будут применены эргономические оформленные рабочие места операторов управления установкой, в соответствии с требованиями ГОСТ Р 50923-96 [6], будет разработана система аварийной защиты и предупредительной сигнализации, организована регистрация данных на АРМ операторов. Предложенные решения лежат в основе создания надёжной ИУС с высокими техническими и эксплуатационными характеристиками.

**«EAGLE» ЭКСПЕРИМЕНТТІК СТЕНДІНІҢ АҚПАРАТТЫҚ - БАСҚАРУ  
ЖҮЙЕЛЕРІН ЖАҢҒЫРТУ**

**С.А. Ильиных, А.В. Сысәлетин, В.А. Ермаков, А.Б. Қудранова, Р.Ж. Наурызбаев**

*ҚР ҰҰО РМК Атом энергиясы институты, Қурчатов, Қазақстан*

2019 жылдан бастап Атом энергиясы институтында «EAGLE» эксперименттік стендінің ақпараттық-басқару жүйелерін жаңғырту бойынша жұмыстар жүргізілуде. Осы кезде жаңғырту нәтижесінде шешілетін міндеттер қалыптастырылды, алғашқы түрлендіргіштерден деректерді өңдеу алгоритмдері, ақпараттарды визуалдау және пульт операторларының экрандарында көрсету тәсілдері әзірленуде. Бақылау, тіркеу, эксперименттік ақпараттарды «EAGLE» стендінде көрсету үдірісін жетілдіру - осы жұмыстың қорытындысы болып табылады.

**MODERNIZATION OF THE INFORMATION MANAGEMENT SYSTEM  
OF THE “EAGLE” TEST BENCH**

**S.A. Ilinykh, A.V. Syssaletin, V.A. Ermakov, A.B. Kurdanova, R.Zh. Nauryzbaev**

*Institute of Atomic Energy NNC RK, Republic of Kazakhstan, Kurchatov*

Since 2019, works on the modernization of management information systems of the "EAGLE" test bench are carried out at the Institute of Atomic Energy. The tasks are formulated, which will be solved during modernization. Algorithms of data processing from primary converters and visualization methods and presentation of information on the screens of operators of consoles are developing. The result of this work will be the improvement of the control process, registration, display of experimental information on the "EAGLE" test bench.

УДК 620.193. 27: 539.2:536.42

**ВЛИЯНИЕ ПОСТРАДИАЦИОННЫХ ОТЖИГОВ НА РАСПУХАНИЕ, НАМАГНИЧЕННОСТЬ И КОРРОЗИОННУЮ СТОЙКОСТЬ АУСТЕНИТНОЙ СТАЛИ 12X18Н10Т, ОБЛУЧЕННОЙ В РЕАКТОРЕ БН-350**<sup>1,2)</sup> Максимкин О.П., <sup>1)</sup> Яровчук А.В.<sup>1)</sup> *Институт ядерной физики, Алматы, Казахстан*<sup>2)</sup> *НИИЯУ «МИФИ», Москва, Россия*

Проведено сравнительное изучение постэксплуатационных изменений структурно-фазового состояния, намагниченности, распухания и коррозионных свойств образцов конструкционной реакторной стали 12X18Н10Т, вырезанных из стенок шестигранных чехлов отработавших тепловыделяющих сборок с различных отметок по высоте от центра активной зоны ядерного реактора БН-350. Исследования процессов старения высокооблученной коррозионностойкой аустенитной стали показали, что в результате изохронных отжигов в области 400÷450°C наблюдается эффект роста намагниченности, инициируются процессы зарождения дефектов различной морфологии, изменения их плотности и размеров, что определяет степень распухания. Установлена взаимосвязь радиационного распухания с эволюцией дефектной структуры, плотностью, намагниченностью и сопротивлением коррозии аустенитной стали.

**ВВЕДЕНИЕ**

Промышленное освоение ядерных источников энергии поставило перед радиационным материаловедением ряд сложных задач фундаментального и прикладного характера, связанных с исследованием недостаточной стойкости конструкционных материалов как непосредственно под облучением, так и в течение длительного пострадиационного хранения. В процессе эксплуатации ядерно-энергетических установок периодически возникает необходимость перегрузки (или перемещения) отработавших тепловыделяющих элементов (ТВЭЛов), демонтажа конструкций и безопасного хранения радиоактивных материалов. При этом механическим нагрузкам подвергаются материалы не только облученные в экстремальных условиях (градиенты температур, давлений и т.д), но и состарившиеся, в частности, находившиеся в контакте с ядерным горючим (например, оболочки ТВЭЛов после «вылечения», детали остановленных для декомиссии реакторов и т.д.).

Хорошо известно [1], что используемые в реакторостроении конструкционные аустенитные стали ( $\gamma$ -фаза) являются метастабильными и в процессе облучения нейтронами в них протекают процессы образования и эволюции дефектов кристаллической решетки, формирование радиационно-иницированных сегрегаций атомов легирующих элементов и примесей, что приводит к образованию вакансионных пор и вторичных фаз. Многие из фаз обогащены аустенито-стабилизирующими элементами, такими, как С и Ni, при этом прилегающие к фазам области оказываются обедненными, что приводит к еще большей нестабильности состояния металла и к уменьшению энергии дефектов упаковки (ЭДУ) [2]. Наличие концентрационных неоднородностей сопровождается образованием пор. Со временем поры растут и сливаются - проявляется эффект радиационного распухания стали. Помимо этого, концентрационные неоднородности в  $\gamma$ -фазе вызывают появление внутренних напряжений, которые способны привести к образованию ферритной (или мартенситной)  $\alpha$ -фазы в ходе прямого  $\gamma \rightarrow \alpha$  ( $\gamma \rightarrow \epsilon \rightarrow \alpha$ ) превращения, как это имеет место при холодной деформации. Высокотемпературный нагрев (~800°C) облученной нейтронами стали приводит к исчезновению  $\alpha$ -фазы в результате обратного  $\alpha \rightarrow \gamma$  перехода и материал теряет магнитные свойства [3]. Подобные изменения структурно-фазового состояния стали влекут за собой существенные изменения физико-механических свойств. Имеется множество примеров катастрофического снижения пластичности сталей и проявления коррозии. После эксплуатации радиоактивные стальные детали помещают в воду, где при продолжительном хранении вероятность развития старения и появления коррозионной повреждаемости достаточно высока.

К настоящему времени отработавшие тепловыделяющие сборки реактора БН-350 (Актау, Республика Казахстан) извлечены из активной зоны и из бассейна-хранилища, промыты от натрия, высушены и упакованы в стальные пеналы, заполненные аргоном, где планируется их хранить в течение ~ 50 лет. Согласно имеющимся расчетам, температура отработавших стальных изделий (ТВЭЛов и ТВС) при сухом хранении может достигать 400°C. С учетом того, что рабочая температура ТВС в реакторе БН-350 сравнительно низкая по отношению к другим быстрым реакторам (ЕВР-II, Феникс и др.) и составляет в нижней части сборки «всего» ~280°C, можно ожидать, что в облученных аустенитных сталях во время их длительного пребывания в стальном пенале возникнут процессы старения, что, несомненно, приведет к изменению характеристик. В связи с этим особый интерес представляет исследование процессов низкотемпературного (~400°C) старения высокооблученных реакторных материалов, прошедших пол-

ный цикл эксплуатации в реакторе БН-350 и нахождения в водном бассейне.

Обеспечение безопасного хранения облученных нейтронами конструкционных реакторных материалов требует создания полноценного банка экспериментальных данных, на базе которых будут сформированы представления о возможных негативных последствиях изменений свойств материалов при различных сроках и условиях хранения. Анализ результатов многочисленных публикаций по данной теме свидетельствует о том, что до настоящего времени нет общепринятых представлений о закономерностях процессов деградации свойств высокооблученных сталей и сплавов.

Цель настоящей работы заключается в получении и анализе новых экспериментальных данных, способствующих раскрытию физической природы радиационно-термических эффектов, обнаруженных в облученной нейтронами аустенитной стали 12Х18Н10Т при термическом воздействии вблизи 400 °С.

#### ОБЪЕКТЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Исследовали аустенитную хромоникелевую сталь 12Х18Н10Т – материал чехлов отработавших ТВС ядерного реактора БН-350, которые до облучения подвергали механико-термической обработке (МТО: 18–20% ХД + отжиг 800 °С 1 ч). Параметры облучения материала нейтронами приведены в таблице 1. Распределения потоков нейтронов и температур в активной зоне реактора представлены на рисунке 1.

Таблица 1. Исследуемые объекты

Сборки	Отметки от ЦАЗ, мм	Повреждающая доза, сна	Температуры облучения, °С	ΔТ, °С
Н-214(1)	-1200 и +1200	0,11	280 и 450	170
Н42	-300 и +300	13,2	309 и 405	102
ЦЦ-19	-160 и +160	55,7	330 и 370	40

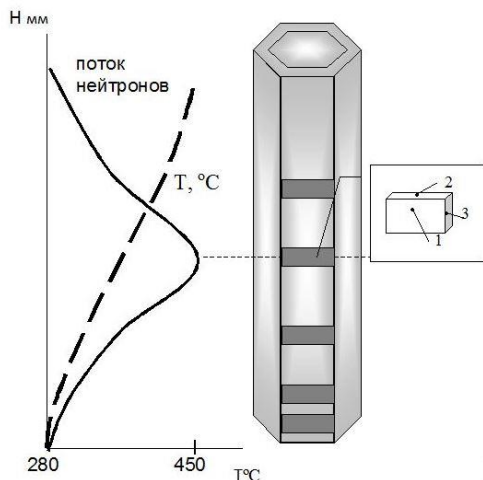


Рисунок 1. Распределение потока нейтронов и температуры по высоте активной зоны реактора БН-350

В качестве методов исследований использовали измерение намагниченности (феррозонд Ferster-1053), оптическую микроскопию (Neophot2), просвечивающую электронную микроскопию (JEM100СХ), определение плотности необлученных и облученных нейтронами образцов после каждого изохронного отжига.

Коррозионные исследования включали в себя мониторинг коррозионных повреждений поверхности шестигранных чехлов ТВС и испытания образцов аустенитной стали на сопротивление коррозии в хлоридсодержащей среде (5% FeCl<sub>3</sub>) ускоренным методом [ГОСТ 9.903.-81]. После каждого двухчасового воздействия раствора производили измерение массы образцов на электронных аналитических весах (KERN-770) с точностью 0,0001 г.

В качестве показателей коррозионной стойкости использовали отношение потеря массы (Δm) к единице площади (s) образца  $\Delta m/s$  (г/м<sup>2</sup>), скорость коррозии  $V_m = \Delta m/s \cdot \tau$  (где τ – продолжительность испытания, час) и глубинный показатель коррозии (Π, мм/год) [ГОСТ 9.912-89 (СТ СЭВ 6446-88)].

#### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

##### Влияние параметров облучения на радиационное набухание стали 12Х18Н10Т

Систематизированные ПЭМ-исследования высокооблученных сталей показали, что воздействие быстрых нейтронов приводит к образованию в кристаллической решетке дислокационных петель, сеток линейных дислокаций, вакансионных пор и различных фазовых выделений, области существования которых и их параметры зависят от типа легирования, температуры, флюенса нейтронов, а также от скорости набора повреждающей дозы [4, 5]. В частности, при низких скоростях набора повреждающей дозы ( $2 \cdot 10^{-8}$  сна/с) и температуре облучения ~400 °С набухание стали 12Х18Н10Т становится заметным уже при 300 °С [4]. При других параметрах облучения (увеличение флюенса нейтронного облучения, скорости набора дозы) начало процессов зарождения, роста пор и уменьшения плотности стали происходит при 400÷450 °С (рисунок 2) [6].

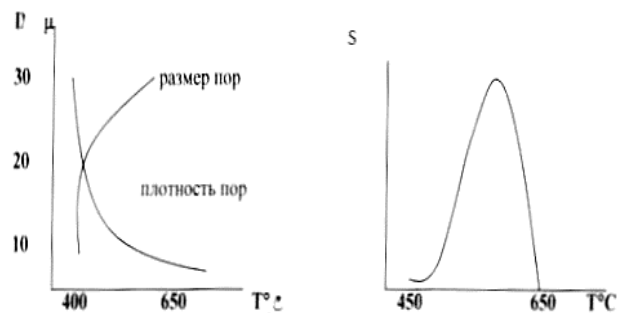


Рисунок 2. Зависимости параметров вакансионных пор (r, μ) и набухания (S) стали 12Х18Н10Т от температуры облучения (схемы) [6]

Кроме того, при высокодозном облучении наблюдается преимущественное распухание (S) реберных участков чехла ( $\leq 10\%$ ) по сравнению с гранями ( $\leq 5-7\%$ ). Причина данного явления обусловлена, вероятнее всего, влиянием механико-термической обработки, в результате которой формируется различное сложно-напряженное состояние в ребрах и гранях.

Электронно-микроскопические исследования аустенитных сталей, облученных в составе тепловыделяющих сборок БН-350, показали что в образцах, вырезанных из стенки чехла ТВС ЦЦ-19 с отметки «+160» (55,4 сна), при часовых отжигах в области температур 450–550 °С наблюдается заметное возрастание плотности «лидирующих» дефектов (дефектных петель, вакансионных пор) при одновременном уменьшении их средних размеров [5]. Объяснение данного эффекта может быть связано с проявлением температурного роста крупных кластерных дефектов, протекающем на фоне термоактивируемого распада мелких дефектов, и переходе выросших междоузельных или вакансионных кластеров в разряд «петель» или «пор».

В таблице 2 приведены сравнительные данные по изменению плотности и размеров основных дефектов (вакансионных пор, дефектных петель, дислокаций), сформировавшихся в облученной нейтронами стали после эксплуатации в активной зоне реактора БН-350 (55,4 сна) и отжига при 450 °С.

Таблица 2. Влияние температуры отжига на плотность основных дефектов и распухание облученной стали 12Х18Н10Т (чехол ТВС ЦЦ-19, отметку «+160 мм»)

12Х18Н10Т ЦЦ-19 «+160мм»	Тип дефектов	Плотность дефектов, $\times 10^{21} \text{ м}^{-3}$	Средний размер дефектов, нм	Распухание S, %
Без отжига	поры и петли	~2,8	22±26	~2,1
	линейные дислокации	$8,2 \cdot 10^{13} \text{ м}^{-2}$		
Отжиг при 450 °С	поры и петли	~4,8	17±18	~2,4
	линейные дислокации	$3,1 \cdot 10^{14} \text{ м}^{-2}$		

Видно, что в результате отжига заметно возрастает плотность дефектов и распухание стали. При этом оказалось, что средний размер дефектов уменьшается, что свидетельствует о появлении в процессе отжига новых мелких дефектных образований.

Полученные данные свидетельствуют о том, что изменения тонкой структуры, морфологии и плотности радиационных дефектов в высокооблученной стали 12Х18Н10Т достаточно активно происходят при температурном воздействии в области 450°С.

### Влияние пострадиационных отжига на образование и рост количества ферромагнитной фазы в стали 12Х18Н10Т

Несомненный интерес представляют исследования влияния пострадиационных отжига на содержание ферромагнитной фазы в облученных нейтронами стальных образцах, вырезанных из чехла тепловыделяющей топливной сборки ЦЦ-19 реактора БН-350. Оказалось, что объемное содержание ферромагнитной фазы на внешней и внутренней сторонах стенки чехла ТВС неодинаково. Внутренняя сторона чехла во всех образцах содержала значительно большее количество магнитной составляющей, чем внешняя, что обусловлено более интенсивным развитием мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$  превращения. Кроме того, рентгеновскими и магнитометрическими методами выявлено, что образцы, вырезанные из участков, расположенных в непосредственной близости к ребру чехла, содержали меньшее количество феррофазы, чем образцы, вырезанные из середины области грани.

При исследовании образца стали 12Х18Н10Т, вырезанного с отметки «0 мм» от ЦА3 (расчетная повреждающая доза составила 58 сна) установлено, что вблизи температуры отжига 400°С регистрировались локальные максимумы содержания  $\alpha$ -фазы на обеих: внутренней и внешней сторонах образца. Результаты магнитометрических измерений, показали, что максимальный прирост  $\alpha$ -фазы наблюдался на внутренней стороне чехла после отжига при ~450 °С (рисунок 3).

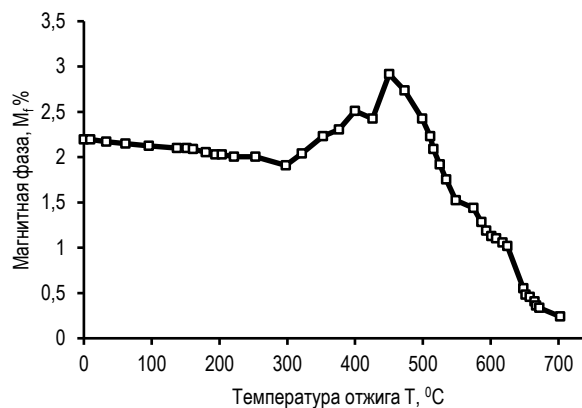


Рисунок 3. Изменение содержания  $\alpha$ -фазы (Mf) в облученном нейтронами стальном образце (ТВС ЦЦ-19, отметка «+160 мм») после изохронных отжигах

Аномальный прирост ферромагнитной фазы при этом достиг 34%. Объяснение данного эффекта можно найти, рассматривая процесс термического старения облученной стали. Поскольку облучение нейтронами осуществлялось при повышенной температуре (349 °С), атомы примесей (С, N, O) и дислокации, обладая достаточной подвижностью в интервале температур 150–350 °С, мигрируют, как в области, испытывающие растягивающие нагрузки, так и, что особенно важно, в области кристаллической решетки, нахо-



дящиеся в сжатом состоянии. Это вызывает релаксацию напряжений сжатия, или их исчезновение, что способствует росту  $\alpha$ -фазы при отжиге. После отжигов при температурах выше 500 °С отмечается снижение содержания  $\alpha$ -фазы в образце.

Таким образом, полученные результаты свидетельствуют о существующей связи процессов старения с фазовыми превращениями, протекающими в высокооблученной аустенитной стали 12Х18Н10Т при отжиге.

**Влияние пострadiaционных отжигов на сопротивление коррозии стали**

Визуальные наблюдения за состоянием поверхности стенок чехлов отработавших тепловыделяющих сборок атомного реактора БН-350 после длительного хранения в водном бассейне (23 года) позволили установить наличие коррозионных дефектов различного характера. Помимо видимого разрыхления защитного оксидного слоя на поверхности чехла обнаружены дефекты локального типа: питтинги, язвы, трещины, размеры которых иногда достигали ~50 мкм и более [9]. Наличие коррозионных повреждений на отработавших ТВС небезопасно для их дальнейшего сухого хранения, поскольку процессы старения способны ускорить разрушение изделий.

Проведены исследования влияния отжигов при температурах 400 и 650 °С (в течение 3 часов) на коррозионную стойкость необлученных и облученных нейтронами образцов стали 12Х18Н10Т. В таблице 3 приведены данные по изменению потерь массы ( $\Delta m/s, \text{г/м}^2$ ) в зависимости от времени коррозии стальных образцов. Оказалось, что потери массы необлученных образцов минимальны, а отжиг способствует снижению показателей коррозии. Начиная с 50 часов воздействия агрессивного раствора, наблюдается стабилизация значений  $\Delta m/s$ , глубинный показатель ( $\Pi$ ) при этом не превышает 0,07 мм/год, что свидетельствует о высокой коррозионной стойкости аустенизированного необлученного материала. В то

же время облученные нейтронным потоком образцы показали значительное повышение склонности к питтингообразованию в хлоридсодержащей среде.

Наивысшие значения  $\Delta m/s$  установлены для образцов, вырезанных с отметки «0 мм» от ЦАЗ. По сравнению с необлученным неотожженным материалом потери массы, образцов с нулевой отметки возросли в 40 раз, а с отметки «+160 мм» – в 12 раз. Отжиг при 400 °С значительно увеличил склонность к коррозии облученной аустенитной стали 12Х18Н10Т. При этом можно отметить, что стабилизации значений  $\Delta m/s$  не наблюдается. Глубинный показатель коррозии при 190 часах воздействия агрессивного раствора (отметка «0 мм») составил ~9,4 мм/год, что в 134 раза больше, чем для исходного необлученного материала. Дальнейшее повышение температуры отжига до 650 °С вызывает некоторое повышение сопротивления коррозии у облученных образцов. Такое изменение коррозионных свойств стали находит объяснение в трансформации структурного состояния материала [9]. Установлено, что коррозионная стойкость облученной нейтронами стали 12Х18Н10Т резко снижается после отжигов в области температур 400÷650 °С, в результате развития термического старения.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Комплексные материаловедческие исследования высокооблученных образцов аустенитной хромоникелевой коррозионностойкой стали 12Х18Н10Т выявили определенные особенности влияния пострadiaционных отжигов на структуру и свойства материала.

– Проведенные исследования позволили установить, что изменения тонкой структуры, морфологии и плотности радиационных дефектов в высокооблученной стали 12Х18Н10Т достаточно активно происходят при температурном воздействии в области 400÷450°С.

*Таблица 3. Потери массы при различном времени выдержки в 5%-м растворе FeCl<sub>3</sub> необлученных и облученных образцов стали 12Х18Н10Т без отжига и после отжигов*

Время коррозии, час	Состояние образца								
	необлученное			облученное на различных отметках от ЦАЗ					
	без отжига	отжиг, Т°С		отметка «0 мм»			отметка «+160 мм»		
		400	650	без отжига	отжиг, Т°С		без отжига	отжиг, Т°С	
				400	650		400	650	
20	3,7	2,7	25,6	154,4	263,6	85,7	43,7	206,0	101,3
50	6,6	3,6	61,6	206,9	437,5	152,2	79,1	394,3	195,3
70	10,2	3,6	64,7	261,1	568,0	199,5	107,6	513,2	249,6
100	10,2	2,7	75,9	412,2	784,1	274,8	164,8	735,6	401,5
140	11,0	3,6	99,1	674,9	1172,9	444,7	280,9	1121,7	781,3
170	11,7	3,6	106,3	950,8	1437,8	638,3	381,8	1474,8	1475,7
190	11,7	3,6	109,5	1195,5	1630,2	840,7	474,3	1744,3	1982,1

– В результате изохронных (1 час) отжигов в области 400÷450°C наблюдается эффект роста намагниченности высокооблученной стали 12Х18Н10Т, инициируются процессы зарождения дефектов различной морфологии, изменения их плотности и размеров, что определяет степень распухания.

– Интенсификация  $\gamma \rightarrow \alpha$  фазового превращения при отжигах в области 400÷450°C обусловлена проявлением процессов старения и изменения тонкой структуры высокооблученной аустенитной стали.

– Пострадиационные отжиги при 400÷450°C значительно увеличивают склонность облученной аустенитной стали к коррозии, показатели которой в 134 раза превышают значения, свойственные необлученному материалу.

*Работа выполнена при финансовой поддержке МОН РК, тема BR 05236400/ПЦФ.*

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Воеводин В.Н., Неклюдов И.М. Эволюция структурно-фазового состояния и радиационная стойкость конструкционных материалов // Киев. Наукова Думка. – 2000. – 376 С.
2. Максимкин О.П. Дефекты упаковки, их энергия и влияние на свойства облученных металлов и сплавов // Алматы. – 2010. – С. 72.
3. Рахашев Б.К. Исследование обратного мартенситного  $\alpha \rightarrow \gamma$  превращения в облученных высокоэнергетическими частицами деформированных нержавеющей сталях 12Х18Н10Т и 08Х16Н1М3. // Автореферат диссертации на соискание ученой степени кандидата физ.-мат. наук. – Алматы. – 2010. – 20 С.
4. Ибрагимов Ш.Ш., Реутов В.Ф., Вагин С.П., Уткелбаев Б.Д. Исследование структуры нержавеющей стали Х18Н10Т облученной быстрыми нейтронами при температуре 300 °С // Атомная энергия. – 1982. – т.53. – вып.5. – С. 324–325.
5. Цай К.В. Микроструктурные особенности радиационного распухания и упрочнения аустенитных нержавеющей сталей, облученных в реакторе БН-350 и ВВР-К. // Автореферат диссертации на соискание ученой степени доктора физ.-мат. наук. – Алматы. – 2010. – 40 С.
6. Кадыржанов, К.К. Распухание реакторных материалов при высокодозном облучении / К.К. Кадыржанов, Э.С. Айтхожин, Е.В. Чумаков и др. – Алматы. 2003. – Препринт ИЯФ РК. – № 23. – 70 С.
7. Зеленский В.Ф., Неклюдов И.М., Черняева Т.Л. Радиационные дефекты и распухание металлов // Киев. – Наукова думка. – 1988. – 293 с.
8. Цай К.В. Влияние пострадиационных отжигов на микроструктуру и свойства стали 12Х18Н10Т – материала чехла отработавшей тепловыделяющей сборки реактора БН-350 // Вестник НЯЦ РК. – Вып. 1. – С. 4–13.
9. Яровчук А.В., Максимкин О.П., Турбарова Л.Г. Коррозионная стойкость чехлов отработавших тепловыделяющих сборок ядерного реактора БН-350 // Физика и химия обработки материалов. – 2017. – № 2. – С. 5–13.

#### БН-350 РЕАКТОРЫНДА СӘУЛЕЛЕНДІРІЛГЕН 2Х18Н10Т АУСТЕНИТТІ БОЛАТТЫҢ ІСІНУІНЕ, МАГНИТТЕНУІНЕ ЖӘНЕ КОРРОЗИЯҒА ТӨЗІМДІЛІГІНЕ РАДИАЦИЯДАН КЕЙІНГІ КҮЙДІРУЛЕРДІҢ ӘСЕРІ

<sup>1,2)</sup> О.П. Максимкин, <sup>1)</sup> А.В. Яровчук

<sup>1)</sup> Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

<sup>2)</sup> «МИФИ» ҰЯЗУ, Мәскеу, Ресей

БН-350 ядролық реакторының активті аймағының ортасынан биіктігі бойынша әртүрлі белгісінде пайдаланылған жылу бөлгіш жинамаларының алты қырлы қапшықтары қабырғаларынан кесіліп алынған 12Х18Н10Т конструкциялық реакторлық болат үлгілерінің құрылымдық-фазалық күйінің, магниттенгендік, ісіну және коррозиялық қасиеттерінің пайдаланудан кейінгі өзгерістерін салыстырмалы зерделеу жүргізілді. Жоғары сәулелендірілген коррозияға төзімді аустенитті болаттың ескіру процестерін зерттеу, 400÷450 °С аумақта изохрондық күйдіру нәтижесінде магниттенгендігінің жоғарылау эффекті байқалатыны, әртүрлі морфологиядағы ақаулардың туындау процестері, олардың ісіну деңгейін анықтайтын тығыздығы мен өлшемдерінің өзгеруі басталатыны көрсетілді. Радиациялық ісінудің аустениттік болаттың ақаулы құрылымның эволюциясымен, тығыздығымен, магниттелуімен және коррозияға төзімділігімен өзара байланысы анықталды.

**EFFECT OF POST-RADIATION ANNEALING ON SWELLING, MAGNETIZATION  
AND CORROSION RESISTANCE OF AUSTENITIC STEEL 12Cr18Ni10Ti,  
IRRADIATED IN THE REACTOR BN-350**

<sup>1,2)</sup> O.P. Maksimkin, <sup>1)</sup> A.V. Yarovchuk

<sup>1)</sup> *Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan*

<sup>2)</sup> *NRNU «MEPhI», Moscow, Russia*

The comparative study has been performed on the post-operation changes in the structural-phase state, magnetization, swelling and corrosion properties of the samples of structural reactor steel 12Cr18Ni10Ti, cut from the walls of the hexagonal ducts of the spent fuel assemblies from various elevations from the core center of the nuclear reactor BN-350. The studies of the aging processes in the highly irradiated corrosion-resistant austenitic steel showed that as the result of isochronous annealing in the region of 400÷450 °C we can observe the effect of magnetization increase, initiation of the processes of nucleation of defects of various morphology, the changes in their density and size, which determines the degree of swelling. The relationship has been established between radiation swelling with evolution of the defective structure, density, magnetization and corrosion resistance of austenitic steel.

УДК 621.039.6; 533.9.08; 621.039.66

## РОЛЬ ИМИТАЦИОННОГО СТЕНДА С ПЛАЗМЕННО-ПУЧКОВОЙ УСТАНОВКОЙ В ИССЛЕДОВАНИЯХ ПЛАЗМЕННО-ПОВЕРХНОСТНОГО ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ

Туленбергенов Т.Р., Скаков М.К., Миниязов А.Ж., Соколов И.А., Кайырды Г.К.

*Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатова, Казахстан**tulenbergenov@nnc.kz*

В соответствии с целью программы обеспечения эффективности научных исследований на установке КТМ в 2008 году на базе филиала ИАЭ РГП НЯЦ РК был создан экспериментальный испытательный имитационный стенд с плазменно-пучковой установкой, роль которого обусловлена испытанием образцов малых размеров из перспективных конструкционных материалов и наладке диагностического оборудования термоядерных реакторов. Установка ориентирована на универсальность и возможность быстрой переналадки для решения различных специализированных задач, а также имеет широкие возможности и позволяет проводить испытание материалов в условиях комплексного воздействия на них как плазменного потока, так и мощной тепловой нагрузки.

**Ключевые слова:** термоядерные реакторы, конструкционные материалы, вольфрам, бериллий, молибден, плазменные установки, низкотемпературная плазма, пучково-плазменный разряд.

### ВВЕДЕНИЕ

Сегодня человечество удовлетворяет свои потребности в энергии, главным образом сжигая нефть, газ и уголь. Однако легкодоступные и дешевые их запасы ограничены: с учетом роста потребления энергии они могут быть в значительной мере исчерпаны уже в обозримом будущем. Поискам альтернативных источников энергии заняты ученые многих стран мира, в том числе Казахстана. Термоядерная энергетика и создание термоядерных реакторов является крупным шагом в решении энергетических проблем человечества.

Данные о воздействии плазмы на поверхность конструкционных материалов дивертора и первой стенки термоядерных экспериментальных реакторов являются значимыми в мировой науке на сегодняшний день [1]. Одной из важных проблем в конструкции термоядерных реакторов в процессе эксплуатации является повреждение структуры поверхностей материалов. Вследствие процессов физического и химического распыления материалов плазма загрязняется примесями. Также очень важны эксперименты по изучению процессов, происходящих при «срыве плазмы», когда температура и плотность плазмы приводят к расплавлению, испарению и эрозии реакторных материалов. Экспериментальные исследования процессов, происходящих при взаимодействии плазмы с поверхностью конструкционных материалов, не всегда могут проводиться в больших термоядерных установках, так как это трудоемкая работа, требующая огромных вложений. Для этих целей существуют специально разработанные плазменные установки, которые позволяют моделировать процесс взаимодействия плазмы термоядерных реакторов с конструкционными материалами.

На современных плазменных установках температура и плотность генерируемой плазмы близки к плазме SOL (scrap-off layer), тем самым актуально ис-

следование процессов, непосредственно влияющих на материалы компонентов. К примеру, это модификация поверхности при облучении плазмой или пучками заряженных частиц. Сюда относятся: распыление атомов поверхности и изучение эрозии, внедрение в поверхность инородных частиц или напыление, модификация рельефа поверхности, блистерообразование.

В настоящее время существует достаточно много установок, используемых для имитации периферийной плазмы токамаков. Однако, на сегодняшний день общепризнанные и часто цитируемые результаты получены на трех-четырёх установках: это американская установка PISCES-A и PISCES-B [2–6], японская NAGDIS-II [7], немецкая PSI (PSI-1, PSI-2, JULE-PSI) [8–11], российские установки ЛЕНТА Курчатовского института [12] и ПР-2 в НИЯУ МИФИ [13]. Некоторые из них показаны на рисунке 1.

На данных установках изучаются вопросы по эрозии поверхности; блистерообразованию; накоплению изотопов водорода в материалах; росту углеродных пленок; отрыву плазмы; транспорту частиц в плазме; турбулентности; образованию упорядоченных структур; испытанию материалов для дивертора Международного экспериментального термоядерного реактора (ИТЭР) и изучению газовых разрядов с возможностью их применения в промышленности.

### ИМИТАЦИОННЫЙ СТЕНД С ПЛАЗМЕННО-ПУЧКОВОЙ УСТАНОВКОЙ ИАЭ РГП НЯЦ РК

Имитационный стенд с плазменно-пучковой установкой разработан в филиале ИАЭ РГП НЯЦ РК для поддержки создания и эксплуатации Казахстанского материаловедческого токамака (КТМ). Стенд предназначен для испытаний образцов малых размеров и наладки диагностического оборудования, а также развития существующих и разработки новых мето-

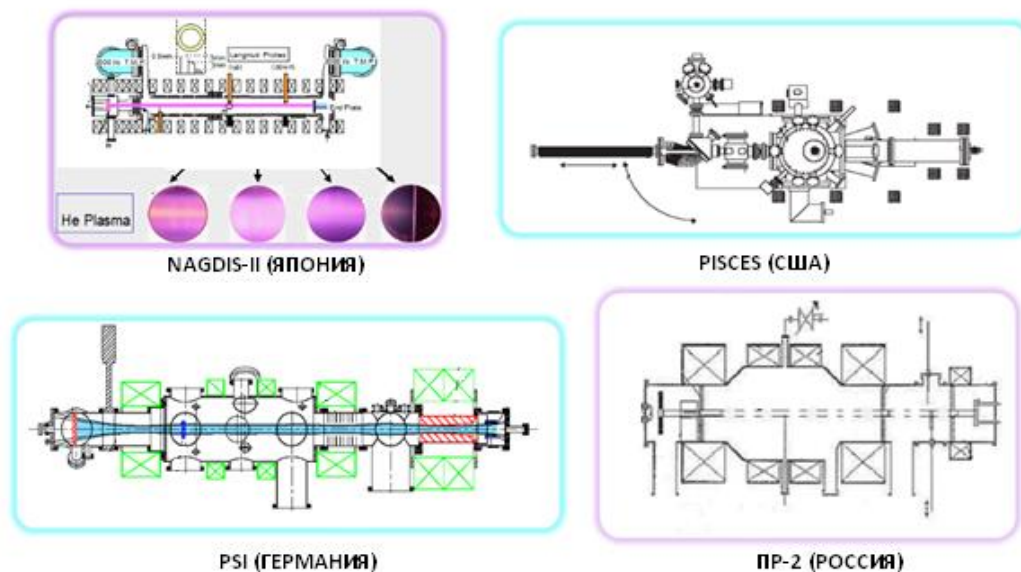


Рисунок 1. Схематические изображения зарубежных установок [2–12]

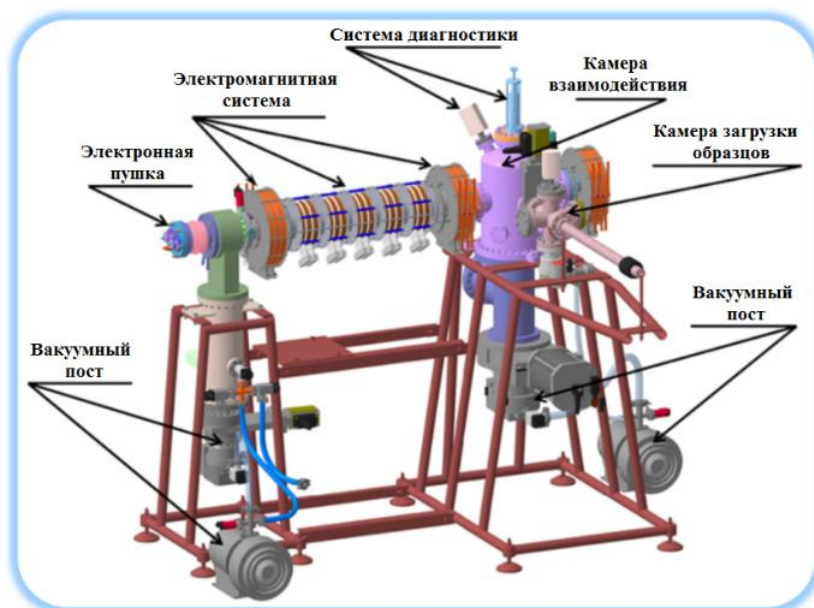


Рисунок 2. Состав систем имитационного стенда с плазменно-пучковой установкой

дов моделирования нагрузок на конструкционные материалы термоядерных реакторов, изучения свойств и поведения материалов при взаимодействии с плазмой. Состав систем стенда показан на рисунке 2.

Наравне с установками из различных стран, имитационный стенд с плазменно-пучковой установкой обладает отличительными функциональными возможностями, такими как:

- системой вакуумных диафрагм, позволяющих сохранить высокий вакуум в камере электронной пушки при повышении давления рабочего газа в камере взаимодействия;
- системой развертки электронного пучка, которая позволяет равномерно распределять тепловой по-

ток электронов по площади охлаждаемого коллектора мишенного узла;

- несколькими вариантами мишенных устройств вакуумного исполнения с возможностью охлаждения и контроля температуры с облучаемой и тыльной стороны образца;
- системой программируемого нагрева для проведения экспериментальных исследований термодесорбционных характеристик исследуемых материалов (режим *in situ*);
- системой ускорения ионов, энергия которых регулируется в диапазоне 50 эВ – 2 кэВ.

Основные параметры плазмы имитационного стенда представлены в таблице 1.

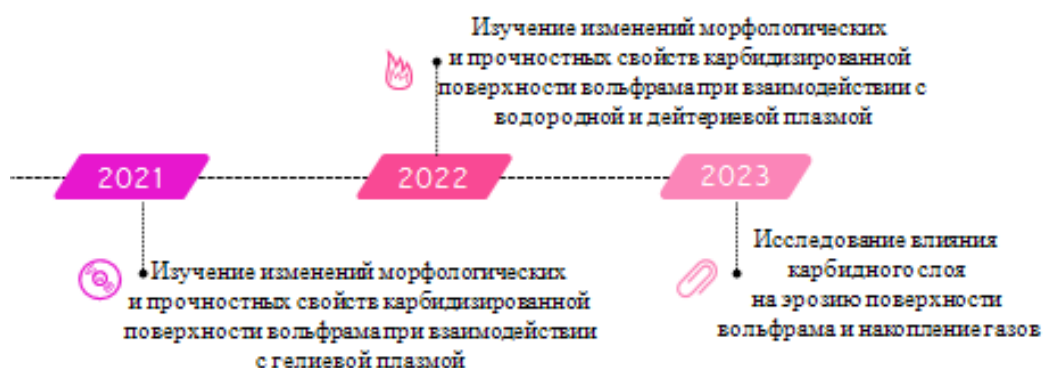


Рисунок 3. Time-line направлений будущих исследований на имитационном стенде с плазменно-пучковой установкой

Таблица 1. Основные параметры плазмы, получаемые в имитационном стенде с плазменно-пучковой установкой

Параметры имитационного стенда	Значения
Уд. макс. мощность электронного пучка	0–500 кВт/см <sup>2</sup>
Электронная температура	0–15 эВ
Диаметр электронного пучка	0–30 мм
Ток электронного пучка	0–250 мА
Максимальное давление рабочего газа в режиме пучково-плазменного разряда	<10 <sup>-3</sup> Торр
Ток ионов плазмы	0–1 А
Энергия ионов плазмы	0–2 кэВ
Плотность ионного потока	10 <sup>22</sup> м <sup>-2</sup> ·с <sup>-1</sup>
Максимальная плотность плазмы (по Н <sub>2</sub> )	10 <sup>18</sup> м <sup>-3</sup>

### ПРИМЕНЕНИЕ ИМИТАЦИОННОГО СТЕНДА В НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИХ ПРОГРАММАХ

За время существования имитационный стенд с плазменно-пучковой установкой использовался для проведения исследований в различных научно-технических программах: в период с 2008 года по 2017 год выполнялись работы по подготовке технической и методической базы для исследований взаимодействия плазмы КТМ с материалами и проведение наладочных экспериментов на имитационном стенде с плазменно-пучковой установкой; в период с 2015 года по 2017 год в рамках грантового финансирования МОН РК решались задачи по экспериментальному моделированию взаимодействия плазмы с кандидатными материалами; с 2018 года по настоящее время проводятся работы по экспериментальному исследованию влияния покрытий на свойства материалов, обращенных к плазме. На 2021–2023 гг. планируется применение имитационного стенда в рамках научно-технической программы по исследованию вольфрамовой облицовки дивертора термоядерных реакторов с карбидным слоем после воздействия низкотемпературной плазмы. Time-line показан на рисунке 3.

### РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ

*Сегрегация титана.* Методами электронной сканирующей микроскопии исследованы структурно-фазовые изменения поверхности аустенитной стали 12X18H10T, подвергнутой воздействию непрерывного электронного пучка на имитационном стенде с плазменно-пучковой установкой.

При облучении образца максимальная реализованная мощность электронного пучка составляла 75 Вт при мощности нагрева катодно-подогреваемого узла (КПУ) 130 Вт. Максимальное значение температуры образца, зарегистрированное установленной термопарой, достигло 920 °С. Внешний вид образца после облучения приведен на рисунке 4. Видно, что на образце стали после воздействия электронного пучка зафиксировалась заметная деградация поверхностного слоя центрального пятна.

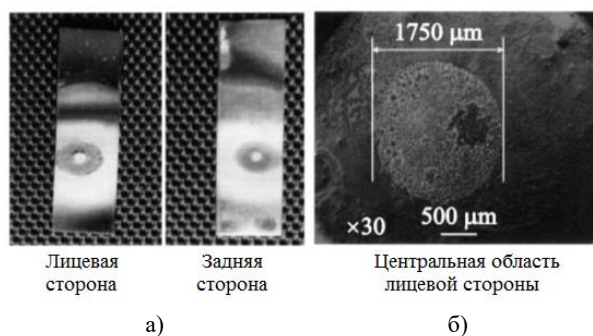


Рисунок 4. Образец стали 12X18H10T после воздействия электронного пучка: внешний вид (а) и микроснимок в зоне центрального пятна  $\times 30$  (б)

Установлено, что рассматриваемое взаимодействие приводит к заметному выделению титана на поверхности образца. Исследования структурно-фазовых изменений поверхности образца показывают, что в области действия пучка электронов происходит образование островковых тонких пленок Ti. В таблице 2 и на рисунке 5 приведены данные анализа элементного состава.

Таблица 2. Элементный анализ в зоне центрального пятна на аустенитной стали 12X18H10T после воздействия электронным пучком (в %mass.)

Спектр	Si	Ti	Cr	Fe	Ni	Итого
1	–	98,49	–	1,51	–	100,00
2	2,29	2,13	4,02	7,56	21,00	100,00

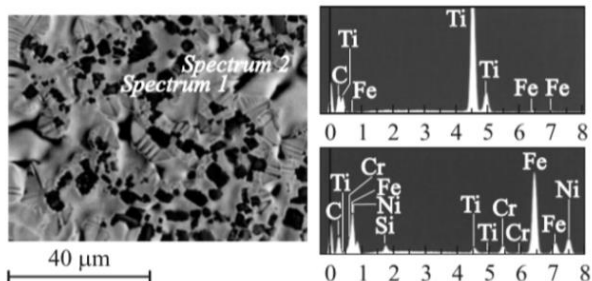


Рисунок 5. Микроснимки центральной зоны  $\times 1500$

Облучение материалов пучком электронов приводит к аномальному перераспределению элементов в сплавах. Это позволяет создать заранее заданный профиль распределения примеси и обеспечить необходимые эксплуатационные свойства изделий.

**Радиационное повреждение.** Отдельную проблему представляет радиационное повреждение, эрозия и трансформация приповерхностного слоя материала контактной поверхности первой стенки ИТЭР под действием плазмы. Как отмечено выше, имитационная стенд позволяет получать высокие ионные флюенсы при изменении в широких пределах энергии ионов и температуры поверхности. Были проведены эксперименты по взаимодействию плазмы с образцами из молибдена и вольфрама с рабочим газом гелием. На рисунках 6 и 7 в качестве примеров таких повреждений под действием потока ионов гелия показаны рельефы молибденовой и вольфрамовой мишеней, полученные с помощью сканирующего электронного микроскопа.

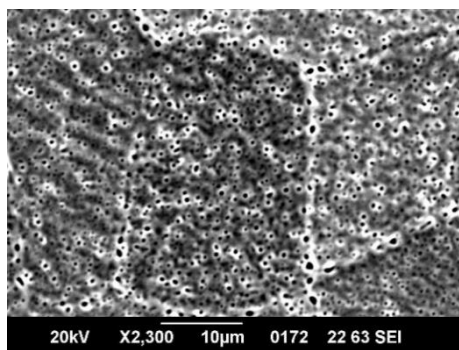


Рисунок 6. Образование микропор на поверхности Mo (флюенс ионов He –  $10^{21}$  см<sup>-2</sup>,  $E_i$  – 150 эВ,  $T$  – 1800 K)

Немаловажной проблемой является изучение поведения структуры бериллия в результате воздействия плазмой, так как данный материал будет использоваться в качестве облицовки первой стенки ИТЭР.

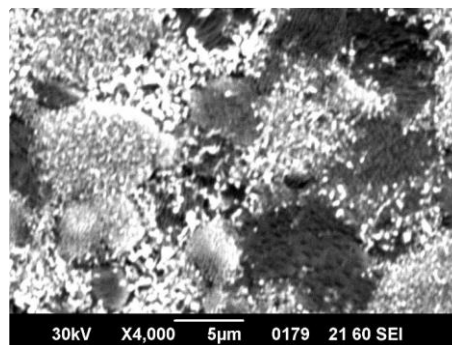


Рисунок 7. Образование субмикронных структур на поверхности W (флюенс ионов He –  $10^{22}$  см<sup>-2</sup>,  $E_i$  – 400 эВ,  $T$  – 1200 K)

Были проведены работы по облучению образцов бериллия марки ГП-56 плазменным пучком в среде водорода, гелия и дейтерия. Параметры облучения приведены в таблице 3.

Таблица 3. Параметры облучения бериллия в среде водорода, дейтерия и гелия

Образец	Газ	Ионный ток, мА	Температура электронов, эВ	Концентрация ионов, м <sup>-3</sup>	Температура, °C
Be-1	H <sub>2</sub>	730	11,7	$5,84 \cdot 10^{17}$	1140
Be-2	D	330	10,6	$3,04 \cdot 10^{17}$	1090
Be-3	He	290	7,29	$5,16 \cdot 10^{17}$	1000

Исследования микроструктуры бериллия в исходном состоянии показали, что на поверхности образца имеются поры не большого размера и малого количества, которые в основном расположены на границах зерен. После облучения основным радиационным дефектом является образование пор различной объемной плотности, зависящей от режима облучения и плазмообразующего газа. Под воздействием облучения в бериллии происходит наполнение пор атомами водорода, дейтерия и гелия, что приводит к увеличению давления внутри пор и, следовательно, к увеличению различного рода напряжений на границах зерен. Снимки микроструктуры бериллия и параметры плазменного воздействия показаны на рисунке 8.

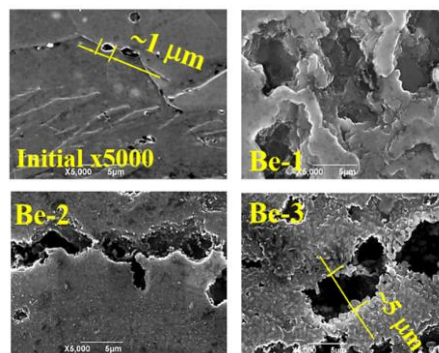


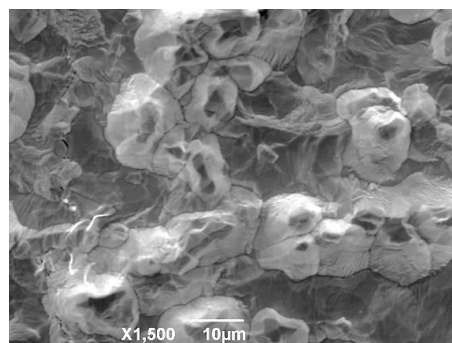
Рисунок 8. Образование пор на поверхности бериллия различной объемной плотности после облучения

Были проведены экспериментальные исследования взаимодействия плазмы с вольфрамом марки ВЧ в газовой смеси азота и аргона. В качестве плазмообразующего газа использовалась смесь азота и аргона. Аргон добавляется в газовую смесь для того, чтобы уменьшить в ней активность азота. В присутствии аргона толщина внешнего нитридного слоя уменьшается, и тем самым снижается барьерный эффект, создаваемый нитридным слоем, что способствует ускорению диффузионного процесса ионов азота в вольфрам. Это дает возможность получать в поверхностном слое азотируемого образца диффузионную зону с более высокой пластичностью и вязкостью по сравнению с азотированием без аргона [14]. Энергия ионов плазмы варьировалась от 500 эВ до 1500 эВ. Температура образцов не превышала 900 °С. Флюенс ионов составил  $\sim 3 \cdot 10^{20} \text{ см}^{-2}$ . Основным результатом экспериментов является эрозия облученной поверхности вольфрама, показанная на рисунке 9. Наблюдается прямая зависимость между глубиной эродированного слоя и энергией ионов. При энергии ионов 500 эВ глубина эрозии составляет  $\sim 10$  мкм. Увеличение энергии ионов до 1000 эВ приводит к увеличению глубины эродированного слоя до  $\sim 40\text{--}50$  мкм.

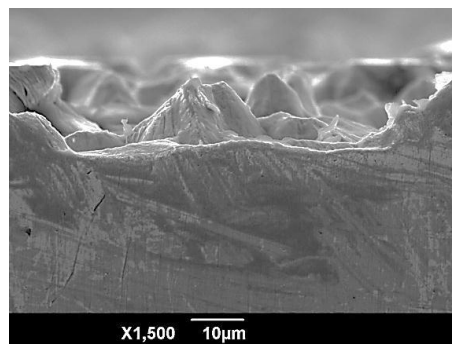
В современном научном сообществе в настоящее время изучаются механизмы образования вольфрамового «пуха» («fuzz») в результате взаимодействия гелиевой плазмы с вольфрамом [15, 16]. В связи с этим было проведено экспериментальное моделирование образования вольфрамового «пуха» на имитационном стенде с плазменно-пучковой установкой.

В качестве плазмообразующего газа использовалась смесь гелия и водорода, соотношение давлений газов  $\text{He}(6 \cdot 10^{-6} \text{ Торр})/\text{H}_2(1 \cdot 10^{-6} \text{ Торр}) \approx 6/1$ . В результате проведенных экспериментов было облучено вольфрам марки СВИ-1. Эксперименты проводились в стационарном режиме ППР с различной длительностью, при этом параметры электронного пучка были примерно одинаковые и имели значения: ускоряю-

щее напряжение  $4,2 \pm 0,2$  кВ; электронный ток  $70 \pm 5$  мА, температура образца  $990 \pm 20$  °С, энергия ионов 300 эВ, флюенс ионов  $0,7\text{--}1,4 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$ , время экспозиции от 2 ч до 8 ч.



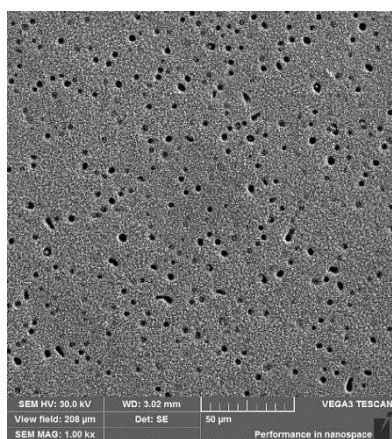
а) поверхность



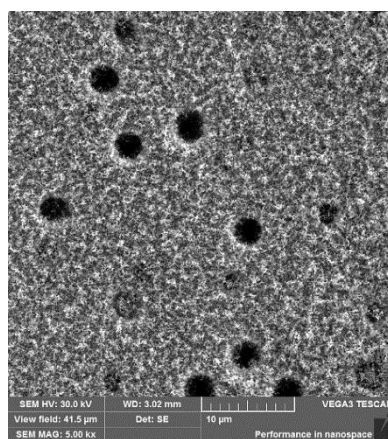
б) поперечное сечение

Рисунок 9. Микроструктура эродированной поверхности вольфрама

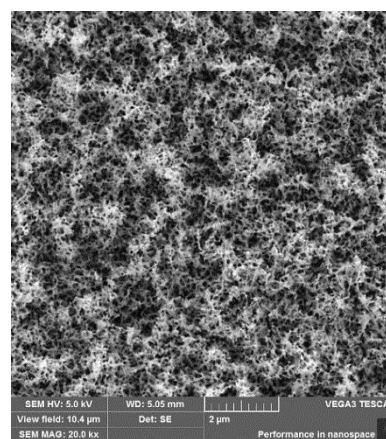
Изображения СЭМ поверхности вольфрама после облучение представлены на рисунке 10. Обнаружено, что после бомбардировки ионами гелия поверхность образцов вольфрама покрыта специфическим наноструктурированным слоем, состоящим из тонких вольфрамовых нитей (рисунок 10 б, в).



а) увеличение x1000



б) увеличение x5000



в) увеличение x20000

Рисунок 10. Образование наноструктурированного слоя на поверхности вольфрама после облучение гелиевой плазмой



Плотность вольфрамовых нитей увеличивается с увеличением времени облучения. На вольфрамовых образцах после облучения гелиевой плазмой зафиксировано равномерное образование пор по всей поверхности. После проведенных экспериментов образцы вольфрама были взвешены на аналитических весах Radwag XA...2X с дискретностью показания 0,1 мг. Установлено, что масса образцов после образования пуха на поверхности уменьшилась.

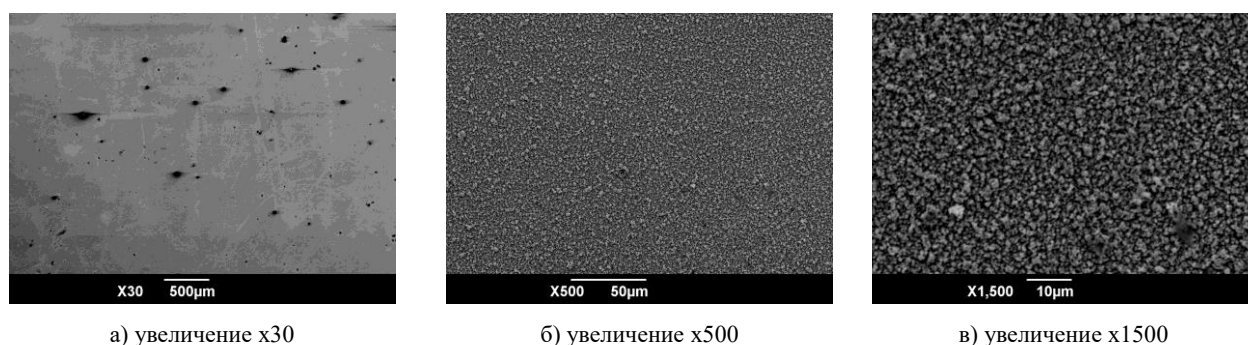
**Модификация поверхности. Нитридизация.** Для предотвращения или в какой-то степени уменьшения разрушающих эффектов при взаимодействии плазмы с материалом, существует направление по модификации поверхностей путем внедрения и насыщения ионов для образования фаз. На имитационном стенде с плазменно-пучковой установкой проведен эксперимент с образцом вольфрама марки ВЧ по изучению влияния азотной плазмы на вольфрам с целью нитрирования в тлеющем разряде постоянного тока. Длительность эксперимента составила 30 ч. В качестве плазмообразующего газа использовалась смесь из азота (70%) и водорода (30%). Добавка водорода используется для минимизации образования оксидов вольфрама на облучаемой поверхности. Плотность

ионного тока в тлеющем разряде составила 12 мА/см<sup>2</sup>, энергия ионов ~550 эВ, флюенс ионов  $8,26 \cdot 10^{21}$  см<sup>-2</sup>, давление смеси газов в камере ~6 Торр [17].

Изображения СЭМ поверхности вольфрама после облучения при различных увеличениях представлены на рисунке 11.

В результате рентгеноструктурного фазового анализа были обнаружены пики вольфрама (кубическая кристаллическая решетка) и дополнительной фазы. Некоторая часть дополнительных пиков соответствует линиям нитридов вольфрама, как в области пика максимальной интенсивности, так и для значительной части остальных пиков. Результаты анализа энергодисперсионной спектроскопии подтверждают результаты рентгеноструктурного фазового анализа.

В результате ЭДС-анализа поперечного сечения образцов обнаружено, что в приповерхностном слое содержание азота снижается по направлению вглубь образцов. Это подтверждают результаты послойного элементного анализа поперечного сечения, приведенные в таблице 4.



а) увеличение x30

б) увеличение x500

в) увеличение x1500

Рисунок 11. Структура поверхности образцов вольфрама после облучения в среде азота тлеющим разрядом

Таблица 4. Элементный анализ поперечного сечения нитрированного образца вольфрама

Приповерхностный участок поперечного сечения образца	Распределение элементов по глубине (в %mass.)		
	№	N	W
1	1,26	98,74	100,00
2	1,24	98,76	100,00
3	0,70	99,30	100,00
4	0,96	99,04	100,00
5	0,58	99,42	100,00

*Модификация поверхности. Карбидизация.* В результате распыления углеродных материалов в термоядерных реакторах в приповерхностном слое вольфрамового дивертора могут образовываться карбиды. Наличие нарабатанного таким образом углерода выделяет процесс карбидизации вольфрама в отдельную область исследований.

На имитационном стенде с плазменно-пучковой установкой проведены эксперименты по отработке методики плазменного напыления углеродных покрытий на вольфрам в среде метана. Определены условия образования карбидов вольфрама: флюенс ионов метана ( $\text{CH}_4$ )  $10^{24} \text{ м}^{-2}$ ,  $E_i - 500 \text{ эВ}$ ,  $T - 1673 \text{ К}$ , для получения двух модификаций карбидов варьировалось время экспозиции от 600 с до 3600 с.

Перед проведением экспериментов все образцы были отожжены при воздействии электронного пучка на поверхность при температуре  $\sim 1200 \text{ }^\circ\text{C}$  с целью рекристаллизации поверхности.

В результате сравнения дифрактограмм, показанные на рисунке 12, образцы по характеру пиков были сгруппированы. Так дифрактограммы некоторых образцов отличаются наличием дополнительных пиков. При сравнении в свою очередь дифрактограмм данных образцов между собой наблюдается перераспределение интенсивностей пиков дополнительных фаз.

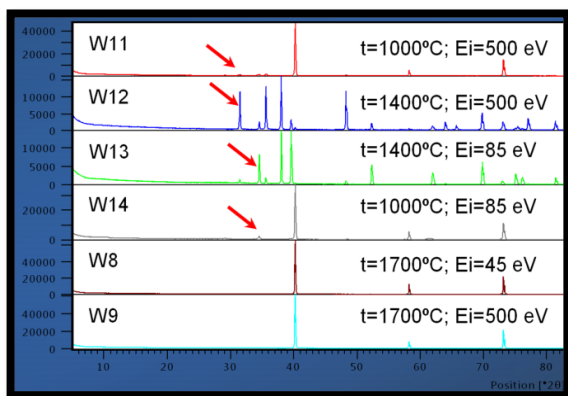


Рисунок 12. Наложение дифрактограмм вольфрамовых образцов

## ЛИТЕРАТУРА

1. Kaname Ikeda. ITER on the road to fusion energy. – Nucl. Fusion, 2010, Т. 50.– DOI:10.1088/0029-5515/50/1/014002.
2. Goebel, D. M., Campbell, G., Conn, R. W. Plasma surface interaction experimental facility (PISCES) for materials and edge physics studies. – Journal of Nuclear Materials, 1984, vol. 121, p. 277–282.
3. Antar G. Y. On the origin of ‘‘intermittency’’ in the scrape-off layer of linear magnetic confinement devices. – Physics of plasmas, 2003, vol. 10, No 9, p. 3629-3634.
4. Hudson B. F., Doerner R.P. Impurity transport measurements in the PISCES-A linear plasma device. – 2011.
5. Doerner R.P., Baldwin M.J. Schmid K. The influence of beryllium containing plasma on the evolution of a mixed-material surface. – Physica Scripta, 2004, vol. T111, p.75–79.
6. Doerner R.P. Measuring the difference between gross and net erosion. – Nuclear Fusion, 2012, vol.51, 7 pp.
7. N. Ohno, D. Nishijima, S. Takamura et al. Static and dynamic behaviour of plasma detachment in the divertor simulator experiment NAGDIS-II. – Nuclear Fusion, 2001, vol.41, p.1055-1065.
8. Kastelewicz H., Fussmann G. Plasma modeling for the PSI Linear plasma device. – Contrib. Plasma Physics, 2004, vol.44, No 4, p.352–360.
9. Pospieszczyk A., et.al. Spectroscopic characterisation of the PSI-2 plasma in the ionising and recombining state. – Journal of Nuclear Materials, 2013, vol.438, p. S1249–S1252.

По результатам рентгенофазового анализа покрытий образцов вольфрама можно сделать выводы, что основной фазой в образцах W-8, W-9, W-11 и W-14 является кристаллическая фаза вольфрама с кубической сингонией, пространственной группы  $Im-3m$  (229). При этом, на дифрактограмме образцов W-11 и W-14 наблюдаются пики невысокой интенсивности кристаллических фаз карбидов WC и  $W_2C$ . Согласно дифрактограммам образцов W-12 и W-13, основной фазовый состав является кристаллическая модификация фазы  $W_2C$ . Подробные данные по рентгеноструктурному анализу по всем образцам вольфрама представлены в работе [18].

Установлено образование кристаллической модификации фаз монокарбида (WC) и полукарибида ( $W_2C$ ) вольфрама, что позволило разработать и отработать методику по формированию карбидов в поверхности вольфрама из плазменно-пучкового разряда.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Перспективность применения имитационного стенда с плазменно-пучковой установкой ИАЭ в исследованиях плазменно-поверхностного взаимодействия заключается в возможности получения результатов экспериментальных исследований относительно недорогим способом. Полученные данные востребованы при проектировании элементов конструкции термоядерного реактора, анализе их рабочего ресурса и влияния плазмы на материалы, при прогнозировании процесса накопления изотопов водорода в объеме термоядерного реактора.

Высокий научно-технический уровень работ обеспечивается тем, что для исследования изменений структуры и состава кандидатных материалов в результате облучения плазменным пучком используются современные, хорошо апробированные методы растровой электронной микроскопии, оптической металлографии, термодесорбционной и оптико-эмиссионной спектроскопии, а также для определения параметров плазмы использован широко известный зондовый метод диагностики плазмы.

10. Kreter A. et.al. Status of technological development for the JULE-PSI project. – 4th International Workshop on Plasma Material Interaction Facilities for Fusion Research (PMIF), 2013.
11. Kreter A., et.al. Linear plasma device PSI-2 for PMI studies. – Fusion science and technology, 2015, vol.68, p.8–14.
12. B. Unterberg et al. New linear plasma devices in the trilateral euregio cluster for an integrated approach to plasma surface interactions in fusion reactors. – Fusion Engineering and Design, 2011, vol.86, p.1797–1800.
13. Мартыненко Ю.В., Хрипунов Б.И., Петров В.Б. Изменение поверхности вольфрама и графита под воздействием больших потоков плазмы. – ВАНТ Сер. Термоядерный синтез, 2009, вып. № 4, с.14–23.
14. Плазменная химико-термическая обработка поверхности стальных деталей / Е.В. Берлин, Н.Н. Коваль, Л.А. Сейдман.– М.: Техносфера, 2012.– 464 с.– ISBN: 978-5-94836-328-8.
15. Formation process of tungsten nanostructure by the exposure to helium plasma under fusion relevant plasma conditions / S. Kajita, W. Sakaguchi, N. Ohno, N. Yoshida, T. Saeki // Nuclear Fusion.– 2009.– 49.– 095005.
16. Nanostructuring of molybdenum and tungsten surfaces by low-energy helium ions / G. De Temmerman, K. Bystrov, J.J. Zielinski, M. Balden, G. Matern, C. Arnas, L. Marot // Journal of Vacuum Science and Technology. – 2012.– A 30.– 041306.
17. Interaction between nitrogen plasma and tungsten / T. Tulenbergenov, M. Skakov, A. Kolodeshnikov, V. Zuev, B. Rakhadilov, I. Sokolov, D. Ganovich, A. Miniyazov, O. Bukina // Nuclear Materials and Energy, July 2017.– P. 1–5.
18. Рентгенофазовый анализ материала покрытий на поверхности образцов вольфрама, полученных на плазменно-пучковой установке: протокол №12-230-02/1365 от 19.09.18 // Филиал ИАЭ РГП НЯЦ РК. – Курчатов, 2018.

### ПЛАЗМАЛЫҚ-ҮСТІРТІН ӘСЕРЛЕРДІ ЗЕРТТЕУДЕГІ ПЛАЗМАЛЫҚ-ШОҚТЫ ҚОНДЫРҒЫЛЫ ЕЛІКТЕГІШ СТЕНДТІҢ РОЛІ

Т.Р. Туленбергенев, М.К. Скаков, А.Ж. Миниязов, И.А. Соколов, Г.К. Кайырды

*ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан*

КТМ қондырғысындағы ғылыми зерттеулердің тиімділігін қамтамасыз ету бағдарламасының мақсатына сәйкес 2008 жылы ҚР ҰЯО РМК АЭИ филиалының базасында плазмалық-шоқты эксперименттік сынақтық еліктегіш стенді құрылған болатын, оның ролі перспективалық құрылымдылық материалдардан алынған кіші көлемді үлгілерді сынау және термоядролық реакторлардың диагностикалық жабдықтарын реттеуге негізделген. Қондырғы түрлі арнайы міндеттерді шешуге арналған әмбебаптылыққа және жылдам қайта реттеу мүмкіндігіне бағытталған, сонымен қатар оның үлкен мүмкіндіктері бар және материалдарды кешендік жағдайларда оларға плазмалық ағынмен де және қуатты жылу жүктемесімен де әсер ету жағдайында сынауға мүмкіндік береді.

**Кілт сөздер:** термоядролық реактор, құрылымдылық материалдар, вольфрам, бериллий, молибден, плазмалық қондырғылар, төмен температуралық плазма, шоқты-плазмалық разряд.

### THE ROLE OF A SIMULATION BENCH WITH PLASMA- BEAM INSTALLATION IN RESEARCHES OF PLASMA-SURFACE INTERECTION

T.R. Tulenbergenov, M.K. Skakov, A.Zh. Miniyazov, I.A. Sokolov, G.K. Kayyrdy

*Branch “Institute of Atomic Energy” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

In accordance with purpose of the program for ensuring scientific study efficiency, an experimental simulation bench with a plasma-beam installation was created based on IAE Branch RSE NNC RK at the KTM installation, in 2008, whose role is the testing of small samples from promising structural materials and the setting up of diagnostic equipment for thermonuclear reactors. The installation is oriented on universality and possibility of quick readjustment to solve various specialized tasks, and also has wide possibility and allows testing materials under the complex effect of plasma flow and powerful heat load on them.

**Keywords:** thermonuclear reactors, constructional materials, tungsten, beryllium, molybdenum, plasma installations, low-temperature plasma, beam-plasma discharge.

УДК 62-1/-9

## ОБЗОР ПО ЛИНЕЙНЫМ УСКОРИТЕЛЯМ

<sup>1)</sup> Туленбергенов Т.Р., <sup>1)</sup> Соколов И.А., <sup>1)</sup> Миниязов А.Ж., <sup>1)</sup> Кайырды Г.К., <sup>2)</sup> Ситников А.А.<sup>1)</sup> Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан<sup>2)</sup> Алтайский государственный технический университет им. И. И. Ползунова, Барнаул, Россия

tulenbergenov@nnc.kz

Приведен обзор стационарных линейных симуляторов плазмы, используемых для исследования взаимодействия плазмы с поверхностью применительно к термоядерным установкам и моделирования их пристеночной плазмы. Взаимодействие плазмы с поверхностью является важной проблемой создания защитных материалов для Международного Термоядерного Экспериментального Реактора (ИТЭР). К основным, обращенным к плазме компонентам, относятся первая стенка и дивертор. Основные функции дивертора заключаются в поглощении теплового потока, выходящего из пристеночной плазмы, и отводе гелия, который является продуктом сгорания в реакции термоядерного синтеза. Отдельно рассмотрены установки относительно небольших размеров с ограниченными возможностями и крупные линейные симуляторы мощностью в несколько десятков кВт с разнообразными средствами диагностики. На современных линейных симуляторах температура и плотность генерируемой плазмы близки к плазме SOL (scrap-off layer), тем самым актуально исследование процессов, непосредственно влияющих на материалы компонентов, такие как распыление атомов поверхности и изучение эрозии, внедрение в поверхность инородных частиц или напыление, модификация рельефа поверхности, блистерообразование.

**Ключевые слова:** линейные ускорители, плазма, термоядерные реакторы, взаимодействие, материалы, параметры установок, дивертор, первая стенка, плазменно-пучковый разряд, мишень.

## ВВЕДЕНИЕ

При взаимодействии термоядерной плазмы с материалом наиболее важной проблемой является накопление трития в материале. Другой проблемой является повреждение вольфрамовой структуры нейтронами из плазмы.

В существующих термоядерных реакторах (ТЯР) (Jet, ASDEX, TORE-SUPRA и др.) наблюдались эффекты накопления трития и образования покрытий в виде твердых и мягких углеводородных пленок. В связи с этим активно проводятся экспериментальные исследования по накоплению изотопов водорода в графите. Присутствие трития замечено в местах, не находящихся в прямом контакте с плазмой. Знание процессов транспортировки частиц, турбулентности и образования упорядоченных структур в пристеночной плазме может дать возможность контролировать накопление и перенос трития в реакторе. Так как полностью избавиться от трития не получится, разрабатываются методы чистки поверхности реакторных материалов с помощью газовых разрядов.

Очень важны эксперименты по изучению процессов, происходящих при «срыве плазмы», когда температура и плотность плазмы приводят к расплавлению, испарению и эрозии реакторных материалов

Снижение температуры и плотности приграничной плазмы приводит к уменьшению потока энергии на стенку, что может существенно увеличить срок эксплуатации приемных мишеней дивертора.

Для исследования изменений физико-механических и морфологических свойств материалов в термоядерных реакторах при воздействии плазмы, были разработаны специальные линейные установки, по-

зволяющие осуществлять контролируемые процессы взаимодействия плазма – материал.

В настоящее время существует достаточно много установок, используемых для имитации периферийной плазмы токамаков. Однако на сегодняшний день общепризнанные и часто цитируемые результаты получены на трех-четырёх установках. Это американская установка PISCES-A и PISCES-B [1–5], японская NAGDIS-II [6], немецкая PSI (PSI-1, PSI-2, JULE-PSI) [7–10], российские установки ЛЕНТА Курчатовского института [11] и ПР-2 в НИЯУ МИФИ [12].

## ЛИНЕЙНЫЕ УСКОРИТЕЛИ PISCES

Одной из первых установок-симуляторов является Лабораторный исследовательский комплекс PISCES в Калифорнийском университете в Сан-Диего. В комплексе имеются несколько вариантов симуляторов: PISCES-A, который может непрерывно работать при потоках частиц и тепла, ожидаемых в современных устройствах термоядерного синтеза и PISCES-B с дистанционным управлением, помещенный в специальное помещение для работ с бериллием [1, 2].

Исследования, проводимые на симуляторах PISCES, направлены на изучение:

- влияния ELM (Edge Localized Modes) на дивертор и первую стенку;
- эффекта накопления трития в смешанных материалах и различных методов его удаления;
- процессов переноса плазмы к мишеням дивертора и стенкам токамака.

Схема линейного плазменного симулятора PISCES-A показана на рисунке 1.

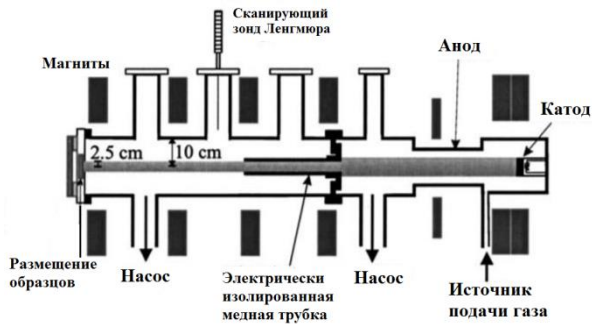


Рисунок 1. Схема линейного плазменного симулятора PISCES-A [2]

Устройство состоит из цилиндрической вакуумной камеры длиной 2,5 м и диаметром 0,2 м, которая дифференциально откачивается диффузионными насосами с холодным захватом для контроля давления газа в осевом направлении вдоль системы. Общая скорость откачки для водорода составляет около 4000 л/с и типичные базовые давления достигаются до  $10^{-6}$  Торр. Вакуумная камера охлаждается медными водяными трубками, припаянными к стенкам. Большие смотровые окна обеспечивают визуальную диагностику процесса и гибкость в настройке специальных геометрических схем для экспериментов.

Плазма в PISCES-A создается рефлекторным дуговым разрядом от дискового катода из молибдена лантана (La-Mo) большой площади к охлаждаемому цилиндрическому аноду. Непрерывно работающий генератор водородной плазмы имеет длину около 0,5 м и создает плазму диаметром 0,09–0,1 м, ограниченную соленоидальным магнитным полем 0,2–0,4 Тл.

Плазма обычно имеет высокую плотность ( $\geq 10^{19} \text{ м}^{-3}$ ) с температурой электронов 5–7 эВ. В одном режиме работы холодная плазма диффундирует вдоль магнитного поля к мишени, где ионы могут ускоряться на отрицательно смещенном потенциале образца. В данном режиме возможно получение очень высоких потоков тока на образец [1, 2]. Энергия ионов регулируется в диапазоне 50–500 эВ. На сегодняшний день установка PISCES-A генерирует поток плазмы в магнитном режиме с типичной электронной плотностью  $\sim 10^{18}\text{--}10^{19} \text{ м}^{-3}$  и температурой электронов  $\sim 4\text{--}12$  эВ в районе мишени, которые измеряются возвратно-поступательным зондом Ленгмюра [3].

Модернизированным вариантом симуляторов типа PISCES является установка PISCES-B, представленная на рисунке 2. Основное направление исследований является влияние примесей бериллия в дейтериевой плазме на эрозию плазменно-обращенных материалов [1, 4, 5].

Установка состоит из отсека с источником плазмы и основной камеры с мишенью, к которой подсоединено загрузочное устройство со специальной камерой загрузки. Максимальная тепловая нагрузка на мишень составляет  $9 \text{ МВт/м}^2$ .

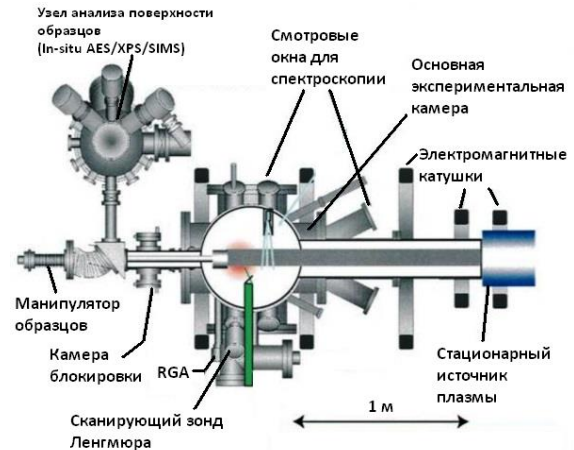


Рисунок 2. Вид сверху компоновки установки PISCES-B с источником Be пучка [4]

Генератором плазмы является отражательный дуговой разряд с горячим катодом из гексаборида лантана ( $\text{LaB}_6$ ), нагреваемый до термоэмиссии вольфрамовыми подогревателями (стандартная схема, используемая и на других установках PSI и NAGDIS). Плазменный поток, формируемый продольным магнитным полем от 3 коротких катушек напряженностью 0,04 Тл имеет диаметр 0,06 м, что при достигаемой плотности плазмы  $\sim 10^{19} \text{ м}^{-3}$  требует достаточно большой скорости откачки. Для этого используются два турбомолекулярных насоса общей производительностью 6500 л/с. При этом остаточное давление составляет  $7,5 \cdot 10^{-8}$  Торр.

Концентрация плазмы составляет от  $10^{17} \text{ м}^{-3}$  до  $10^{19} \text{ м}^{-3}$  в районе мишени, температура – 5–35 эВ, регулируются напуском газа и вариацией параметров разряда. Мишень охлаждаемая, что позволяет при изменении мощности на мишень поддерживать заданную температуру. Энергия попадающих на мишень ионов регулируется изменением подаваемого на мишень отрицательного потенциала.

Диагностическое оборудование установки включает в себя:

- быстрый сканирующий двойной ленгмюровский зонд для определения радиального распределения плотности и температуры плазмы;
- встраиваемый омега-тронный масс-спектрометр для определения состава плазмы (в некоторых экспериментах);
- термодары, прикрепленные сзади мишени, для измерения температуры мишени, пирометр для измерения температуры лицевой стороны;
- газовый масс-спектрометр для повышенных давлений (MPA-565C Ferran Scientific) позволяет измерять состав газовой компоненты до и во время эксперимента (т.е. при давлении до  $10^{-2}$  Торр);
- для измерения распыления образцов, как правило, используются две методики: по потере веса до и после облучения; с помощью оптического спектрометра с абсолютной градуировкой, позволяющего

контролировать излучение возбужденных в плазме распыленных атомов.

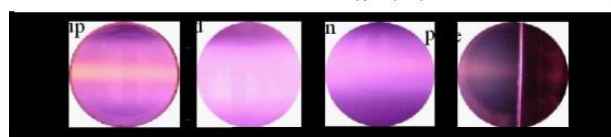
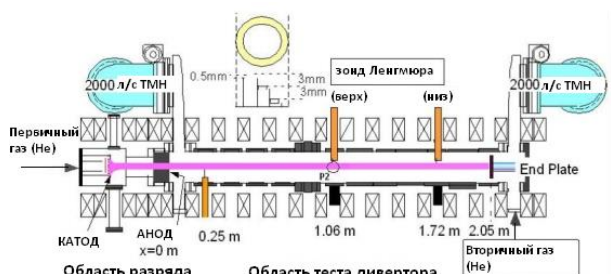
Особенностью этой установки является наличие специальной камеры для анализа состава поверхности образцов, не вынимая их из установки (in situ). К таким диагностикам относятся:

- комбинированная Оже-электронная и рентгеновская фотоэлектронная спектроскопия (AES/XPS);
- термодесорбционный анализ (ТДС).

Установки типа PISCES и используемые на них методики исследований постоянно совершенствуются.

### ЛИНЕЙНЫЙ СИМУЛЯТОР NAGDIS-II

Линейный симулятор диверторной плазмы NAGDIS-II, построенный в 1997 г. в Ногайском университете Японии для исследования физики краевой плазмы и поведения в ней различных материалов, представлен на рисунке 3.



б) внешний вид установки



а) схема установки

Рисунок 3. Линейный симулятор диверторной плазмы NAGDIS-II в Ногайском университете [6]

На рисунке 3 показаны схематический (а) и внешний (б) вид установки NAGDIS-II. Основным узлом установки является цилиндрическая вакуумная камера с водяным охлаждением длиной 2,5 м и диаметром 0,18 м. Магнитная система представляет собой соленоидальные магнитные катушки в количестве 21 штук. Напряженность магнитного поля составляет до 0,25 Тл. Это устройство может генерировать плазму

высокой плотности до  $10^{20} \text{ м}^{-3}$  для He и  $10^{19} \text{ м}^{-3}$  для H и температурой 5 эВ в стационарном состоянии, что соответствует условиям краевой плазмы в современных экспериментальных устройствах термоядерного синтеза.

На рисунке 4 показан источник плазмы установки NAGDIS-II, состоящий из дискового катода из гексаборида лантана ( $\text{LaB}_6$ ) диаметром 108 мм, промежуточного полого электрода и полого анода из меди.

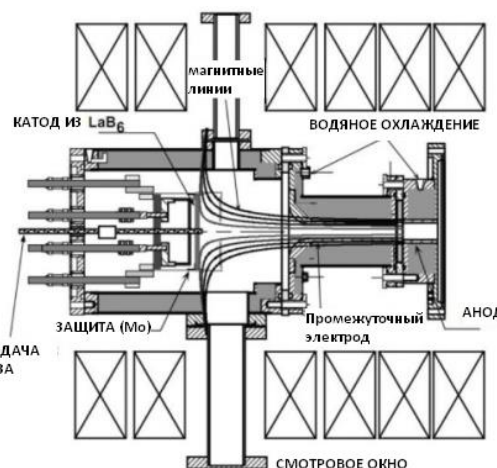


Рисунок 4. Сборка источника плазмы в NAGDIS-II [6]

Дисковый катод из  $\text{LaB}_6$  нагревается графитовым нагревателем с типичной мощностью нагрева 3 кВт. Внешний нагрев катода облегчает запуск разряда и поддерживает напряжение разряда менее 100 В для гелиевой плазмы и 200 В для водородной плазмы во избежание дугового пробоя. Для повышения эффективности использования газа и отвода тепла от углеродного нагревателя перед катодом располагается молибденовый цилиндр. Сужение линий магнитного поля, показанное на рисунке 4, используется для обеспечения удержания плазмы. Диаметр полого анода на 24 мм больше диаметра промежуточного электрода (20 мм), поэтому магнитное поле, начинающееся с поверхности катода, не касается непосредственно поверхности анода. Эта магнитная конфигурация приводит к увеличению длины отклонения направления электронов, испускаемых с поверхности катода, что приводит к эффективным условиям разряда постоянного тока. Промежуточный электрод находится под плавающим потенциалом, что может минимизировать радиальные потери генерируемой плазмы, протекающей через промежуточный электрод. Вакуумная система представляет собой два турбомолекулярных насоса со скоростью откачки 2000 л/с и поддерживает давление в области разряда несколько сотен  $10^{-3}$  Торр.

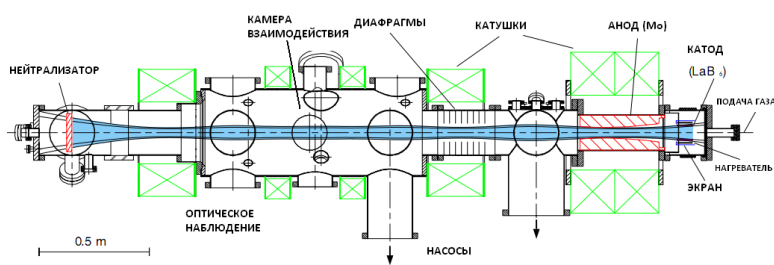
Плотность плазмы можно контролировать, изменяя ток разряда, поскольку эти величины пропорциональны. Плазменный шнур направляется на мишень с водяным охлаждением, установленный в конце вакуумной камеры.

### ПЛАЗМЕННАЯ УСТАНОВКА PSI

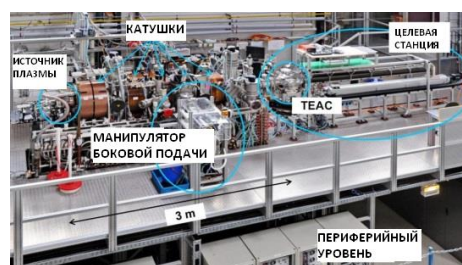
Наиболее совершенная установка типа линейного симулятора, которая является основной для стран Европейского сообщества, участвующих в программе ИТЭР, находится в Берлине под названием PSI-1 (Plasma Surface Interactions). Установка была запущена в 1992 году. После объединения Германии лаборатория, в которой была создана эта установка, стала отделением института физики плазмы (IPP) общества Макса Планка в Гархинге. В 1998 году после модернизации она получила название PSI-2.

Плазменная камера установки PSI окружена шестью катушками магнитного поля и включает в себя источник плазмы, буферную вакуумную область и камеру взаимодействия с мишенью. Плазма создается дуговым разрядом между нагретым катодом из LaB<sub>6</sub>, на который подается отрицательное напряжение, и полым анодом из молибдена под потенциалом земли. В стандартной конфигурации магнитное поле в источнике увеличивается от 0,08 Тл на краю катода до локального максимума до 0,18 Тл в центре анода. В качестве рабочего газа чаще всего используются H<sub>2</sub>, D<sub>2</sub>, а также благородные газы и их смеси. Внешний край цилиндрического катода соединен с внутренней поверхностью анода вдоль линий магнитного поля, создаваемых первыми двумя катушками. В этой области дуговой разряд «горит» параллельно линиям магнитного поля, в отличие от центральной части, где разряд происходит поперек В-поля. Стационарный плазменный шнур имеет длину около 2,5 м и диаметр 5–10 см, который попадает на графитовую пластину нейтрализатора [7]. Схема и внешний вид установки представлены на рисунке 5.

В части плазменного шнура в установке PSI-2 однородное магнитное поле создано с помощью двух магнитных катушек, которые были добавлены к конфигурации катушек установки PSI-1. Плазма в камере-мишени контролируется несколькими стандартными средствами диагностики (лучевая диагностика, быстрый зонд Ленгмюра, томсоновское рассеяние). Достижимая плотность электронов и температура плазмы зависят от условий разряда (ток разряда/входная мощность и скорость нейтрального потока/давления) и рабочего газа и находятся в диапазонах  $10^{11}$ – $10^{14}$  см<sup>-3</sup>, 1–20 эВ [8]. Давление может изменяться в пределах  $10^{-2}$ –1 Па.



а) схема установки



б) внешний вид установки

Рисунок 5. Линейный симулятор плазмы PSI-2 [7, 9]

PSI-2 является испытательным стендом проекта [9, 10]. Основной задачей PSI-2 в Юлихе в связи с проектом JULE-PSI является разработка транспортной системы для образцов, которая позволяет позиционировать мишень на трех сегментах внутри камеры экспонирования, не нарушая основной вакуум и не прерывая разряд [10]. Сам проект JULE-PSI предусматривает линейную плазменную установку в ядерной среде для работы с материалами, облученными нейтронами и токсичными материалами. Основными научными задачами [11] линейного плазменного устройства проекта JULE-PSI и станции комплексного анализа поверхности являются исследования:

- эрозии радиационно-поврежденных плазменно-обращенных компонентов, влияние на морфологию поверхности/микроструктуру;
- удержания топлива в радиационно-поврежденных плазменно-обращенных компонентах;
- взаимодействия плазменной поверхности с Be;
- смешанных систем (Be – W – C), повторной эрозии осажденных частиц;
- удержания топлива в соединениях W – Be;
- влияния температуры поверхности на взаимодействия плазмы с поверхностью;
- сочетания высоких тепловых нагрузок и воздействия плазмы, синергетический эффект;
- образцов Be/T (JET, ITER): характеристика поверхности и определение общего количества топлива;
- удаления топлива с использованием токсичных реактивных газов.

Для достижения этих целей JULE-PSI является стационарным линейным плазменным генератором на основе сильнооточного дугового разряда при низком давлении, который позволяет получить флюенс частиц и энергию ионов, соответствующих планируемому в реакторе ИТЭР.

### ПУЧКОВО-ПЛАЗМЕННЫЕ УСТАНОВКИ

Как уже было отмечено ранее, в России имеется две подобные установки для имитационных исследований. Прежде всего, это ЛЕНТА в Курчатовском институте и ПР-2 в НИЯУ МИФИ. Эти установки объединяет то, что они созданы как плазменно-пучковые машины, плазма в которых генерируется мощным электронным пучком в магнитном поле.

**ПУЧКОВО-ПЛАЗМЕННЫЕ УСТАНОВКИ**

Как уже было отмечено ранее, в России имеется две подобные установки для имитационных исследований. Прежде всего, это ЛЕНТА в Курчатовском институте и ПР-2 в НИЯУ МИФИ. Эти установки объединяет то, что они созданы как плазменно-пучковые машины, плазма в которых генерируется мощным электронным пучком в магнитном поле.

Установка ЛЕНТА, расположенная в Институте ядерного синтеза Российского научного центра «Курчатовский институт», была построена в 1991 году. ЛЕНТА имеет линейную конфигурацию и предназначена для исследования взаимодействия плазмы с газовыми и твердотельными мишенями, а также для технологической плазменной обработки материалов. Установка действует в стационарном режиме. Схема пучково-плазменной установки ЛЕНТА с аксиальным магнитным полем представлена на рисунке 6.

Полная длина установки – 4,5 м, диаметр цилиндрической разрядной камеры – 0,016 м. Плазма генерируется в постоянном магнитном поле 0,1–0,2 Тл с помощью пучково-плазменного разряд (ППР), который осуществляется при взаимодействии электронного пучка с рабочим газом в разрядной зоне. В качестве рабочего газа могут выступать Ar, He, Ne, D<sub>2</sub>, N<sub>2</sub>, а также с воздух. Источник электронов расположен на оси камеры в одном из её концов и представляет собой прогреваемый термоэмиссионный вольфрамовый цилиндрический катод диаметром 0,02 м и молибденовый водоохлаждаемый анод. Ускоряющее напряжение – 1–6 кВ, электронный ток – 0,1–3 А.

Разрядная камера установки отделяется от электронного инжектора диэлектрическими стенками, что позволяет обеспечить необходимые условия для его работы. Плазменный поток, сгенерированный в разрядной зоне, свободно вытекает вдоль силовых линий магнитного поля в зону взаимодействия длиной 1 м, в которой, в зависимости от условий эксперимента, либо установлены образцы исследуемых материалов, либо образована газовая мишень путем подачи вторичного газа.

Откачка установки до высокого вакуума осуществляется шестью турбомолекулярными насосами сум-

марной мощностью 6000 л/с. Давление по длине установки изменяется и составляет 10<sup>-1</sup>–10<sup>-3</sup> Торр в газовой мишени, 10<sup>-3</sup>–10<sup>-4</sup> Торр – в разрядной зоне и доходит до 10<sup>-5</sup>–10<sup>-6</sup> Торр в отсеке электронного инжектора.

На установке возможны два режима плазменно-пучкового разряда: в скрещенных магнитном и электрическом полях, когда в дополнение к магнитному полю применяется радиально направленное электрическое поле, и в прямом магнитном поле. Параметры плазмы и радиальная структура плазменного столба зависят от выбранного вида разряда.

При первом режиме образуется кольцевой плазменный поток, представленный на рисунке 7-а. Между центральным электродом и стенками камеры прикладывается разность потенциалов ~50÷200 В. Плазменный поток имеет диаметр ~ 0,08 м. Мощность, вкладываемая в плазму, достигает 15 кВт. Плотность плазмы составляет 5·10<sup>17</sup>÷5·10<sup>19</sup> м<sup>-3</sup>, температура электронов в зоне взаимодействия – 2÷30 эВ.

При втором режиме образуется шнуровой плазменный поток, представленный на рисунке 7-б. Данный режим характеризуется меньшей энергией, вкладываемой в плазму – до 5 кВт. В зоне взаимодействия плотность плазмы составляет 5·10<sup>17</sup>÷3·10<sup>19</sup> м<sup>-3</sup>, а температура электронов значительно ниже, чем в режиме с кольцевым плазменным потоком – 0,5÷8 эВ. Плазменный поток имеет диаметр до 0,06 м. Возможность генерации достаточно плотной и холодной плазмы в этом режиме делают его наиболее подходящим для моделирования процессов, происходящих в газовом диверторе реактора-токамака.

Установка ПР-2 представляет собой открытую адиабатическую ловушку с пробочным отношением 1,55, была построена в начале 60-х годов в ИАЭ им. И.В. Курчатова. Общая схема установки приведена на рисунке 8. Ее основой является вакуумная камера цилиндрической формы длиной 2,5 м и диаметром 0,36 м с системой охлаждения, выполненная из нержавеющей стали. Высоковакуумная откачка производится двумя диффузионными насосами производительностью 1200 л/с каждый, работающими на кремнийорганическом эфире.

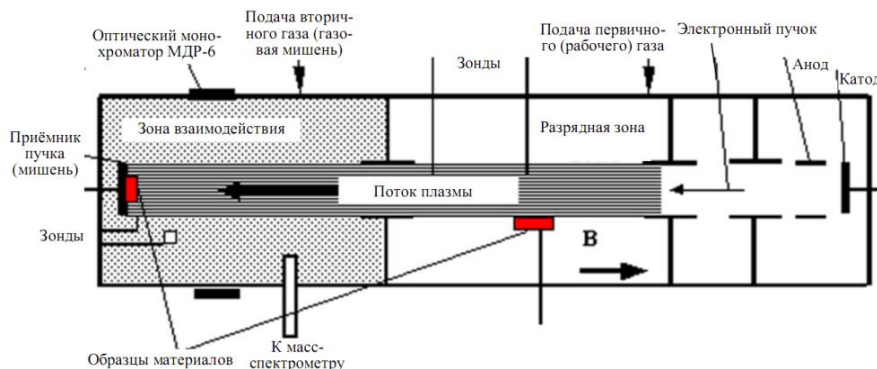
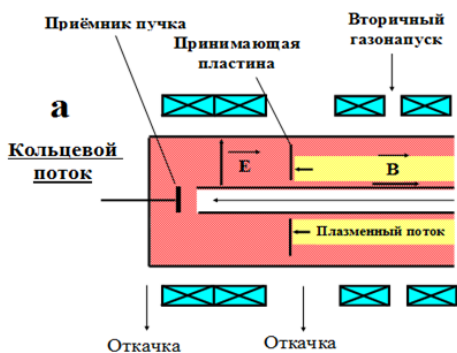
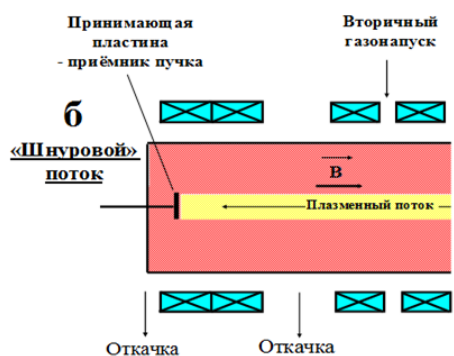


Рисунок 6. Схема плазменной установки ЛЕНТА [12]



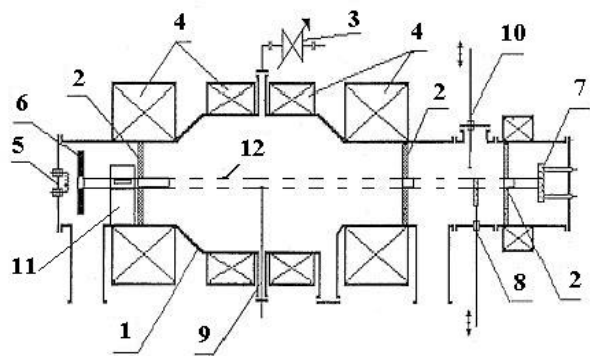


а) режим горения ППР в скрещенных магнитном и электрическом полях



б) режим горения ППР в прямом магнитном поле

Рисунок 7. Режимы горения ППР и образования плазмы [13]



1 – вакуумная камера; 2 – диафрагмы; 3 – система напуска газа; 4 – катушки магнитного поля; 5 – катод; 6 – анод; 7 – коллекторное устройство; 8 – шлюзовое устройство №1; 9 – лэнгмюровский зонд; 10 – шлюзовое устройство №2; 11 – встраиваемый масс-анализатор компонентного состава с π-поворотом в поле установки; 12 – плазменный шнур

Рисунок 8. Схема установки ПР-2 [13]

Насосы снабжены ловушками, охлаждаемыми жидким азотом. Набор диафрагм дифференциальной откачки дает возможность разбивать камеру на секции и с помощью системы игольчатых натекателей создавать неоднородное по оси распределение рабочих газов. Сменные торцевые и боковые фланцы позволяют вводить электроды и устройства диагностики, подавать рабочие газы в камеру, а также воду или

жидкий азот в охлаждаемые узлы. Через кварцевые окна и систему зеркал возможно визуальное наблюдение, фотографирование и спектрометрирование процессов в рабочем объеме. Установка оснащена шлюзовым устройством со штоком, позволяющим осуществлять поступательно-вращательное движение для оперативной смены и перемещения средств диагностики или облучаемых образцов без разморозки установки.

Основой магнитной системы установки являются две пары катушек с водяным охлаждением, электропитание которых может осуществляться как от машинных генераторов постоянного тока мощностью до 100 кВт каждый, так и от трехфазных силовых трансформаторов с водо-охлаждаемыми выпрямительными блоками. Для изменения осевого распределения магнитного поля в торцевых частях установки, а также осуществления бокового смещения магнитной оси используются дополнительные корректирующие катушки. Таким образом, электромагнитная система установки позволяет в широких пределах варьировать величину магнитного поля (до 0,5 Тл) и его конфигурацию (типа пробкотрон и антипробкотрон, однородное или магнитное сопло).

Мощная пушка, вмонтированная на торцевом фланце, создает осевой электронный пучок. Керамический изолятор позволяет поднимать катодное напряжение до 50 кВ. Пушка имеет легкодоступный катодный блок. Вольфрамовые и танталовые катоды прямого накала формируют электронный пучок кольцевой или ленточной формы. При работе с пучком цилиндрической формы используют косвенный подогрев катодных таблеток, выполненных из  $LaB_6$ , W, Mo или Ta (диаметр 0,08–0,3 м). Конструкция электронной пушки допускает применение катодной маски при использовании многоапертурной оптики и дополнительного электрода для управления пучком и защиты от ионного потока из разрядной области. Все узлы пушки имеют водяное охлаждение, что обеспечивает ее работоспособность, как в высоковольтном вакуумном режиме, так и в режиме дуги низкого давления. Электрическая схема имеет защиту по току от пробоев и замыканий, в процессе работы позволяет регулировать и измерять токи и напряжения всех электродов и системы накала, а также дистанционно переключать блоки питания при переходах между высоковольтным вакуумным и силовым дуговым режимами. Предельные параметры блоков составляют соответственно 25 кВ, 3 А и 450 В, 50 А. С помощью набора дополнительных блоков питания можно подавать электрические смещения на коллектор и электроды в разрядном объеме, например, для реализации режимов холловского ускорения или полого катода, пеннинговского или пучково-магнетронного разрядов. Основные параметры плазмы в установке ПР-2 представлены в таблице 1.

## ОБЗОР ПО ЛИНЕЙНЫМ УСКОРИТЕЛЯМ

Таблица 1. Основные параметры плазмы в установке ПР-2

Режим работы	стационарный
Рабочий газ	He, Ar, H <sub>2</sub>
Магнитное поле, Тл	до 0,5
Давление рабочего газа, Торр	$7,5 \cdot 10^{-6}$ – $7,5 \cdot 10^{-3}$
Давление остаточного газа, Торр	$7,5 \cdot 10^{-7}$
Мощность инжектируемого электронного пучка, кВт	до 15
Плотность генерируемой плазмы, м <sup>-3</sup>	до 10 <sup>19</sup>
Электронная температура, эВ	5–25
Отрицательное смещение на катоде относительно заземленного анода, кВ	0–5
Ток накала, А	до 15

Данная установка предоставляет возможность изучать взаимодействие водорода с конструкционными материалами термоядерного реактора приближенных к реальным условиям (интенсивные потоки водородной плазмы на образец, возможность варьировать тепловую нагрузку на образец в широком диапазоне). Ниже представлены в виде таблиц сводные параметры основных линейных симуляторов: их технические характеристики в таблице 2; тематика проводимых исследований в таблице 3 и основные средства диагностики в таблице 4, а также особенности этих установок в таблице 5.

Таблица 2. Технические характеристики установок

	NAGDIS-II	PISCES-A	PISCES-B	PSI-2	ЛЕНТА	ПР-2
Габариты установки (длина × ширина, м)	4×2	3×1,5	4×2	4×2	5×2	4×2
Размер разрядной камеры (длина, м × диаметр, см)	2,5×19	1,2×20	1,2×30	1,5×30	4,5×60	2,5–4×36
Размер пучка (длина, м. × диаметр, см.)	1,8×2	1×2	1×3	1×18	2×16	2,5×8–30
Магнитное поле, Тл	0,25	0,5–2,3	0,2–0,5	0,1–0,2	0,2	0,5
Способ получения плазмы	дуговой разряд				ППР	
Минимальное давление в рабочей камере, мТорр	0,01	0,01	0,01	0,0001	0,01	0,01
Предельная температура электронов, эВ	20	20	40	25	30	25
Плотность электронов плазмы, 10 <sup>19</sup> м <sup>-3</sup>	6	1	5	2	1	1
Предельная температура ионов, % Те	60	20	40	40	40	40
Количество методов диагностики плазмы (одновременно)	5	4	8	6	4	4

Таблица 3. Основные исследования, приводящиеся на установках

	NAGDIS-2	PISCES-A	PISCES-B	PSI-2	ЛЕНТА	ПР-2
Эрозия поверхности	+	+	+	+	+	+
Блистерообразование	+	–	+	–	–	–
Накопление изотопов водорода в материалах и рост углед. пленок	+	+	–	+	–	–
Отрыв плазмы	+	–	+	+	+	–
Транспорт частиц в плазме	+	+	+	+	+	+
Турбулентность	+	–	+	+	+	+
Образование упорядоченных структур	–	+	+	+	–	+
Испытание материалов для дивертора ИТЕР	+	–	+	+	+	–
Изучение газовых разрядов и возможностей их применения в промышленности	–	–	–	+	–	+

Таблица 4. Основные средства диагностики, применяемые в симуляторах

	NAGDIS-2	PISCES-A	PISCES-B	PSI-2	ЛЕНТА	ПР-2
Сканирующий зонд Ленгмюра	+	+	+	+	+	–
Зонд Ленгмюра	+	+	+	+	+	+
Двойной зонд Ленгмюра	+	+	+	+	+	+
Зонд Маха	–	–	–	+	–	–
Оптическая спектроскопия	+	+	+	+	+	+
Интерферометрия	–	–	–	+	–	+
Масс-спектрометр	–	–	–	–	–	+
Квадрупольный масс-спектрометр	–	–	–	+	–	+
ОЖЕ, ВИМС, рентгеновская спектроскопия	–	–	+	–	–	–

Таблица 5. Особенности установок

	NAGDIS-2	PISCES-A	PISCES-B	PSI-2	ЛЕНТА	ПР-2
Рабочее вещество	H, D, He, инертные газы	H, He, инертные газы	H, D, He, инертные газы	H, D, He, инертные газы	H, D, He, инертные газы	H, D, He, инертные газы, пары металлов
Исследование поверхности образца сразу после облучения	–	–	+	–	–	–
Прочие особенности	ионно-циклотронный резонансный нагрев для увеличения температуры ионов	нет	возможность работы с токсичными металлами и соединениями	нет	нет	ленточный катод – прецизионная регулировка размера и формы пучка

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, анализ опубликованной литературы по линейным симуляторам показывает актуальные технические характеристики, функциональные

возможности, а также направления исследований в области взаимодействия плазмы с материалами компонентов термоядерных реакторов.

### ЛИТЕРАТУРА

- Goebel, D. M., Campbell, G., Conn, R. W. Plasma surface interaction experimental facility (PISCES) for materials and edge physics studies. – Journal of Nuclear Materials, 1984, vol. 121, p. 277–282.
- Antar G. Y. On the origin of “intermittency” in the scrape-off layer of linear magnetic confinement devices. – Physics of plasmas, 2003, vol. 10, № 9, p. 3629–3634.
- Hudson B. F., Doerner R.P. Impurity transport measurements in the PISCES-A linear plasma device. – 2011.
- Doerner R.P., Baldwin M.J. Schmid K. The influence of beryllium containing plasma on the evolution of a mixed-material surface. – Physica Scripta, 2004, vol. T111, p. 75–79.
- Doerner R.P. Measuring the difference between gross and net erosion. – Nuclear Fusion, 2012, vol. 51, 7 pp.
- N. Ohno, D. Nishijima, S. Takamura et al. Static and dynamic behaviour of plasma detachment in the divertor simulator experiment NAGDIS-II. – Nuclear Fusion, 2001, vol. 41, p. 1055–1065.
- Kastelewicz H., Fussmann G. Plasma modeling for the PSI Linear plasma device. – Contrib. Plasma Physics, 2004, vol. 44, No 4, p. 352–360.
- Pospieszczyk A., et.al. Spectroscopic characterisation of the PSI-2 plasma in the ionising and recombining state. – Journal of Nuclear Materials, 2013, vol. 438, p. S1249–S1252.
- Kreter A. et.al. Status of technological development for the JULE-PSI project. – 4th International Workshop on Plasma Material Interaction Facilities for Fusion Research (PMIF), 2013.
- Kreter A., et.al. Linear plasma device PSI-2 for PMI studies. – Fusion science and technology, 2015, vol. 68, p. 8–14.
- V. Unterberg et al. New linear plasma devices in the trilateral euregio cluster for an integrated approach to plasma surface interactions in fusion reactors. – Fusion Engineering and Design, 2011, vol. 86, p. 1797–1800.
- Мартыненко Ю.В., Хрипунов Б.И., Петров В.Б. Изменение поверхности вольфрама и графита под воздействием больших потоков плазмы. – ВАНТ Сер. Термоядерный синтез, 2009, вып. № 4, с. 14–23.
- Визгалов И.В., Курнаев В.А., Тельковский В.Г., и др. Лабораторный практикум по курсу «Физика горячей плазмы и УТС». Под редакцией Тельковского В.Г. Москва. МИФИ, 1995.

## СЫЗЫҚТЫ ҮДЕТКІШ БОЙЫНША ШОЛУ

<sup>1)</sup> Т.Р. Туленбергенов, <sup>1)</sup> И.А. Соколов, <sup>1)</sup> А.Ж. Миниязов, <sup>1)</sup> Г.К. Кайырды, <sup>2)</sup> А.А. Ситников

<sup>1)</sup> ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

<sup>2)</sup> И.И. Ползунов атындағы Алтай мемлекеттік техникалық университеті, Барнаул, Россия

Термоядролық қондырғыларға сәйкес беті бар плазманың өзара әрекеттесуін зерттеу және оларды қабырғалық плазмаға модельдеу үшін пайдаланылатын плазманың стационарлық жүйелік симуляторларға шолу жүргізілді. Плазманың бетімен өзара әрекеттесуі Халықаралық Термоядролық Эксперименттік Реакторы (ITER) үшін қорғау материалдарын құрудың маңызды мәселесі болады. Плазмаға айналдырған компоненттердің негізіне бірінші қабырға және дивертор жатады. Дивертордың негізгі функциясы термоядролық синтез реакциясында жану өнімі болатын гелийді айыру және қабырғалық плазмадан шығатын жылу ағымын сіңіру болады. Қуаты диагностиканың түрлі құралдарымен бірнеше ондаған кВт ірі жүйелік симуляторлар және шектеулі мүмкіндіктері бар бірнеше өлшемдеріне қатысты қондырғылары жеке қарастырылды. Қазіргі желілік симуляторларда тудырылған плазманың температурасы және тығыздығы SOL (scrap-off layer) плазмаға жақын, сонымен қатар бетінің атомдарын тозаңдату және эрозиясын зерттеу, бөтен бөлшектердің бетін енгізу немесе шаңдату, үстінгі рельефті түрлендіру, блистер пайда болу ретінде компоненттердің материалдарына әсер ететін тікелей процесстерін белсенді зерттеу.

**Кілт сөздер:** сызықты үдеткіштер, плазма, термоядролық реакторлар, өзара әрекеттесуі, материалдар, қондырғылар параметрлары, дивертор, бірінші қабырға, плазмалық- шоқ разряд, нысана.

## THE LINEAR ACCELERATORS REVIEW

<sup>1)</sup> T.R. Tulenbergenov, <sup>1)</sup> I.A. Sokolov, <sup>1)</sup> A.Zh. Miniyazov, <sup>1)</sup> G.K. Kayyrdy, <sup>2)</sup> A.A. Sitnikov

<sup>1)</sup> Institute of Atomic Energy of NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

<sup>2)</sup> Polzunov Altai State Technical Universit, Barnaul, Russia

The stationary linear plasma simulators was reviewed, which are used to study the interaction between plasma and surface with regard to fusion facilities and modeling of their edge plasma. The interaction between plasma and surface is an important issue in creation of protective materials for the International Thermonuclear Experimental Reactor (ITER). The first wall and divertor are the key plasma faced components. The basic functions of the divertor are a heat flux absorption released from the edge plasma and helium removal, which is a combustion product in the thermonuclear synthesis reaction. Relatively small facilities with limited capacities as well as large linear simulators with a capacity of several dozen of kW and various diagnostic tools have been considered separately. Since the modern linear installations have a temperature and density of the generated plasma close to SOL plasma (scrap-off layer), it is possible to research the processes which directly affect materials of the components. This is a modification of surface during plasma irradiation or with charged particle beams. This includes atomization of a surface and studying of erosion, penetration of foreign particles into the surface or coating, surface relief modification, blister generation.

**Keywords:** linear accelerators, plasma, fusion reactors, interaction, materials, setup parameters, divertor, first wall, plasma- beam discharge, target.

УДК 29.03

## КҮЙДІРУДЕН КЕЙІНГІ КЕРАМИКАНЫҢ ҚҰРЫЛЫМ-ФАЗАЛЫҚ АЛМАСУЫН ЗЕРТТЕУ

<sup>1,3)</sup> Н. Қантай, <sup>2)</sup> Н.К. Касмамытов, <sup>3)</sup> Б.К. Рахадиллов, <sup>1)</sup> С.В. Плотников<sup>1)</sup> Д. Серікбаев атындағы Шығыс Қазақстан мемлекеттік техникалық университеті, Өскемен, Қазақстан<sup>2)</sup> ҚР ҰҒА Физикалық-техникалық және материалтану мәселелер институты, Бишкек, Қырғызстан<sup>3)</sup> С. Аманжолов атындағы Шығыс Қазақстан мемлекеттік университеті, Өскемен, Қазақстан

Мақалада жергілікті шикізат негізінде жоғарывольттық фарфорлы керамика дайындалды. МЕМСТ 7025-91 бойынша тығыздығы, су сіңіргіштігі, көлемдік шөгуді анықталды, құрылымы растрлы электронды микроскопия көмегімен талданып, рентген-фазалық талдау жасалды. Бастапқы күйде негізі гексагоналды ( $\text{SiO}_2$ ) және аз мөлшерде моноклинді тордан,  $1150^\circ\text{C}$ -тан жоғары негізі гексагоналды ( $\text{SiO}_2$ ) және муллит ( $\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_7$ ) ортомблы тордан тұратындығы анықталды.

## КІРІСПЕ

Электр энергиясын кеңінен тасымалдау және қауіпсіз пайдалануда электр оқшаулағыш жоғарывольттық фарфорлы керамикалардың (ЖФК) атқарар рөлі зор. Жоғарывольттық фарфорлы керамикалар механикалық қасиеттерінің жоғары болуымен қатар, жоғары кернеулерді оқшаулағыштық қасиетке ие болуы өте маңызды [1–2]. Қазіргі кезде көптеген жоғары кернеуді оқшаулағыштар талапқа сай келе бермейді, соның салдарынан қауіпсіздік шаралары бұзылып, өрт апаттары жиі орын алады. Сондай-ақ, электр тоғының шығындары экономикалық жағынан тиімсіздік тудыруда. Осы мәселені шешу үшін соңғы онжылдықта ЖФК-ның күрделі ішкі микроқұрылымдық-фазалық өзгерісін зерттеп, қызметтік қасиетін жақсарту ғалымдардың негізгі зерттеу бағыттарының біріне айналды. Композицияның күрделілігіне байланысты фарфордың фазалық және микроқұрылымдық эволюциясын түсіну кезінде қиындықтар туындайды [3–5]. Фарфор үшін пайдаланылатын шикізатты үш топқа бөлуге болады. Фарфордың құрамында саз балшық бөлшектердің мөлшерін қамтамасыз етеді және жақсы пластикалықты қалыптастырады. Дала шпаты ағын ретінде әсер етеді, жоғары температурада тұтқыр сұйықтық бөліп және витрификацияға арналған қосалқы ортаны құруға көмектеседі. Дала шпаты жер қыртысының шамамен 60% құрайтын әлемдік минералдың ірі тобы болып табылады және көптеген елдерде магмалық, метаморфтық және шөгінді ретінде кездеседі [6]. Оксидтердің салыстырмалы пайыздық мөлшерінің дәрежесі оның қасиетіне әсерін тигізеді, бұл қосымша зерттеуді қажет етеді.

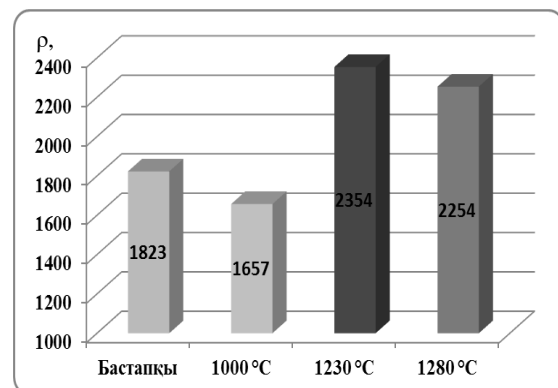
Жұмыста күйдіруден кейінгі керамиканың құрылым-фазалық алмасуы және физико-механикалық қасиеттері зерттелді.

## ЗЕРТТЕУ МАТЕРИАЛЫ ЖӘНЕ ӘДІСТЕРІ

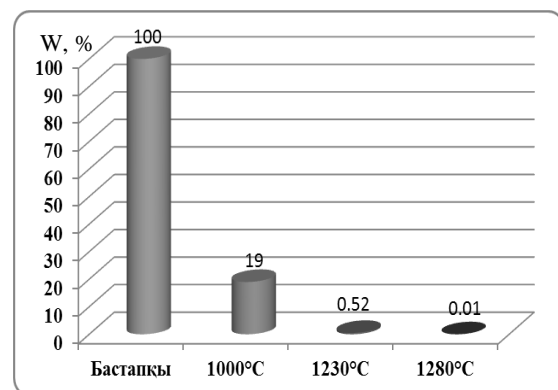
Зерттеуге жергілікті шикізат негізінде жоғарывольттық фарфорлы керамика дайындалды. Қолданылған әдістер: МЕМСТ 7025-91 бойынша тығыздығын, су сіңіргіштігін, көлемдік шөгуді анықтау; Xpert PRO дифрактометрінде рентген-фазалық талдау әдістемесі; беттік құрылымын растрлы электронды микроскопия көмегімен талдау.

## ЗЕРТТЕУ НӘТИЖЕЛЕРІ

Шикізаттарды ұнтақтап, дистилденген сумен араластырып саз балшық алынды. Саз балшықты диаметрі 18 мм цилиндр формада престеп, бөлме температурасында кептіріп, салмағы мен көлемі өлшенді және термиялық өңдеуден кейін де өлшеніп, тығыздықтары есептелді. Бөлме температурасында кептірілген үлгіні  $1000^\circ\text{C}$ ,  $1230^\circ\text{C}$  және  $1280^\circ\text{C}$  температурада 30 минут ұсталып баяу суытылды. Термиялық өңдеуден өткен үлгілерді МЕМСТ 7025-91 бойынша дистилденген суда 48 сағат ұстап су сіңіргіштігі анықталды.



a)

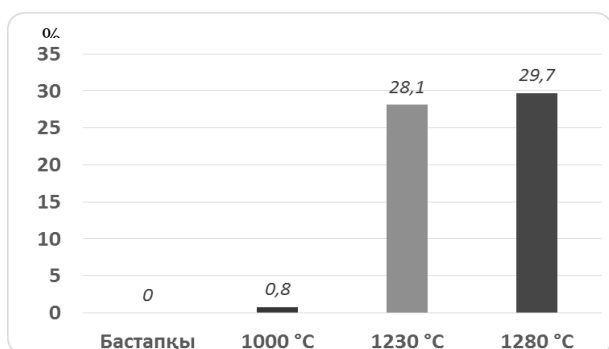


б)

1 – Суретте керамиканың бастапқы және түрлі температура кезіндегі тығыздығы (а) мен су сіңіргіштігі (б)

1, а – суреттен керамиканың бастапқы күйінде тығыздығы  $1823 \text{ кг/м}^3$ -ті,  $1000 \text{ }^\circ\text{C}$ -та мөлшермен  $1657 \text{ кг/м}^3$ -ді, температура артып  $1230 \text{ }^\circ\text{C}$ -қа жеткенде  $2354 \text{ кг/м}^3$ -ге артты, ал  $1280 \text{ }^\circ\text{C}$ -да  $2254 \text{ кг/м}^3$ -ге төмендеді. Температура әсерінен құрамындағы су буланып, көлемі кішірейді, салмағы жеңілдеді, сәйкесінше тығыздығы артты.

1, б – суреттен бастапқы үлгіні суға салғанда, үлгі сол мезетте ыдырап құмға айналып суға шөкті, ал  $1000 \text{ }^\circ\text{C}$ -та 19%,  $1230 \text{ }^\circ\text{C}$ -та 0,52% су сіңірді., Температура артып  $1280 \text{ }^\circ\text{C}$ -қа жеткенде су сіңіруі 0,01%-ға дейін төмендеді. Себебі температура артқан сайын ішкі түйіршіктік фазалық алмасулар жүріп, шыны тәрізді фазаның әсерінде бір-бірімен байланып су молекулаларының енуіне кедергі болады.



2 – Суретте термиялық өңдеуден кейінгі көлемдік шөгугі

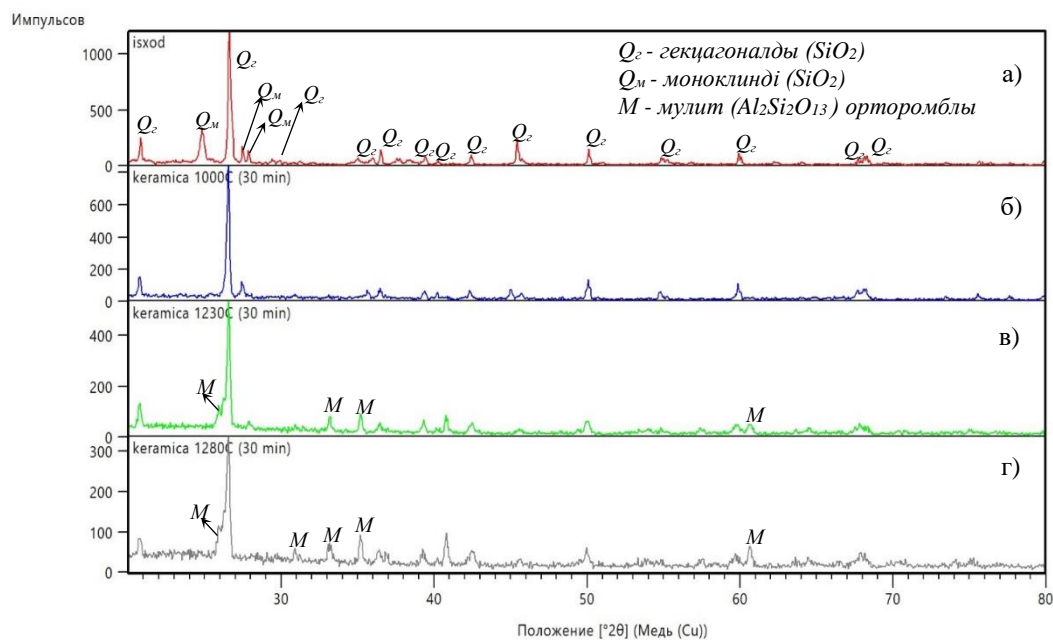
Жоғарыда 2-суреттен үлгіні  $1280 \text{ }^\circ\text{C}$ -қа дейін қыздыру барысында температура артқан сайын құрамындағы су буланып үлгі өзінің көлемін 30%-ға азайтты. Термиялық өңдеудің температурасы артқан

сайын керамиканың құрамындағы кейбір фазалар еріп, түйіршік аралық қуыстар жоғалып, шыны тәрізді фазалар бір-бірімен тығыздалып байланып, көлемі кішірейді. Бұл жоғардағы 1, а – суреттегі су сіңіргіштік пен 1, б – суреттегі тығыздықтың өзгеріс графигінен нақты көрінді.

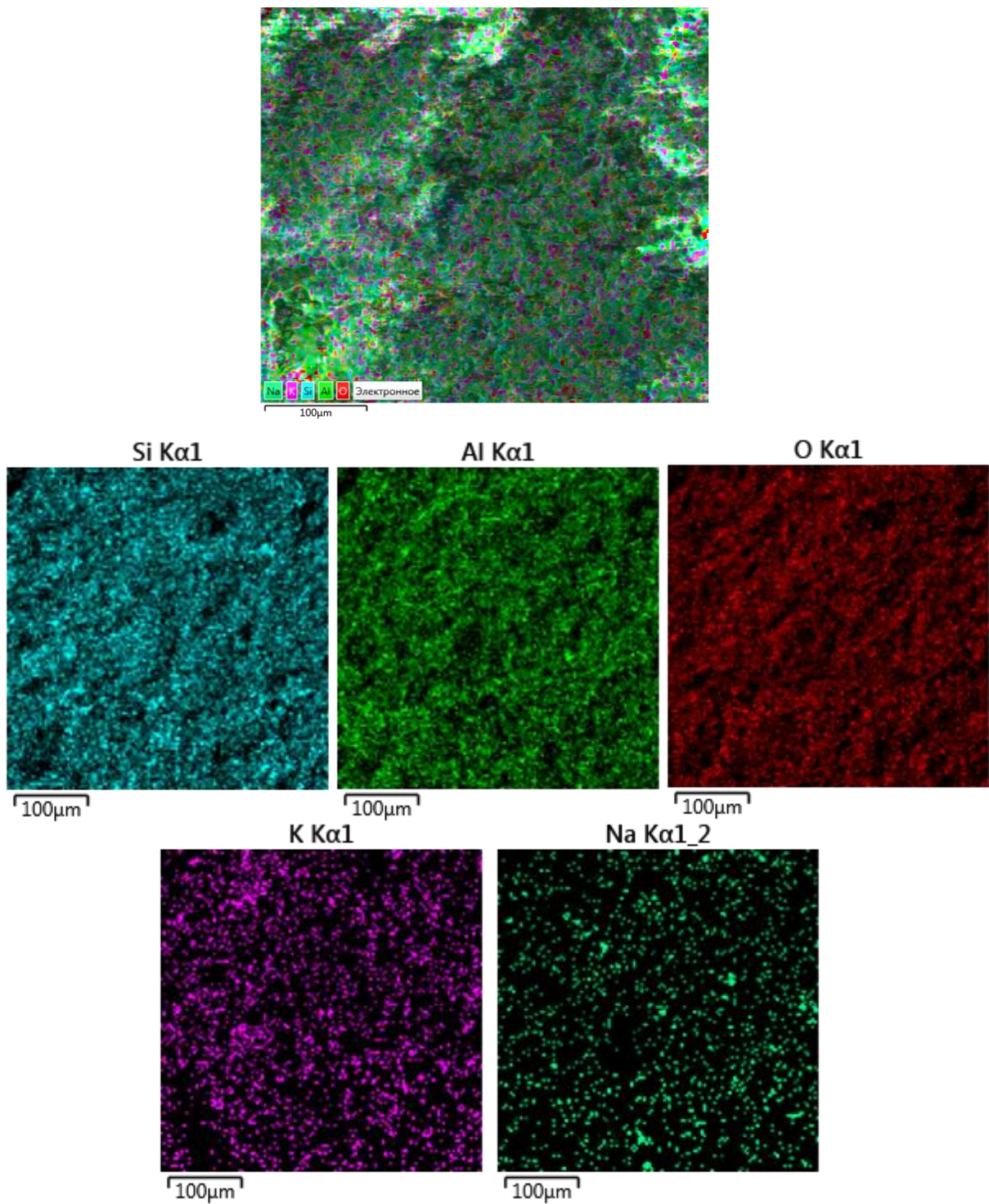
Бастапқы және  $1000 \text{ }^\circ\text{C}$ ,  $1230 \text{ }^\circ\text{C}$ ,  $1280 \text{ }^\circ\text{C}$  температураларда 30 минут термиялық өңдеуден кейінгі алынған дифрактограмма сызықтарына қарап керамиканың  $1000 \text{ }^\circ\text{C}$ -қа дейін моноклинді және орторомблы тордан тұратындығы,  $1230 \text{ }^\circ\text{C}$  және  $1280 \text{ }^\circ\text{C}$ -тағы дифрактограмма сызықтарының өзгерісіне қарап, кейбір фазаның сызықтарының өскенін, кейбірінің еріп жоғалғандығын, жаңа фазалардың сызықтарының пайда болғанын көруге болады (3, б, в, г суретте). Жоғары температура әсерінен фазалық алмасулар жүріп мулит ( $\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_{13}$ ) орторомблы тордың түзілгенін көруге болады. Мулиттің түзілуімен физикалық және механикалық қасиеті артты.

Керамиканың бастапқы күйінің беттік құрылымына элементтік талдау нәтижесі (4-сурет) негізгі құрамында Si және Al оксиді және K мен Na оксиді бар екені сонымен қатар қоспа ұнтақтардың ұсақ түйіршікті құрылым мен қуыстардың көптігі байқалды. Себебі: қоспа ұнтақтар судың көмегімен өзара бірігіп, бір-бірімен ажырамай ұстап тұрды, әрі бөлме температурасында алынғандықтан фазалық алмасу өтпеді.

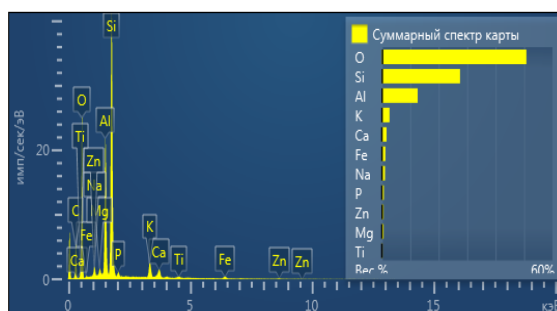
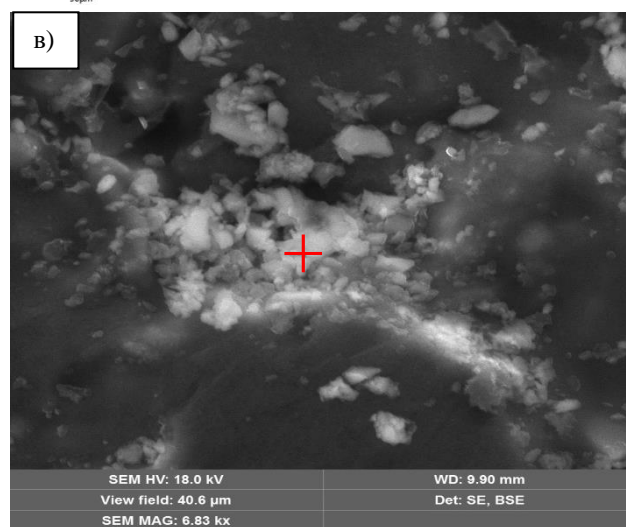
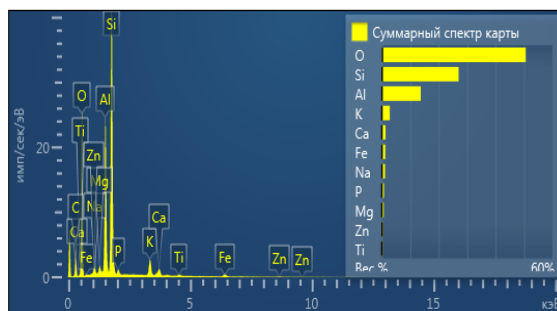
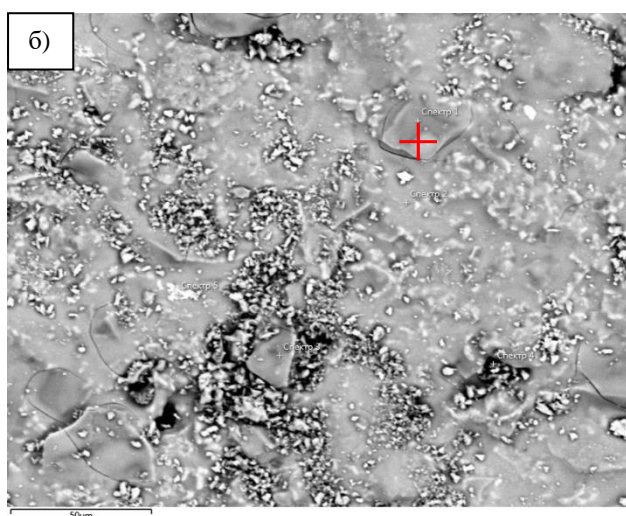
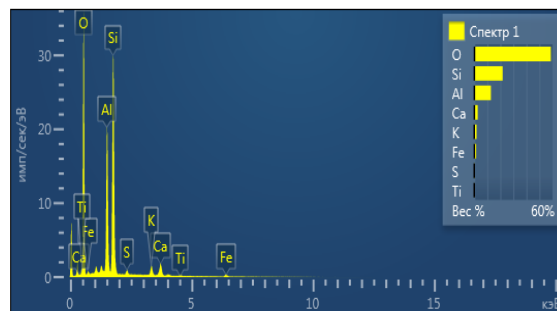
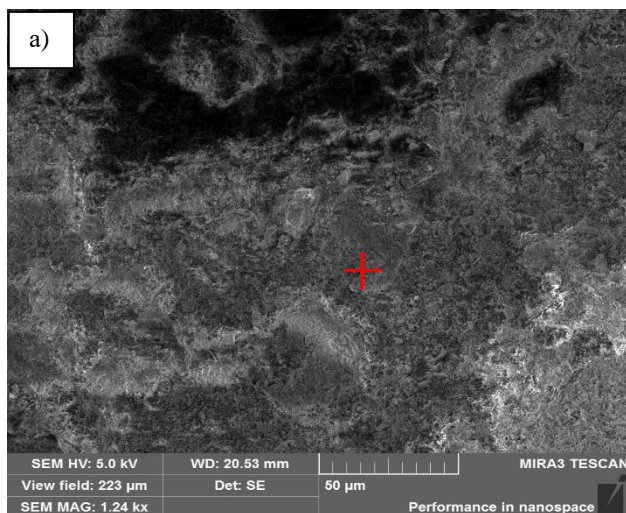
Керамиканың бастапқы күйінің беттік құрамын элементтік талдау нәтижесі 4-суретте көрсетілгендей негізі Si және Al – дің тотығы құрайтындығын, сонымен бірге аз мөлшерде K және Na тотығы бар екені анықталды.



3 – Сурет керамиканың бастапқы және термиялық өңдеуден кейінгі фазалық өзгеріс дифрактограммасы



4 – Суретте керамиканың бастапқы күйінің беттік құрамын элементтік талдау



(а) – 1000 °С (30 минут); (б) – 1230 °С (30 минут); (в) – 1280 °С (30 минут)

5 – Сурет керамиканың термиялық өңдеуден кейінгі беттік құрылымының элементтік талдауы

Жоғарыдағы 5 суретте беттік құрылымның элементтік талдауынан бастапқы күйімен салыстырғанда термиялық өңдеу температурасы артып, 1000 °С-қа жеткенде түйіршіктердің бірігіп өскенін,

сонымен қатар қуыстардың азайғандығын көруге болады, арықарай температура 1230 °С және 1280 °С-қа жеткенде құрылымы айтарлықтай өзгеріп, яғни фазалық алмасу жүрді. (5, б, в суретте), негізгі фаза



краңғы түсті  $\text{SiO}_2$  гексагоналды торлы және ақшыл бұлт түстес  $\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_7$  мулиттің түзілгенін көруге болады. Рентген-фазалық талдау нәтижесінде дәлелдеп көрсетілді (3, в, г сурет).

#### ҚОРЫТЫНДЫ

Керамиканың бастапқы күйінде тығыздығы  $1823 \text{ кг/м}^3$  температура артып,  $1230 \text{ }^\circ\text{C}$ -та  $2354 \text{ кг/м}^3$ -ге жоғарлады,  $1280^\circ\text{C}$ -қа жеткенде керісінше тығыз-

дығы  $100 \text{ кг/м}^3$ -ге азайып, үлгі өзінің көлемін 30%-ға кішірейтті. Керамика температура  $1000 \text{ }^\circ\text{C}$ -тан  $1280 \text{ }^\circ\text{C}$ -қа дейін артқанда суды сіңіргіштігі 0,01%-ға дейін төмендеді. Рентген-фазалық талдау нәтижесінде бастапқы күйде негізі гексагоналды ( $\text{SiO}_2$ ) және аз мөлшерде моноклинді тордан,  $1150 \text{ }^\circ\text{C}$ -тан жоғары негізі гексагоналды ( $\text{SiO}_2$ ) және мулит ( $\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_7$ ) орторомблы тордан тұратындығы анықталды.

#### ПАЙДАЛАНЫЛҒАН ӘДЕБИЕТТЕР

1. Chen Li, Wang Jia-Qing. Related problems in ultrasonic detection of porcelain insulator. In: Proceedings of 17th world conference on nonconductive testing, Shanghai, China; 25–28 October 2008.
2. Medvedovski E., Low-temperature sintering of ceramics for the production of low voltage insulators. *Intergram* 1996;45(2):82–6.
3. Rado P., “The strange case of hard porcelain”, *Trans. Brit. Ceram. Soc.* 70, 6 (1971) 131-139.
4. Vasquez S. B., Valequez J. C., Gausa M. J. R., “Alumina addition affects elastic properties of electric porcelains”, *Am. Ceram. Soc. Bull.* 77, 4 (1988) 81-85.
5. Carty W. M., Senapati U., “Porcelain raw materials processing, phase evolution and mechanical behaviour”, *J. Am. Ceram. Soc.* 81, 3 (1998) 3-20.
6. Vidyadhar A., Hanumantha Rao K., “Adsorption mechanism of mixed cationic-anionic collectors in feldspar-quartz flotation system”, *J. Colloid Interface Sci.* 306, 2 (2007) 195-204.
7. Kasmamyrov N.K., Makayeva K.K., etc. The composition and microstructure of high-voltage porcelain ceramics based on local raw materials // *Journal of Physics IPTPiM NAS KR.* -2016. - No. 1. -p. 176-182.

#### ИССЛЕДОВАНИЕ СТРУКТУРНО-ФАЗОВОГО ОБМЕНА КЕРАМИКИ ПОСЛЕ ОБЖИГА

<sup>1,3)</sup> Кантай Н., <sup>2)</sup> Касмамытов Н.К., <sup>3)</sup> Рахадиллов Б.К., <sup>1)</sup> Плотников С.В.

<sup>1)</sup> *Восточно-Казахстанский государственный технический университет им. Д. Серикбаева, Усть-Каменогорск, Казахстан*

<sup>2)</sup> *Институт физико-математических наук НАН РК, Бишкек, Кыргызстан*

<sup>3)</sup> *Восточно-Казахстанский государственный университет им. С. Аманжолова, Усть-Каменогорск, Казахстан*

На основе данной статьи в качестве местного сырья была подготовлена высоковольтная фарфоровая керамика. По ГОСТ 7025-91 были определены плотность, водопоглощение, количество объемной усадки. Был проведен структурный анализ с помощью растрового электронного микроскопа, а так же проведен рентгено-фазовый анализ на дифрактометре Xpert PRO. Было установлено, что в исходном состоянии керамика состоит из гексагональной решетки ( $\text{SiO}_2$ ) и в малом количестве из моноклинной фазы, выше температуры  $1150 \text{ }^\circ\text{C}$  состоит из гексагональной ( $\text{SiO}_2$ ), орторомбической решетки, а так же содержит мулит ( $\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_7$ ).

#### STUDY OF STRUCTURAL-PHASE CERAMIC EXCHANGE AFTER FIRING

<sup>1,3)</sup> N. Kantai, <sup>2)</sup> N.K. Kasmamyrov, <sup>3)</sup> B.K. Rakhadilov, <sup>1)</sup> S.V. Plotnikov

<sup>1)</sup> *East Kazakhstan State Technical University named after D. Serikbayev, Ust-Kamenogorsk, Kazakhstan*

<sup>2)</sup> *Institute of Physical and Mathematical Sciences of NAS RK, Bishkek, Kyrgyzstan*

<sup>3)</sup> *East Kazakhstan State University named after S. Amanzholov, Ust-Kamenogorsk, , Kazakhstan*

Based on this article, high-voltage porcelain ceramics was prepared as local raw materials. According to state standard (GOST 7025-91), density, water absorption, and volume shrinkage were determined. A structural analysis was carried out using a scanning electron microscope, and an X-ray phase analysis was carried out on an Xpert PRO diffractometer. It was found, that in the initial state, ceramics consist of hexagonal ( $\text{SiO}_2$ ) and in a small amount of monoclinic phase, above a temperature of  $1150 \text{ }^\circ\text{C}$  it consists of hexagonal ( $\text{SiO}_2$ ), an orthorhombic lattice, and also contains mullite ( $\text{Al}_2\text{Si}_2\text{O}_7$ ).

УДК 621.039.5

**СРАВНИТЕЛЬНЫЙ АНАЛИЗ РЕАКТОРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ****Поспелов В.А., Бакланов В.В., Коровиков П.Г.***Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан**pospelov@nnc.kz*

В Казахстане продолжительное время ведутся работы по обоснованию возможности использования атомной энергии для индустриального развития страны. В данной статье приводится обзор проделанной работы по разработке маркетингового раздела технико-экономического обоснования строительства атомной станции в Республике Казахстан, в части касающейся сравнительного анализа имеющихся на рынке реакторных технологий. Анализ проектов реакторов для потенциально возможного строительства в Республике Казахстан проводился по разработанной специалистами РГП «Национальный ядерный центр РК» системе критериев оценки. В ходе проведенной оценки были предложены наиболее перспективные проекты реакторов для возможного строительства в Республике Казахстан.

**Ключевые слова:** атомная энергетика, АЭС, реактор, поколение III, III+, технико-экономическое обоснование (ТЭО), маркетинговый раздел, критерии выбора реактора, референтность.

**ВВЕДЕНИЕ**

В 2018–2019 годах Научно-техническим центром безопасности ядерных технологий (НТЦ БЯТ) на основании договора с АО «Казахстанские атомные электрические станции» был разработан «Маркетинговый раздел технико-экономического обоснования строительства атомной станции в Республике Казахстан» (МР ТЭО АЭС). Разработка маркетингового раздела ТЭО была осуществлена в рамках Плана первоочередных мероприятий по строительству атомных электростанций в Республике Казахстан [1]. Целью разработки МР ТЭО АЭС являлось определение условий, при которых возможно сооружение атомной электростанции в Республике Казахстан, с определением установленной мощности АЭС, единичной мощности блоков, района размещения, а также с выбором реакторной технологии.

Для выполнения данной работы был организован консорциум из трех участников, в который вошли ТОО «Energy System Researches» (ТОО ESR), НТЦ БЯТ и РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан (РГП НЯЦ РК).

ТОО ESR проводило работы по анализу современного состояния и прогнозу развития электроэнергетики Республики Казахстан, по определению мощности АЭС, балансов мощности и электрической энергии с учетом строительства АЭС. НТЦ БЯТ провел оценку готовности к строительству АЭС с точки зрения законодательной и регулирующей основы в Республике Казахстан, рассмотрел вопрос обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом при эксплуатации АЭС, выполнил анализ существующих проектов малых модульных реакторов, а также координировал работу консорциума и готовил итоговый вариант маркетингового раздела. РГП НЯЦ РК провел оценку потенциальных районов размещения АЭС: поселка Улькен Жамбылского района Алматинской области и города Курчатова Восточно-Казахстанской области, а также вы-

полнил сравнительный анализ имеющихся на рынке реакторных технологий.

По разделу, относящемуся к реакторным технологиям, были направлены соответствующие запросы, проведены совещания и видеоконференции с представителями ведущих мировых поставщиков (вендоров) реакторных технологий и получены материалы по предполагаемым проектам реакторов с предварительными предложениями и условиями вендоров.

Компаниями, проявившими интерес к предоставлению информации по реакторным технологиям, а также, в целом, к возможному проекту строительства АЭС в Республике Казахстан, выступили: EDF Group / Mitsubishi Heavy Industries Ltd. (Франция, Япония) с реактором АТМЕА1; Росатом (Россия) с реакторами ВВЭР-1200; NuScale Power (США) с модульным реактором малой мощности NuScale; CGN (Китай) с реактором HPR-1000; Westinghouse/Toshiba (США, Япония) с реактором AP-1000; КЕРСО (Южная Корея) с реактором APR-1400. Наряду с представленными технологиями были также рассмотрены другие проекты реакторов (ВВЭР-600, ВБЭР-600, ВВРХ-300, CNP-1000 и др.).

**ПРЕДПОСЫЛКИ К ВЫПОЛНЕНИЮ  
МАРКЕТИНГОВЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ**

Выполненные маркетинговые исследования были продолжением работ по обоснованию строительства АЭС в Республике Казахстан. В конце 1990-х годов были проведены работы по проекту опытно-демонстрационной атомной станции малой мощности (на базе лодочного реактора АБВ-6М) на КИР «Байкал-1» РГП НЯЦ РК, а также разработано обоснование инвестиций в строительство АТЭС малой мощности на базе корабельных реакторных установок типа КЛТ-40 для энергоснабжения Лениногорского комбината и города Риддера Восточно-Казахстанской области [2]. В составе АТЭС рассматривалось строительство двух энергоблоков с наземным и подзем-

ным вариантом размещения. В 2000-ых годах планировалось создание ядерного энерготехнологического комплекса в составе технопарка «Парк ядерных технологий» в городе Курчатове. Этот реакторный комплекс представлял собой атомную станцию малой мощности, которая должна была быть построена по проекту, разработанному с участием казахстанских организаций и предприятий.

В 1997 году было разработано технико-экономическое обоснование строительства АЭС мощностью 640 МВт в районе поселка Улькен, вблизи озера Балхаш [3], однако решение о строительстве не было принято. В 2006 году было разработано технико-экономическое обоснование «Строительство атомной станции с реакторными установками ВВЭР-300 в Мангистауской области» [4]. ТЭО прошло установленные законодательством согласования и заключения, включая государственную экологическую экспертизу. В дальнейшем работы по проекту также были приостановлены.

В течение последних трех десятилетий в Республике Казахстан системно проводились исследования по определению оптимальных характеристик реакторных технологий для внедрения в стране в случае строительства АЭС. В частности, в 1999–2003 годах в рамках Республиканской целевой научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Казахстане» под руководством профессора Батырбекова Г.А. была проведена работа по сопоставительному анализу проектов ядерных топливных циклов разных стран с целью разработки рекомендаций для совершенствования Концепции создания атомной энергетики Республики Казахстан [5]. В данной работе было проведено исследование состояния и перспектив развития ядерного топливного цикла в странах мира и рассмотрены возможные пути развития ядерного топливного цикла в Республике Казахстан. В результате выполненной работы была разработана методология выбора энергетических реакторов на тепловых нейтронах на основе сравнительного анализа с применением системы критериев.

В 2008-2009 годах специалистами РГП НЯЦ РК в процессе выполнения совместных с японскими специалистами из Japan Atomic Power Company (JAPC) технико-экономических исследований [6] и разработки варианта казахстанских требований эксплуатирующих организаций к проекту АЭС (URD – Utility Requirement Document) – документа [7], аналогичного действующим в Европе, США и ряде других стран, – был разработан подход в определении оптимальных реакторных характеристик для Республики Казахстан.

#### **РАЗРАБОТКА КРИТЕРИЕВ И ВЫБОР РЕАКТОРНОЙ ТЕХНОЛОГИИ**

Как показывает мировой опыт, в настоящее время и в период до 2030 года в мире строятся и планируются к строительству АЭС с водо-водяными реакторами III и III+ поколения. Выбор проектов реактор-

ных установок для строительства АЭС следующего поколения показывает, что во всем мире предпочтение отдается эволюционному направлению развития реакторной техники с учетом требований эксплуатирующих организаций. Реакторы III поколения были впервые разработаны в 1990-х годах, некоторые из них в настоящее время сооружаются [8]. В их числе: EPR (Evolutionary Pressurized Reactor) производства компании AREVA, строящиеся в Финляндии, Франции и Китае; AP-1000 производства Toshiba-Westinghouse в Китае; ВВЭР-1200 (проект «АЭС-2006», разработанный ОКБ «ГИДРОПРЕСС») в России, и APR-1400 (Advanced Power Reactor) производства КЕРСО в Абу-Даби. Проекты реакторов поколения III+ решают проблему дальнейшего повышения безопасности, надежности реактора и удешевления производимой энергии, повышения конкурентоспособности АЭС. Это достигается путем максимального использования внутренне присущих свойств безопасности: высокой устойчивости и саморегулируемости благодаря отрицательному температурному коэффициенту реактивности, применению пассивных защитных мер, повышающих безопасность, упрощающих и удешевляющих реактор, а также интегральной компоновке оборудования первого контура в корпусе реактора, исключающей большие течи при аварии с потерей теплоносителя и существенно снижающей размеры и последствия аварии. Но главной особенностью этих реакторов является практическое устранение возможности аварий с разрушением активной зоны еще на стадии проектирования, то есть реализуется концепция «устранение аварии при проектировании» [9].

В настоящем маркетинговом исследовании с целью сравнительной оценки проектов реакторов для возможного строительства в Республике Казахстан была разработана система критериев оценки. Данные критерии учитывают рекомендации, полученные при ранее проведенных исследованиях, наиболее актуальные показатели и характеристики атомных станций среди предложений на рынке атомных технологий, а также международные требования к безопасности АЭС.

Разработанные критерии оценивались как количественными, так и качественными показателями. Как уже отмечалось ранее, предпочтительным типом реактора должен быть водоводяной реактор мощностью от 600 до 1200 МВт. С точки зрения управления режимами, пропускной способности сети, обеспечения наиболее надежного послеварийного режима, рекомендуемая величина блока АЭС для Казахстана составляет не более 1200 МВт. В то же время с экономической точки зрения не целесообразно рассматривать блоки мощностью менее 600 МВт из-за возрастающих удельных капиталовложений на 1 кВт мощности при строительстве реакторов малой и средней мощности. В итоге оптимальным вариантом для рассмотрения проектов реакторов был выбран

диапазон от 600 МВт (проекты реакторов средней мощности) до 1200 МВт (проекты реакторов большой мощности). Коэффициент использования установленной мощности реактора (КИУМ) должен составлять не менее 85%, что соответствует показателям современных проектов реакторов. Срок службы реактора не менее 60 лет. Более длительный срок эксплуатации в 60 лет по сравнению с реакторами предыдущего поколения в конечном итоге отражается на экономических показателях проекта АЭС. В реакторе должно использоваться топливо с низким обогащением менее 20% по U-235, с максимальным выгоранием не менее 50 МВт·сут/кгU [7]. Период между перегрузками топлива должен составлять 18–24 месяца. Также в систему критериев включены критерии, характеризующие безопасность реактора, такие, как наличие двойной защитной оболочки, принципиально устраняющей возможность осушения активной зоны при аварии с потерей теплоносителя и выход радиоактивных веществ в окружающую среду, расчет на максимальное землетрясение не менее 6 по шкале MSK-64 (12-балльная шкала интенсивности землетрясений Медведева – Шпонхойера – Карника), установленного в соответствии с рассматриваемыми потенциальными районами размещения в Казахстане, результаты вероятностного анализа безопасности, находящиеся в рамках вероятностей, предписываемых МАГАТЭ для вновь проектируемых станций, период автономности АЭС без внешних источников электропитания не менее 72 часов [7], учет при проектировании защиты от внешних воздействий природного (смерчи, наводнения, пожары и т.п.) и техногенного характера (падение самолета), требования к целевым показателям по радиационной безопасности населения и персонала при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях. Также включены критерии наличия необходимых систем безопасности: систем останова реактора, включающие две независимые системы – стержни СУЗ, жидкий поглотитель, что соответствует рекомендуемому подходу разнопринципности, независимости и физического разделения; активных и пассивных систем безопасности, при этом использование пассивных системы безопасности рекомендуется использовать там, где это является обоснованным и направлено на пользу общей безопасности, резервного энергоснабжения – источников постоянного и переменного тока; систем управления тяжелой аварией – ловушки расплава, системы удержания расплава, система контроля концентрации водорода и т.п.

Кроме того, проект реактора должен быть лицензирован в стране, где был разработан. Проект реактора должен иметь референтность, т. е. технологии, опробованные на практике в течение длительного времени. Одним из важных критериев является характеристика поставщика технологий, заключающаяся в

общем опыте реакторостроения, количестве построенных и строящихся блоков, наличии научно-технической и производственной базы. В качестве дополнительных критериев при анализе ядерных технологий были рассмотрены вопросы, связанные с передачей технологий, возможностью организации производства топлива на территории Республики Казахстан, обращением с РАО и ОЯТ, обучением персонала, а также с экономическими и финансовыми показателями. Разработанные критерии направлены на выявление наиболее проработанных и референтных проектов реакторов и наиболее актуальных ядерных технологий, отвечающих принципам безопасности и функциональности.

#### РЕЗУЛЬТАТЫ

При проведении сравнительного анализа рассматривались проекты усовершенствованных реакторов, находящиеся в базе реакторов, рекомендованных МАГАТЭ, а также проекты реакторов, вендоры которых проявили заинтересованность в предоставлении информации и возможному строительству АЭС в Республике Казахстан. Из перечня реакторов базы МАГАТЭ [10] для дальнейшего рассмотрения были исключены проект французско-германского реактора с водой под давлением EPR (1750 МВт(э)), разработанных компаниями «Сименс» и «Фраматом», а также проект японского усовершенствованного реактора с водой под давлением APWR (1530 МВт(э)), разработанного компаниями JAPC, Mitsubishi Heavy Industries, Ltd, Японии, Westinghouse Electric Company, США. Данные проекты реакторов не рассматривались в связи с большой мощностью, что затрудняет их использование в энергосистеме Республики Казахстан и незаинтересованностью потенциальных поставщиков. В случае возможного строительства энергоблока с одним из представленных реакторов потребуются проведение дополнительного сетевого строительства, требующего больших затрат, либо проработка дуплексной схемы турбогенератора, что также потребует дополнительных исследований и финансовых затрат.

Основным критерием для отбора проектов реакторов являлась референтность технологий [11]. Стоит отметить, что многие проекты и предложения реакторов, относящихся к поколению III и III+ (ATMEA1, HPR-1000, ESBWR, проекты реакторов средней мощности и малые модульные реакторы), не имеют референтности. Относительно этих проектов реакторов можно говорить только о референтности технологий, на базе которых они разрабатывались. К референтным проектам реакторов можно отнести только проекты AP-1000, ВВЭР-1200, ВВЭР-1000, APR-1400, CNP-1000 и ABWR. В ближайшем будущем, после окончания строительства, к отработанным технологиям можно будет отнести проект реактора HPR-1000, строительство которого ведется в Китае.

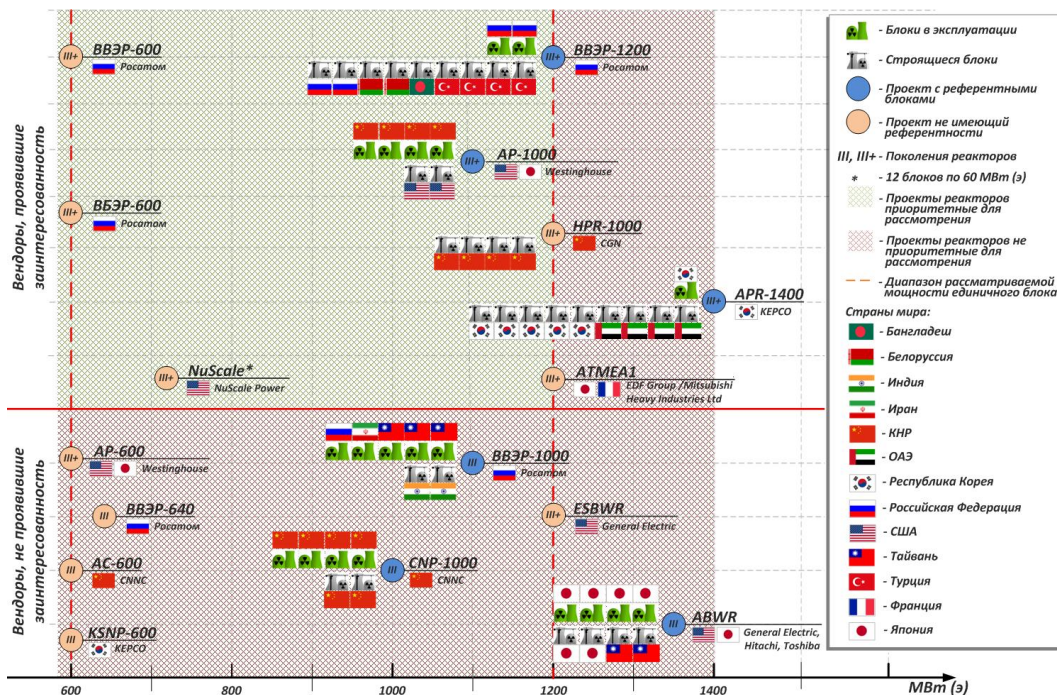


Рисунок. Реакторные технологии

В итоге, для более детального рассмотрения, были отобраны проекты реакторов, представленные на рисунке.

Проведенный анализ показал, что наибольшие показатели соответствия разработанным критериям среди реакторов большой мощности у проектов ВВЭР-1200, ВВЭР-1000, а также AP-1000. Высокие показатели проектов ВВЭР обусловлены наличием эксплуатируемых блоков. На сегодняшний день в мире строится и эксплуатируется около 20 блоков ВВЭР. Проекты имеют хорошие показатели по соответствию критериям. Перспективным проектом представляется реактор AP-1000, высокие показатели которого обеспечиваются результатами вероятностного анализа, высокой сейсмостойкости и КИУМ. После запуска в 2018 году первых блоков в Китае у проекта AP-1000 появился референтный блок. Китайские поставщики реакторных технологий (CNP-1000, HPR-1000) на сегодняшний день не имеют опыта строительства своих реакторов за рубежом, строительство блоков производится только в Китае. Проект французского реактора ATMEA1 также ранее не реализовывался за рубежом и на сегодняшний день не имеет референтных блоков.

Среди проектов реакторов средней мощности наилучшие показатели у проектов AP-600, ВВЭР-640, ВВЭР-600 и ВБЭР-600. Данные проекты реакторов лицензированы, за исключением реакторов ВВЭР-600 и ВБЭР-600, проекты которых не завершены по причине отсутствия потенциального заказчика и, следовательно, финансирования. По заявлению вендора, при появлении заказчика проекты ВВЭР-600 и ВБЭР-600 могут быть доработаны и лицензированы для реализации за 2–3 года. Несмотря

на готовность проекта реактора AP-600 к внедрению, ни инвесторы, ни сам разработчик не проявляют к нему интереса. Так же обстоят дела и с проектом ВВЭР-640, который до сих пор не нашел применения. Первый энергоблок с таким реактором предполагалось построить по проекту СПбАЭП в качестве расширения Ленинградской АЭС, однако предпочтение было отдано блокам ВВЭР-1200. На сегодняшний день в мире не реализован ни один проект реактора средней мощности поколений III и III+.

Проекты малых реакторов (NuScale) в настоящий момент не построены и не лицензированы ни в одной из стран, предлагающих эти решения, и относятся к наиболее дорогим предложениям в расчете на единицу мощности.

В дальнейшем, при выборе реакторной технологии, необходимо учитывать, что в случае выбора реакторной технологии, проект которой не завершён и не лицензирован, затраты на завершение проекта могут быть покрыты за счёт средств заказчика, а при возникновении любых проблем с реактором затраты по их разрешению полностью лягут на страну, в которой он построен. При выборе отработанной реакторной технологии у реактора, находящегося в эксплуатации, ожидается меньше сложностей при замене оборудования, поиске запасных частей, поставке топлива.

**Выводы**

Создание атомной энергетики является масштабной, дорогостоящей и очень сложной задачей для любого государства вне зависимости от имеющегося в стране научно-технического потенциала. В этой связи не вызывает сомнений целесообразность подхода,

при котором странами, начинающими процесс создания атомной энергетики, в максимальной степени учитывается предшествующий международный опыт.

Мировой опыт вступления разных стран в атомную энергетику примерно одинаков. Подход к внедрению атомной энергетики начинается с изучения мирового опыта в разработке и эксплуатации АЭС, последующего выбора на альтернативной основе наиболее продвинутых, максимально безопасных и экономически выгодных АЭС. В дальнейшем, после приобретения опыта и уверенности, последующее развитие и совершенствование проектов АЭС производилось собственными специалистами этих стран, с максимальным использованием в проектах самых передовых реакторных технологий.

На сегодняшний день в Казахстане имеются все объективные предпосылки для создания и развития атомной отрасли, а именно:

- наличие значительного количества разведанных запасов урана, развитой уранодобывающей и ураноперерабатывающей промышленности, предприятий производства топлива и конструкционных материалов для ядерных энергетических реакторов;

- наличие атомной науки с базовыми экспериментальными установками, включая исследовательские реакторы, способной решать задачи мирового уровня по направлениям развития атомной энергетики и обеспечения условий ее безопасного применения, выполнять исследования в области ядерной физики, физики и техники ядерных реакторов;

- наличие начального кадрового потенциала высококвалифицированных специалистов как в атомной промышленности, так и в атомной науке;

- наличие опыта ликвидации, консервации и рекультивации объектов геологоразведочной, уранодобывающей и ураноперерабатывающей деятельности, а также ликвидации последствий испытаний оружия массового поражения на испытательных ядерных полигонах.

Учитывая вышесказанное и уверенный курс Республики Казахстан на индустриальное развитие экономики, создание атомной энергетики в стране является не только обоснованным, но и крайне необходимым шагом для гармоничного и безопасного развития.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Распоряжение Премьер-Министра Республики Казахстан от 4 мая 2014 года № 60-р «Об утверждении Плана первоочередных мероприятий по строительству атомных электростанций в Республике Казахстан» (с изменениями от 02.11.2016 г.).
2. Обоснование инвестиций (1-ый этап) проекта «Строительства АТЭЦ малой мощности с РУ типа КЛТ-40 в Республике Казахстан». – Государственное предприятие нижегородский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт Атомэнергопроект, Нижний Новгород, 1997, инв.№ А-62651.
3. Балхашская АЭС. Техничко-экономическое обоснование строительства. – Министерство РФ по атомной энергии, С.-П. НИПКИ «АТОМЭНЕРГОПРОЕКТ», С.-Петербург, 1997.
4. Техничко-экономическое обоснование инвестиционного проекта «Строительство атомной станции с РУ ВБЭР-300 в Мангистауской области». – АО «КРКАС», Актау, 2008.
5. Батырбеков Г.А. Системный сопоставительный анализ проектов современных энергетических ядерных реакторов с водой под давлением (PWR, ВВЭР) и кипящей (BWR). Современные технологии безопасности АЭС и ядерные топливные циклы разных стран. – ИЯФ НЯЦ РК, Алматы, 2013.
6. Васильев Ю.С., Вурим А.Д., Колодешников А.А., Левин А.Г., Витюк В.А. и др. Основные результаты ТЭИ. – Отчет о выполнении мероприятий по программе «Проведение технико-экономических исследований в обоснование строительства атомных электростанций в Республике Казахстан», инв. №48 от 02.04.2009 г., ИАЭ НЯЦ РК, Курчатов, 2009.
7. Проект Технических требований эксплуатирующей организации Республики Казахстан к АЭС (RKURD), РГП НЯЦ РК, Курчатов, 2009.
8. WANO 2004. World Nuclear Association. Advanced Nuclear Power Reactors. (November) <http://www.world-nuclear.org>.
9. Д.П. Белозоров, Л.Н. Давыдов. Современные проблемы ядерной энергетики: усовершенствованные реакторы III и III+ поколения. – Институт теоретической физики им. А.И. Ахиезера, ННЦ ХФТИ, Харьков, 2007.
10. The Power Reactor Information System (PRIS). <https://pris.iaea.org/pris/>.
11. A report by the International Nuclear Safety Group «Nuclear safety infrastructure for a national nuclear power programme supported by the IAEA fundamental safety principles», INSAG-22. – IAEA, Vienna, 2008.

## РЕАКТОРЛЫҚ ТЕХНОЛОГИЯЛАРДЫҢ САЛЫСТЫРМАЛЫ ТАЛДАУЫ

В.А. Поспелов, В.В. Бакланов, П.Г. Коровиков

*ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан*

Қазақстанда елімізді индустриялық дамыту үшін атом энергиясын пайдалану мүмкіндіктерін негіздеу бойынша жұмыстар ұзақ уақыттар бойына жүргізілуде. Осы мақалада Қазақстан Республикасында атом станциясы құрылысын технико-экономикалық негіздеудің маркетинг бөлімін әзірлеу бойынша, әсіресе реакторлық технологиялар нарығында бар салыстырмалы талдауларға қатысты жасалған жұмыстарға шолу келтірілген. Қазақстан Республикасындағы потенциалды мүмкін болатын құрылысқа арналған реакторлар жобасын талдау «ҚР Ұлттық ядролық орталығы» РМК мамандарымен әзірленген бағалау критерилері жүйесі бойынша жүргізілді. Жүргізілген бағалау барысында Қазақстан Республикасындағы потенциалды мүмкін болатын құрылысқа арналған реакторлардың неғұрлым перспективті жобалары ұсынылған болатын.

**Кілт сөздер:** атом энергетикасы, АЭС, реактор, III, III+ буын, технико-экономикалық негіздеме (ТЭН), маркетинг бөлімі, реакторды таңдау критеріі, референттілік.

## COMPARATIVE ANALYSIS OF REACTOR TECHNOLOGIES

V.A. Pospelov, V.V. Baklanov, P.G. Korovikov

*Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

In Kazakhstan, for a long time, work has been underway to justify the possibility to use atomic energy for industrial development of the country. This article provides an overview of the work done to develop the marketing section of the feasibility study for the construction of a nuclear power plant in the Republic of Kazakhstan, regarding the comparative analysis of the reactor technologies available on the market. Analysis of reactor designs for potential construction in the Republic of Kazakhstan was carried out according to a system of evaluation criteria developed by specialists of the RSE National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan. In the course of the assessment, the most promising reactor designs for possible construction in the Republic of Kazakhstan were proposed.

**Keywords:** Atomic Energy, NPP, Reactor, III, III+ Generation, Feasibility Study (FS), Marketing Section, Criteria for Reactor Selection, Reference.

УДК 621.039.5

## О СОЗДАНИИ ГИБРИДНОГО БЫСТРО-ТЕПЛОВОГО РЕАКТОРА

Котов В.М.

*Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

Настоящая работа посвящена вопросам создания реакторов, обеспечивающих высокую эффективность использования природного сырья для топливных материалов реакторов, возможности повышения темпов развития атомной энергетики в ближайшем будущем. Показаны пути и этапы достижения данных целей, в том числе на примере работ сотрудников НЯЦ РК. Используемые на начальном этапе технические решения основаны на снижении потерь нейтронов в тепловых реакторах, на применении в качестве делящегося вещества  $^{233}\text{U}$ . Решение проблемы снижения активности нуклидов в цепочке  $^{232}\text{U}$  привели к возможности повышения доли делений на быстрых нейтронах в топливе теплового реактора. Созданный перспективный тип быстро-теплового реактора обеспечивает повышение доли деления на быстрых нейтронах до 30%, при небольшом количестве и содержании делящихся веществ, характерных для теплового реактора.

### ВВЕДЕНИЕ

В начале развития ядерные технологии развивались очень быстрыми темпами. Открытие нейтрона 1932 г., открытие деления урана 1938 г., пуск первого ядерного реактора 1942 г. Взрыв атомной бомбы 1945 г. Далее темпы несколько снижаются – пуск первой атомной электростанции 1954 г.

От момента отсутствия понятия о нейтроне до пуска первого реактора – 10 лет. От пуска первого реактора до пуска атомной станции – 12 лет. Требуемый в первом случае объем «инновационной» информации мы воспринимаем существенно большим, чем для второго.

К середине восьмидесятых годов (более 40 лет от пуска первого реактора) казалось, что созданная технология обеспечивает высокие темпы развития атомной энергетики. Экзамены на надежность, проведенные практикой (Чернобыль, Фукусима), существенно сократили прогнозируемые ранее объемы производства атомной энергии. Выявилось, что запасы сырьевых ресурсов для тепловых реакторов не столь велики, как оценивалось ранее. Появился определенный скептицизм в отношении перспектив современных тепловых и завтрашних быстрых реакторов [1, 2].

Можно считать, что развитие атомной энергетики большого масштаба и с высокими темпами возможно на основе инновационных идей. Предлагается концепция гибридного быстро-теплового реактора, объединяющего положительные стороны быстрых и тепловых реакторов, на основании которой возможно быстрое развитие атомной энергетики с полным использованием сырьевых материалов – урана и тория.

### ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛОВЫХ И БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Тепловые реакторы характеризуются малым количеством вторичных нейтронов на деление, соответственно, малым воспроизводством делящихся веществ. Предпринятые попытки достижения большого воспроизводства, не обеспечивали величины требуемого воспроизводства для полного использования природного урана.

Зато, большое сечение реакций на тепловых нейтронах обеспечивают таким реакторам возможность работы с малым количеством делящегося вещества в активной зоне реактора.

Реакторы на быстрых нейтронах, в свою очередь, имеют большее количество вторичных нейтронов на деление, что позволяет полностью использовать природный уран, но малое сечение реакций требует размещения в активной зоне большого количества делящегося вещества. Соответственно, растут сроки ввода мощностей быстрых реакторов с использованием обогатительных производств и работы тепловых реакторов для поставок делящегося вещества.

Так или иначе, работы по совершенствованию тепловых и быстрых реакторов (или часть таких работ) сводится к сближению положительных особенностей этих реакторов. Рассмотрим это на примере совершенствования тепловых реакторов.

### ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ТОРИЯ

Реакторы с использованием торий-уранового топливного цикла имеют преимущества над реакторами с начальной загрузкой ураном в плане повышения воспроизводства делящихся веществ. Для этой же цели в таких реакторах уменьшают поглощение нейтронов в конструкционных материалах и утечку нейтронов. В таких случаях в качестве замедлителя используют тяжелую воду, а в конструкционных материалах – изотопно-модифицированные материалы [3]. Хорошие результаты достигаются в жидкосольевых реакторах [4].

Сбережению нейтронов может способствовать режим циклической работы топлива (динамическое нагружение) за счет уменьшения поглощения в  $^{135}\text{Xe}$ . После работы твэлов в активной зоне в течение ~5 часов они заменяются на твэлы работавшие в реакторе ранее, после выдержки 25–50 часов [5]. При этом в ходе выдержки твэлов вне реактора в них будет распадаться важный поглотитель нейтронов –  $^{135}\text{Xe}$ . Такой режим требует применения большего количества топлива в работе и частых его перегрузок. Для жидкосольевых реакторов это может быть вполне оправ-



данным, причем с дополнительным упрощением режима очистки топлива таких реакторов [6]. Показано, что в варианте такого реактора с урановым топливом возможно довести использование природного урана до 55%.

Исследовались варианты использования внешних источников нейтронов для повышения эффективности работы теплового реактора. Одним из таких источников может быть термоядерный реактор. Важно, чтобы затраты на работу термоядерного реактора окупались. В работе [7] показано, что затраты энергии на работу VNS, в котором проводится производство  $^{233}\text{U}$ , на порядок меньше, чем выигрыш в получении энергии реактором деления. Недостаток такого решения заключается в усложнении общей схемы реакторного комплекса.

Рассмотрены различные конфигурации активных зон теплового реактора и его ТВС, в том числе с использованием дополнительных источников нейтронов за счет реакции  $n2n$  на бериллии [8]. Эффективность таких решение положительная, но меньшая по величине, чем динамическое нагружение [5]. Недостаток – снижение положительных качеств бериллия при облучении за счет образования в нем поглотителей нейтронов [9]. Необходима частая смена бериллиевых элементов в достаточно сложной конструкции.

Одним из недостатков торий-уранового топливного цикла является образование в ходе облучения тория высокоактивной цепочки с  $^{232}\text{U}$ . Были изучены возможности снижения выработки  $^{232}\text{U}$  при разделении процессов выработки энергии на  $^{233}\text{U}$  и образовании  $^{233}\text{U}$  при облучении тория.

#### СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ТОРИЙ-УРАНОВОГО ЦИКЛА

**Использование тория в качестве стабилизатора реактивности** в ходе кампании реактора. При этом в начале кампании, когда в активной зоне большое количество делящегося вещества, вводится и большее количество ториевых поглотителей. По мере выработки делящегося вещества уменьшают и массу тория в активной зоне, так, чтобы реактивность поддерживалась на уровне меньшем  $0,1 \beta\text{эфф}$  [10]. В таком решении избыток реактивности идет на образование делящегося вещества.

Для того, чтобы ториевые поглотители не превратились в источники нейтронов от реакции деления в образующемся  $^{233}\text{U}$  ториевые стержни выдерживают в реакторе такое время, чтобы произведение количества ядер образовавшегося  $^{233}\text{U}$  на его сечение деления не превышало заданной доли от произведения количества ядер  $^{232}\text{Th}$  в порции на его сечение поглощения нейтронов, например, 20%. После извлечения тория из реактора проводится выделение  $^{233}\text{U}$  и очистка тория от  $^{232}\text{Pa}$ . В последующем облучении снижаются потери нейтронов в  $^{232}\text{Pa}$ .

#### Взаимное расположение тория и ТВС

Повышению эффективности такой технологии способствует перенос ториевых элементов в гетерогенной решетке активной зоны в область максимального потока тепловых нейтронов [10]. Это способствует, в первую очередь, снижению потребной массы тория в реакторе. Упрощается процесс перегрузок тория.

Попутно выяснилось, что такое перемещение тория снижает и образование в нем  $^{232}\text{U}$  за счет снижения потока быстрых нейтронов, вызывающих на тории реакцию  $n2n$ . Тем самым снижаются потери нейтронов и радиационная опасность торий-уранового топливного цикла. Нарботка  $^{232}\text{U}$  в  $^{233}\text{U}$  в такой технологии составляет около 3% от наработки в технологии совместной выработки энергии и получения  $^{233}\text{U}$ .

Важным достоинством такой технологии является уменьшение времени наработки  $^{233}\text{U}$  для последующей кампании. Если в технологии совместного облучения делящегося вещества и тория начало работ по выделению  $^{233}\text{U}$  возможно через несколько лет после выгрузки топлива и спада активности продуктов деления, то в отдельной технологии начало работ возможно через  $\sim 200$  суток после загрузки тория в реактор.

На рисунке 1 представлено сравнение активности 1 кг  $^{233}\text{U}$  в ходе облучения и выдержки тория при осуществлении технологий выработки  $^{233}\text{U}$  с получением энергии от твэла, и отдельной технологии [11]. Активность  $^{233}\text{U}$  в отдельной технологии при проведении переработки тория меньше в  $\sim 200$  раз.

#### СОЗДАНИЕ ГИБРИДНОГО РЕАКТОРА

Следующим шагом развития данной технологии явилась попытка увеличения потока быстрых нейтронов в области делящегося вещества (ТВС, твэлов). В работе [12] в тепловой реактор были размещены несколько ТВС быстрого реактора не содержащие замедлителя. В быстрых ТВС существенный вклад в деление вносили быстрые и промежуточные нейтроны, что в целом обеспечивало большее воспроизводство делящихся нуклидов в реакторе. Недостаток такого решения заключается в использовании в реакторе различных типов топлива и сложность оптимизации их временных характеристик.

В работе [13] повышение потока быстрых нейтронов достигнуто путем создания зон однопипных ТВС не содержащих замедлителя. В такую зону помещаются несколько ТВС, которые могут обмениваться между собой быстрыми и надтепловыми нейтронами не подверженных замедлению. Зона ТВС окружена зоной замедлителя, поставляющей тепловые нейтроны.

На рисунке 2 представлены сечения активной зоны и отражателя такого реактора.

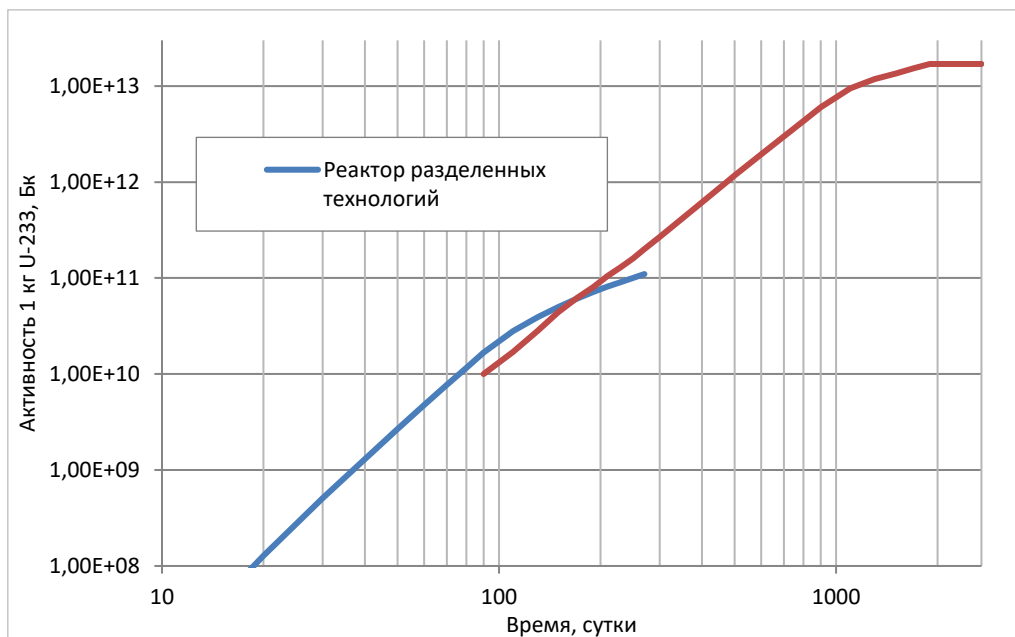


Рисунок 1. Сравнение активности  $^{233}\text{U}$  различных технологий его выделения из Th

**Характеристики варианта гибридного быстро-теплового реактора**

Реактор, представленный в [14], содержит 290 ТВС, в каждой из которой 24 твэла с внешним диаметром 9 мм. Высота топливного столба 2,2 м. Замедлитель – тяжелая вода, отражатель - тяжелая вода и графит. Объем тяжелой воды в реакторе – 30,5 м<sup>3</sup>. Зоны ТВС и замедлителя отделены друг от друга слоем висмута толщиной до 1 см. В реакторе используется смешанное торий-урановое и уран-плутониевое топливо. Содержание топливных нуклидов в активной зоне в начале кампании представлено в таблице 1. Расчеты характеристик реактора выполнены с использованием программ [15, 16].

Таблица 1. Содержание основных топливных нуклидов в начале равновесной кампании

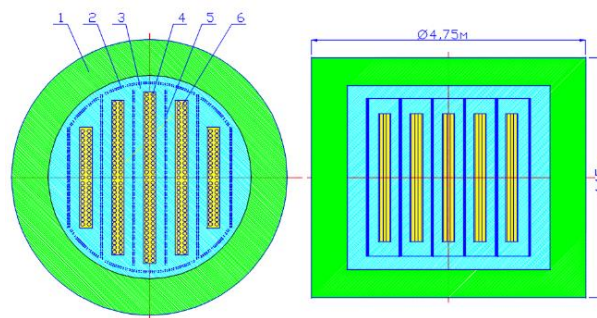
Сырьевые нуклиды, кг		Делящиеся нуклиды, кг			
$^{238}\text{U}$	$^{232}\text{Th}$	$^{233}\text{U}$	$^{235}\text{U}$	$^{239}\text{Pu}$	$^{241}\text{Pu}$
6000	2300	74	6,5	32	8,5

В топливные таблетки твэлов реактора при их производстве размещаются следующие основные нуклиды:  $^{238}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ . Основная часть таблеток –  $^{238}\text{U}$ . Содержание делящихся нуклидов в начале кампании всего – 2,02%, по  $^{233}\text{U}$  – 1,338%, по  $^{239}\text{Pu}$  – 0,51%. Это близко значениям, указанным в [17].

На рисунке 3 представлено изменение состава нуклидов в реакторе, а также значения коэффициента размножения (в виде Кэфф-1) и коэффициента воспроизводства  $^{233}\text{U}$ . Видно, что коэффициенты воспроизводства плутониевых нуклидов равны единице.

Для  $^{233}\text{U}$  приведены изменения его содержания в твэлах (красная линия) и в ториевых стержнях (зеле-

ная линия). В ходе кампании достигается избыток выработки  $^{233}\text{U}$  в тории над потреблением в твэлах, на уровне более 10% от начального.



1 – отражатель, 2 – внешний слой тория, 3 – замедлитель, 4 – ТВС, 5 – внутренние слои тория, 6 – He

Рисунок 2. Горизонтальное и вертикальное сечения варианта гибридного реактора

Количество делящихся веществ в конце кампании уменьшается в 1,57 раза, воспроизводство  $^{233}\text{U}$  изменяется в ходе кампании от 1,2 до 1,15, а оперативная реактивность остается постоянной (~0,2 β). При этом количество тория в активной зоне уменьшается в 2,77 раза. Различия в темпах изменения количества делящихся веществ и тория объясняются ростом поглощения нейтронов в продуктах деления.

На рисунке 4 представлен спектр нейтронов в топливе данного реактора. О роли нейтронов различных групп более наглядно говорят данные, представленные в таблице 2 о распределении поглощения нейтронов между энергетическими группами в этом топливе. Здесь учтены и изменения сечений взаимодействия и изменения числа вторичных нейтронов от энергии взаимодействующих нейтронов.

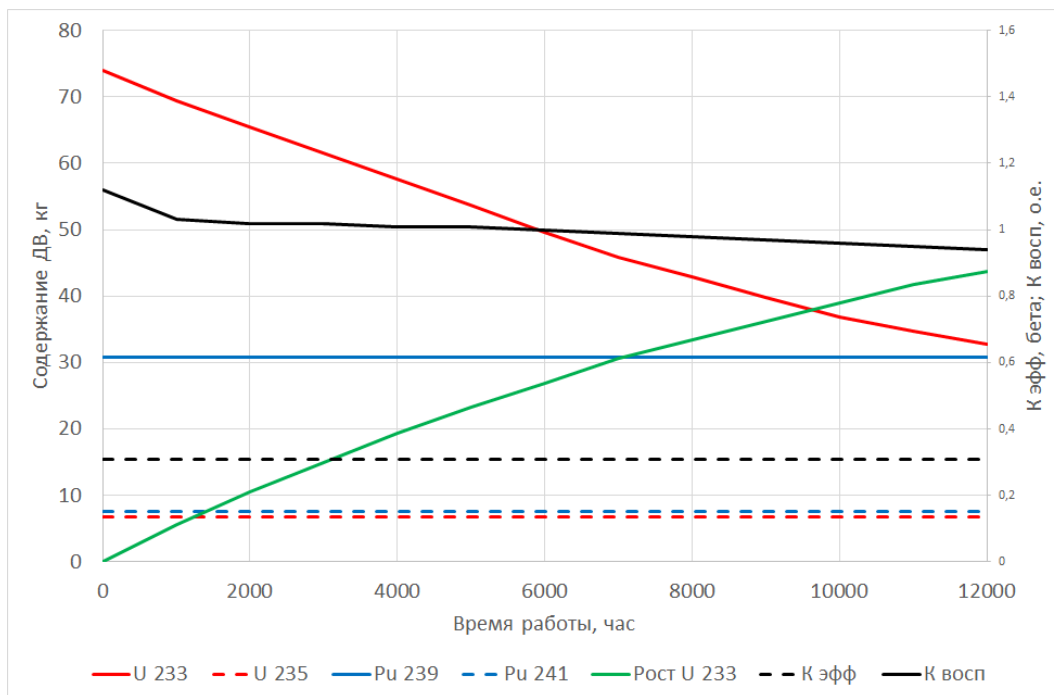


Рисунок 3. Характеристики гибридного реактора тепловой мощностью 240 МВт

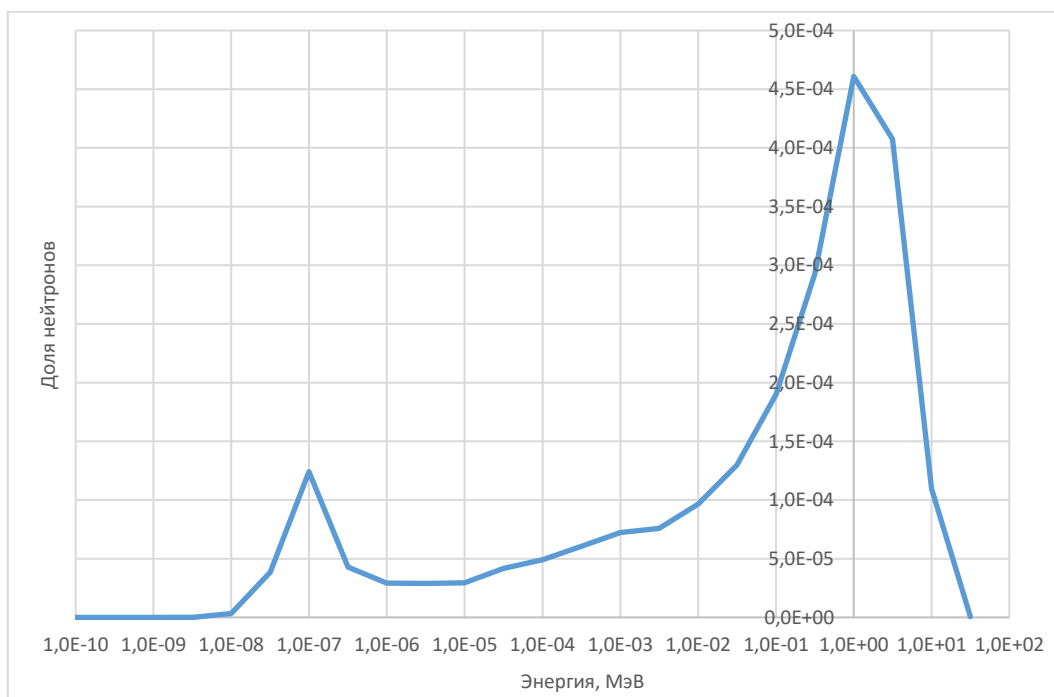


Рисунок 4. Спектр нейтронов в топливе гибридного реактора

Эти данные показывают основной фактор достижения высокого воспроизводства в гибридном реакторе – деление существенной части топлива происходит под действием высокоэнергетических нейтронов, вызывающих большее число вторичных нейтронов, чем тепловые нейтроны. Вместе с тем, тепловые нейтроны обеспечивают высокие сечения реакций, что позволило свести массу делящегося вещества в реакторе к минимуму.

Таблица 2. Деление в ТВС группами нейтронов

Группа нейтронов	Доля делений, %
Тепловые, $E < 1$ эВ	70,75
Промежуточные, $1 \text{ эВ} < E < 100 \text{ кэВ}$	16,24
Быстрые, $E > 100 \text{ кэВ}$	13,01

В кампании представленного реактора доля делений на ториевом сырье составляет 45% (на  $^{233}\text{U}$  и  $^{235}\text{U}$  из цепочки распада  $^{233}\text{U}$ ). В ходе кампании происходит полное выгорание исходных плутониевых нуклидов, количество сгоревших делящихся плутониевых нуклидов в 1,7 раза превышает их начальную массу. Повышается эффективность использования  $^{241}\text{Pu}$  за счет устранения его распада во время выдержки и переработки топлива.

Потребность в природном уране уменьшена против современных тепловых реакторов в  $\sim 220$  раз! Становится возможным развитие атомной энергетики быстрыми темпами и без затруднений в сырье на сотни и тысячи лет.

#### Проблемы безопасности и нераспространения

Масса делящегося вещества, перерабатываемого в топливе за один год работы описанного ГБТР, составляет около 88 кг. В быстром реакторе близкой мощности она больше, как минимум, на десятичный порядок. В ходе переработки топлива ГБТР имеется потенциальная возможность получения делящегося вещества ( $^{233}\text{U}$ ), пригодного для использования в ядерном оружии. Однако, при выделении  $^{233}\text{U}$  из тория для повышения эффективности процесса используется в обязательном порядке его разбавление природным (или обедненным) ураном [18], что нейтрализует такую опасность. Одновременно, вносимый природный уран обеспечивает восполнение  $^{238}\text{U}$ , ушедшим на воспроизводство  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Pu}$ . В чистом торий-урановом топливном цикле такая возможность исключена.

Оперативная реактивность в ходе работы реактора по технологии компенсации реактивности за счет наработки  $^{233}\text{U}$  поддерживаемая на уровне до 0,3  $\beta$ , обеспечивает эффективную работу органов регулирования мощностью реактора и его безопасность при малом отрицательном влиянии на воспроизводство  $^{233}\text{U}$ .

#### Схема течения теплоносителя в ТВС

Теплоноситель к группе каналов поступает в их общую зону ТВС. Вход теплоносителя к сборке твэлов обеспечивается через отверстия на боковой поверхности в нижней части корпуса канала. Выход теплоносителя осуществляется через верхний торец канала. Таким образом, для установки и извлечения каналов необходимы соответствующие проходки только в верхней части активной зоны и отражателя.

Период перегрузок ториевых стержней в начале кампании около 3,5 мин. К концу кампании период перегрузок увеличивается в несколько раз (2,77). при перегрузках ториевых стержней отсутствуют проблемы их перегрева, а работа ТВС в течение всей кампании происходит без перестановок. Задержка в осуществлении перегрузок тория не критична при временах задержки до нескольких часов. Производительность переработки тория составляет 12,6 тонн/год (35 кг/сутки).

Выгорание на уровне 34 МВт·сут/кг за 16000 часов работы в кампании. При тепловой мощности 240 МВт электрическая мощность может составить 110 МВт за счет использования схемы парообразования в цикле Ренкина по решению [19]. Высокий КПД достигается за счет нагрева воды до 500 °С. Для первичного нагрева конденсата используется энергия замедления нейтронов. Для нагрева воды, парообразования и перегрев пара в четырех теплообменниках используется газовый теплоноситель. Турбина разделяется на три ступени, пар для которых нагревается (догревается) в индивидуальных теплообменниках.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Малая доля ДВ, высокое воспроизводство ДВ и полное использование топливных ресурсов, урана и тория, возможность достижения высоких темпов развития атомной энергетики, возможность работы без использования разделительных производств при работе гибридного быстро-теплового реактора достигается за счет:

1. Использования отдельных процессов выработки энергии и воспроизводства  $^{233}\text{U}$  со стабилизацией оперативной реактивности за счет поглощения нейтронов в корректируемом количестве тория.

- Устраняются потери нейтронов на поддержание требуемой мощности реактора. Проработана соответствующая технология перестановок и переработки тория с извлечением  $^{233}\text{U}$ .

2. Переноса тория (ториевых стержней) вдали от ТВС.

- Уменьшается наработка  $^{232}\text{U}$  в  $^{233}\text{U}$  за счет уменьшения потока быстрых нейтронов в тории. Уменьшается требуемая для стабилизации масса тория в активной зоне за счет увеличения потока тепловых нейтронов в тории.

3. Образования зон ТВС без замедлителя, с обменом быстрыми нейтронами между ТВС. Размещением на границе зон ТВС слоя материала с высоким сечением рассеивания быстрых нейтронов. Использование теплоносителей с малой эффективностью замедления нейтронов.

- Увеличивается доля делений на быстрых нейтронах, как в делящемся веществе, так и в сырьевом  $^{238}\text{U}$ . Использование газового теплоносителя (гелий, водород) в цикле Ренкина для нагрева воды и пара позволяет получить высокий КПД станции. В топливе реактора используется небольшая доля делящихся веществ.

4. Совместного ведения торий-уранового и уран-плутониевого циклов.

- Используется выделение  $^{233}\text{U}$  из тория с одновременной добавкой  $^{238}\text{U}$ , обеспечивающее снижение опасности распространения делящихся веществ, пригодных для ядерного оружия. Обеспечивается выгорание плутониевых нуклидов в кампании, превышающее их начальное содержание в топливе. Обеспечивается использование уран-плутониевого топлива, хорошо отработанного на практике.

**ЛИТЕРАТУРА**

1. Орлов В.В., Пономарев Л.И. Ядерные проблемы термоядерной энергетики. // Атомная энергия. Т. 124, Вып. 2, февраль 2018.
2. Клименко А.В. Ядерная энергетика, у которой есть будущее - Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики. Сборник докладов XXIII Межведомственного семинара «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики с замкнутым топливным циклом (Нейтроника-2012)». В 2-х томах. – Обнинск, ФГУП ГНЦ РФ&ФЭИ. 2013, Т. 1, С. 107–124.
3. Гарусов Ю.В., Лебедев В.И., Павлов М.А. и другие. Литиевый высокотемпературный реактор канального типа (ЛВТР-К). // Международная научно-техническая конференция «Канальные реакторы: проблемы и решения», ФГУП НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея, Москва. Октябрь 2004 г.
4. Блинкин В.Л., Новиков В.М. Жидкосольевые реакторы. М. Атомиздат. 1978 г. 111 стр.
5. Котов В.М., Котов С.В., Тихомиров Л.Н. Возможность создания теплового реактора с полным использованием уранового и ториевого сырья // Атомная энергия, 2003. Т. 95, Вып. 5, С. 338–346.
6. V.M.Kotov, S.V.Kotov, Zh.S.Takibaev, L.N.Tikhomirov. Liquid-salt channel-type reactor with dynamic loading and core superposition. / Plasma Devices and Operations. Vol. 13, No. 3, September 2005, P. 213–221.
7. V.M.Kotov. Application of volume neutron source to enhance the use of fertile materials in nuclear power at thermal reactors. Plasma Devices and Operations. Vol. 15, No. 3, September 2007, P. 219–224.
8. Котов В.М., Котов С.В. Воспроизводство делящихся веществ в тепловых реакторах. // Атомная энергия. 2007 г. Т. 103, Вып. 5. С. 327–329.
9. Калыгин В.В., Малков А.П., Пименов В.В. Влияние накопления  $^3\text{He}$  и  $^6\text{Li}$  в бериллиевых блоках на нейтронно-физические характеристики реактора МИР. Атомная энергия, Т. 104, Вып. 2. Февраль 2008.
10. Котов В.М. Способ работы канального ядерного реактора и реактор для его осуществления. Патент Республики Казахстан № 31881 от 31.01.2017.
11. Отчет о научно-исследовательской работе «АЭС на основе газоохлаждаемого реактора с водным замедлителем» (промежуточный). № госрегистрации 0216РК00378. МОН РК, 2016 г.
12. Vladimir M. Kotov, Anna S. Sergeeva, Ruslan A. Irkimbekov, and Vladislav I. Suprunov // The Possibilities of Fission Material Reproduction Increase in Thermal Reactor with the Assemblies with a Hard Neutron Spectrum // <http://www.hindawi.com/journals/stni/2011/897165/>
13. Котов В.М., Иданова Д.С. Тепловой реактор с разделением технологий выработки энергии и делящегося  $^{233}\text{U}$ . Патент Республики Казахстан № 33038 от 23.07.2018.
14. Котов В.М., Витюк Г.А., Жанболатов О.М., Чернова Л.В. Тепловой реактор с торий-урановым и уран-плутониевым топливом и технология его замкнутого цикла. // V Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ – 2018), 2–5 октября 2018 г., АО «НИКИЭТ», Москва, Россия.
15. MCNP/5: A General Monte Carlo N — Particle Transport Code, Version 5, 2003.
16. Котов В.М., Иркимбеков Р.А. Расчет характеристик кампании энергетических реакторов. — Вестник НЯЦ РК, 2011, Вып. 3, С. 118–122.
17. Kotov V.M. Thermal reactors with high reproduction of fission materials. // Nuclear Power, Practical Aspects. Edited by Wael Ahmed. Rijeka: Intech, Rijeka, Croatia. 2012, P. 179–218.
18. Котов В.М., Чернова Л.В., Ерыгина Л.А. Способ получения  $^{233}\text{U}$  в тепловом реакторе. Патент Республики Казахстан № 33031 от 30.07.2018.
19. Котов В.М., Витюк Г.А., Сураев А.С. Возможности газоохлаждаемых реакторов с водяным замедлителем. — Атомная энергия, 2014, Т. 116, Вып.1, С. 6–10.

**ГИБРИДТІ ЖЫЛДАМ-ЖЫЛУ РЕАКТОРЫН ҚҰРУ ТУРАЛЫ**

**В.М. Котов**

*ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан*

Негізгі жұмыс реакторлардың отындық материалдарына арналған табиғи шикізатты жоғары пайдалану тиімділігін қамтамасыз ететін реакторларын құру мәселелеріне, жақын келешекте атом энергетикасын дамыту екіпіндерін арттыру мүмкіндігіне арналған. Осы мақсаттарға жету кезеңдері және жолдары, соның ішінде ҚР ҰЯО қызметкерлерінің жұмыстарының мысалы ретінде көрсетілген. Алғашқы кезеңдегі пайдаланылатын техникалық шешімдері  $^{233}\text{U}$  бөлуші заттар ретінде қолдануға, жылу реакторларда нейтрондардың азаюын төмендетуге негізделген.  $^{232}\text{U}$  тізбегінде нуклидтердің белсенділігін төмендету мәселелерін шешімі жылу реакторының отынында жылдам нейтрондарда бөліну бөлігін арттыру мүмкіндігіне әкелді. Жылдам-жылы реакторының құрылған келешек типі жылу реакторы үшін тән, құрамында үлкен мөлшерде емес бөлінетін заттары бар, жылдам нейтрондарда 30% дейін бөлу бөлігін арттыруды қамтамасыз етеді.

**ON CREATION OF HYBRID FAST-THERMAL REACTOR**

**V.M. Kotov**

*Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

This paper is devoted to issues of creating the reactors that ensure high efficiency of natural raw use for fuel materials of reactors, possibility to enhance the pace of atomic energy development in the nearest future. Methods and stages for achieving these goals are shown including the example of work of the staff of NNC RK. Technical solutions used at the initial stage, are based on reduction of neutron losses in thermal reactors, use of  $^{233}\text{U}$  as fission material. The solution of the problem of nuclide activity reduction in  $^{232}\text{U}$  chain lead to possibility to increase fission proportions on fast neutrons in the fuel of thermal reactor. Created advanced type of fast thermal reactor ensures increasing of fission proportion on fast neutrons up to 30%, at small amount of fission materials typical for thermal reactor.

УДК 621.472

## СОЛНЕЧНЫЕ РАКЕТНЫЕ ДВИГАТЕЛИ В ОКОЛОЗЕМНОМ ПРОСТРАНСТВЕ

Котов В.М., Котов С.В.

*Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

На современном этапе развития космонавтики актуальными являются полеты к Луне и на геостационарную орбиту. Рост энерговооруженности таких полетов требует создания инновационных технологий. Среди таких технологий рассматриваются ядерные ракетные двигатели и двигатели с использованием солнечной энергии. По оценкам технология солнечных двигателей выигрывает в экономическом и экологическом отношении. В ряде проектов такие двигатели используют промежуточные аккумуляторы тепловой энергии, что усложняет и удорожает конструкцию. В рассматриваемом варианте используется схема, обеспечивающая возможность работы солнечного двигателя при любой ориентации направления тяги по отношению к солнцу. Показана зависимость удельной тяги такого двигателя от максимальной температуры нагрева рабочего тела (водорода). Такие двигатели обеспечивают возможность возврата к Земле со скоростью 8 км/с вместо 11 км/с, что повышает безопасность полетов и делает эффективным повторное использование двигательной установки.

**ВВЕДЕНИЕ**

Почти через 50 лет после полетов американских астронавтов на Луну в ряде стран разрабатываются планы подобных полетов. Однако, как и ранее, без инноваций в двигательных установках они не смогут быть эффективными. В числе перспективных стоят ЯРД, обеспечивая по сравнению с ЖРД существенно больший удельный импульс. Для этих двигателей имеются такие сдерживающие факторы, как наличие опасного радиоактивного облучения, высокая масса двигательной установки, и, что выявили последние работы - их большая дороговизна в сравнении с ЖРД на топливе «водород + кислород» [1].

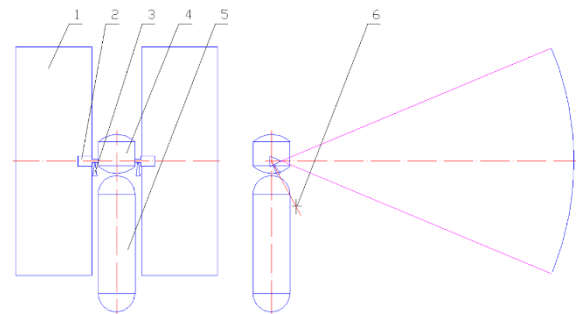
В двигателях, использующих солнечную энергию, имеются проблемы согласования ориентации на солнце приемников излучения с вектором тяги. Одно из решений этой проблемы связано с промежуточным накоплением энергии (например, [2]). Понятно, что такое решение влечет за собой дополнительные преобразования энергии в рабочем цикле и соответствующие потери энергии, рост массы установки.

**ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ**

В работе [3], основанной на решении [4], проведено разделение векторов потока солнечного излучения и тяги двигателя применением двух поворотных относительно корпуса ракеты зеркал (рисунок 1). Решение задачи согласования вектора тяги с направлением на солнце основано на том, что при любых требуемых направлениях этих векторов имеется плоскость в которой лежат оба эти вектора.

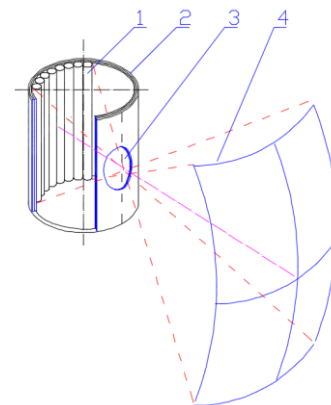
В ракете использован нагреватель рабочего тела с величиной преобразования энергии излучения в тепловую рабочего тела на уровне более 95% ([5], рисунок 2). Высокая эффективность нагревателя основана на уменьшении излучения нагретых теплообменных труб во внешнюю среду. Для этого фокусированный солнечный поток подается к теплообменным трубам через небольшое входное отверстие, а излучение нагретых труб возвращается к ним же от стенок закрытой полости. Выход вторичного излучения во внеш-

нее пространство в первом приближении пропорционален отношению площади входного отверстия к площади стенок.



1 – фокусирующее зеркало, 2 – нагреватель рабочего тела, 3 – сопло, 4 – полезная нагрузка, 5 – бак с водородом, 6 – центр тяжести ракеты

Рисунок 1. Ракета с солнечным нагревом рабочего тела [4]



1 – трубки с водородом, 2 – корпус нагревателя с теплоизоляцией, 3 – входное окно, 4 – зеркало

Рисунок 2. Конструкция нагревателя рабочего тела

Двигатели с солнечным нагревом рабочего тела имеют ряд особенностей:

– Малая тяга солнечных двигателей. Снижение тяги в открытом космосе (при отсутствии необходи-

мости компенсации гравитационных сил) полезно для любых двигателей, в том числе ЖРД и ЯРД. Для солнечных двигателей эффект во многом обусловлен наличием солнечных зеркал, масса которых может быть больше массы собственно двигателей.

Эффективность солнечных двигателей обеспечивается при отношении тяги к массе ракеты меньшей 0,01. При большей тяге масса солнечных зеркал становится столь большой, что все преимущества солнечных двигателей исчезают.

– Снижение тяги увеличивает время работы двигателей, в определенной степени и время полета к цели. Большее время работы двигателя предъявляет повышенные требования к работоспособности его высокотемпературных материалов. Если при уменьшении тяги в 10 раз для ЖРД эффект снижения массы будет значительным, а снижение работоспособности небольшим, то для солнечного двигателя увеличение времени работы в 1000 и более раз будет заметным.

– Увеличение удельного импульса солнечного двигателя за счет повышения температуры нагрева рабочего тела приводит к увеличению массы зеркал при одинаковом значении импульса за счет роста теплоемкости водорода с ростом температуры.

Задача выбора оптимальных параметров работы двигателя с солнечным нагревом рабочего тела должна решаться комплексно. Важнейшим критерием выбора является минимизация массы ракеты с солнечным двигателем на стартовой земной орбите. Чем меньше масса такой ракеты, тем меньше затрат потребуются для вывода этой ракеты с земной поверхности.

Проведем оценочные иллюстративные расчеты характеристик вариантов ракет с солнечным двигателем, выполняющим различные задачи в полетах между Землей и Луной.

Хотя зависимость удельного импульса от температуры нагрева рабочего тела считается хорошо известной, она отличается для ряда источников [6–8]. Для интересующего нас интервала температур эту зависимость с достаточной точностью можно представить в виде линейного уравнения:  $U = A + B \cdot (T - C)$ .

В таком же виде в ходе расчетов использовалась зависимость теплоемкости водорода от температуры для его давления 6 МПа. Значения коэффициентов для четырех источников определения удельного импульса литературы и средней теплоемкости водорода представлены в таблице 1.

Таблица 1. Коэффициенты уравнения  $U = A + B \cdot (T - C)$

№	Параметр	Источник	A	B	C	Размерность
1	Удельный импульс	[6]	937	0,2266	1800	с
2		[7]	815	0,2758		
3		[8]	733	0,24		
4		[1]	586	0,2858		

Считаем, что требуемая надежность работы нагревателей рабочего тела может быть достигнута в диапазоне температур от 1800 К до 3000 К с использованием таких материалов, как вольфрам, рений, тантал.

Сравнительно высокая подвижность зеркал относительно ракеты, по всей вероятности, будет исключать конструкцию «экзотических» зеркал малой массы [9]. Примем их конструкцию на основе жестких элементов с удельной массой на уровне 5 кг/м<sup>2</sup>.

#### РАСЧЕТ ХАРАКТЕРИСТИК

Зависимость удельного импульса  $I$  от температуры нагрева водорода  $T$  будем считать по данным [1]. Расход водорода  $G$  (кг/с) будет определяться выражением:

$$G = F / I, \text{ кг/с;}$$

Учитывая зависимость теплоемкости водорода от его температуры можно рассчитать среднюю теплоемкость  $\underline{C}$  при нагреве водорода от жидкого состояния до температуры  $T$  по формуле:

$$\underline{C} = 14,4 + 0,000565 \cdot (T - 273), \text{ кДж кг}^{-1} \text{ град}^{-1};$$

Требуемую мощность для нагрева водорода  $W$  и площадь зеркал  $S$  можно рассчитать в соответствии с уравнениями:

$$W = G \cdot \underline{C} \cdot T, \text{ кВт;}$$

$$S = W \cdot 5, \text{ м}^2;$$

С ростом температуры нагрева будут расти затраты энергии на нагрев единичной массы водорода, соответственно и требуемая масса зеркал.

#### ВАРИАНТЫ ПОЛЕТОВ:

1. Вывод грузов на геостационарную орбиту.
2. Доставка груза на Луну. На околоземной орбите ракета состоит из разгонного блока на СРД, посадочного модуля и полезного груза.
3. Пилотируемый полет с посадкой на Луне и возвращением к Земле со скоростью 11 км/с.
4. Пилотируемый полет с посадкой на Луне и возвращением к Земле со скоростью 8 км/с.

В пилотируемых вариантах использован более простая, чем у Аполлона конструкция – с одним рабочим отсеком на трех пилотов, как в полетах между Землей и Луной, так и при посадке на Луну. Удельный импульс ЖРД посадочного модуля в лунных вариантах равен 320 с. После взлета с Луны ЖРД и его топливные баки сбрасываются. Характеристики вариантов при температуре нагрева водорода, равной 2400 К, представлены в таблице 2. Приведены: масса ракеты на земной орбите, масса зеркал, масса водорода, тяга двигателя, скорость возврата на земную орбиту, масса полезной нагрузки, время работы двигателей, объем баков с водородом, их длина, площадь зеркал, мощность двигателей.



Таблица 2. Характеристики околоземных полетов при  $T = 2400$  К

№	Параметр	Тип полета				
		Геостационар		Груз Луна 1	Пил. полет 2	Пил. полет 3
1	М орбиты, кг	5977	6568	9844	16633	19573
2	Масса нагрузки, кг	4000			3500	
3	V возврата, км/с	–	–	–	11,0	8,0
4	Масса зеркал, кг	277	693	2080		
5	Площадь зеркал, м <sup>2</sup>	55,46	139		416	
6	Мощность СРД, кВт	76,0	190		570	
7	Тяга СРД, кг	2	5		15	
8	Время работы СРД, ч	198	88	131	74+6	87+38
9	Масса H <sub>2</sub> , кг	1453	1602	2402	4365	6877
10	Объем баков H <sub>2</sub> , м <sup>3</sup>	20,46	22,6	34	61,5	97

На рисунке 3 представлены зависимости стартовой массы ракеты на околоземной орбите, масс зеркал и водорода от температуры водорода при пилотируемых полетах. Видно, что эффективность повышения температуры рабочего тела в отношении уменьшения ее массы на околоземной орбите в данном случае существенно меньше роста удельного импульса. Работа в области меньших температур нагрева водорода позволяет надеяться на рост надежности двигателя. Это является определенным преимуществом двигателей с солнечным нагревом рабочего тела.

Тяга двигателей в вариантах пилотируемых полетов выбрана большей, чем в беспилотных вариантах, чтобы время путешествия от Земли к Луне было при-

емлемым. Так, общее время полета к Луне для Аполлона составляло ~76 часов. В рассмотренных вариантах оно может увеличиться в ~1,5 раза, при общем снижении масса ракеты на орбите Земли в ~3 раза.

Расчеты вариантов при изменении температуры нагрева водорода от 1800 до 3000 К показали, что потребность в водороде с ростом температуры его нагрева от минимума до максимума уменьшается в ~1,406 раза, площадь зеркал увеличивается в 1,23 раза, а стартовая масса ракеты на околоземной орбите уменьшается всего в 1,06 раза. Все это говорит о возможности применения более дешевых технологий (с меньшими температурами нагрева водорода, большей надежностью) по крайней мере на начальном этапе освоения.

В пилотируемых полетах на Луну вариант со скоростью подлета к Земле, равной ее первой космической скорости, имеет небольшое отличие в массе на стартовой околоземной орбите от варианта со скоростью 11 км/с. Разница масс составляет 2940 кг, из них 2512 кг приходится на водород. Реализация такого варианта обеспечивает повышение безопасности всей экспедиции и возможность повторного использования основных элементов ракеты – корпуса, зеркал и двигателей. Безопасность увеличивается как за счет снижения скорости входа в атмосферу Земли, так и за счет расширения допустимых областей входа в нее. При повторном использовании существенным является и экономический эффект.

Следует отметить, что масса ракеты на стартовой земной орбите в варианте с солнечными двигателями (19573 кг) существенно меньше массы варианта в ЖРД (расчетный вариант аналога – более 35000 кг).

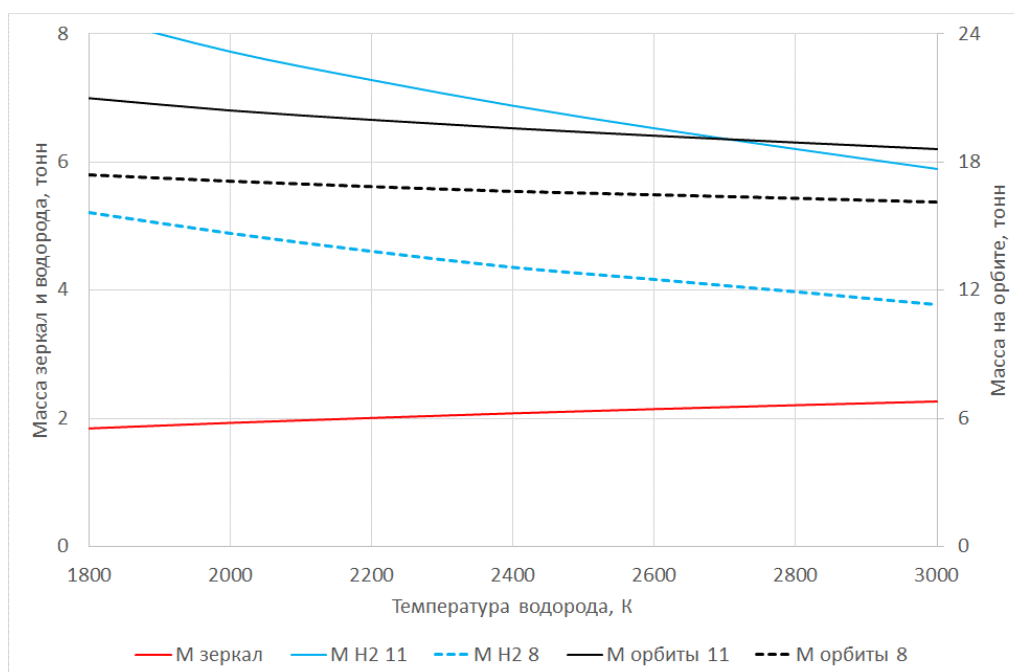
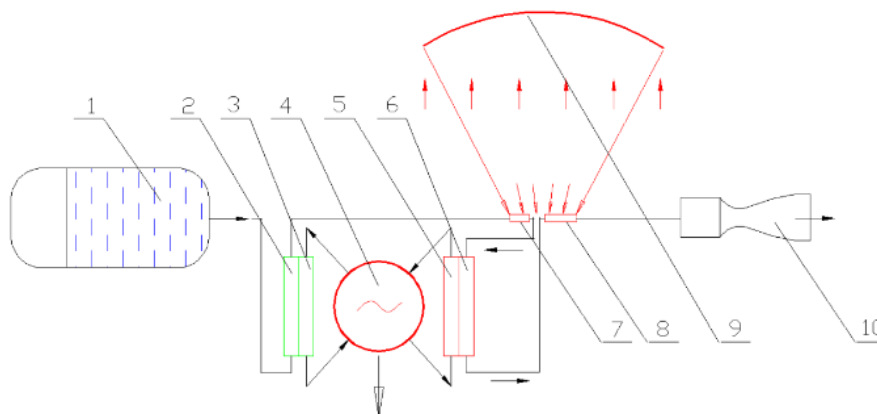


Рисунок 3. Зависимости стартовой массы на орбите, масс зеркал и водорода от температуры водорода при выводе на геостационарную орбиту модуля массой 4000 кг



1 – бак с водородом, 2, 3 – холодильник тепловой машины, 4 – тепловая машина, 5, 6 – нагреватель тепловой машины, 7, 8 – нагреватель рабочего тела ракеты, 9 – фокусирующее зеркало, 10 – сопло

Рисунок 4. Источник энергии, сопряженный с нагревателем рабочего тела

### ВСПОМОГАТЕЛЬНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ

Повышенная длительность работы двигателя с солнечным нагревом рабочего тела, даже в варианте вывода геостационарных объектов, вызывает необходимость охлаждения емкости с водородом в полете. Так время работы двигателей при полете от Земли к Луне становится близким к 100 часам. За такое время может испариться до 5% водорода без использования охлаждения. Устранение испарения будет оправданным, если система охлаждения будет иметь малую массу и высокую эффективность работы. Эффективная работа холодильной установки может быть основана на использовании роторно-лепестковых машин [10], имеющих минимальные потери на трение при своей работе, малые габариты и массу.

Для удовлетворения потребностей в электрической и механической энергии может быть использована схема с циклом Брайтона, в которой тракты нагрева и охлаждения рабочего тела включены в тракт рабочего тела ракеты ([11], рисунок 4). Это обеспечивает получение максимального КПД во время работы ракетного двигателя. А это время в ходе полетов на Луну и на геостационарную орбиту достаточно большое.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представлен вариант ракетного двигателя с солнечным нагревом рабочего тела, обеспечивающего его работоспособность при любом взаимном положении вектора тяги и направления потока солнечного излучения.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Коротеев А.С., Акимов В.Н., Архангельский Н.И. и др. Ядерные ракетные двигатели: состояние разработки и перспективы применения. // Атомная энергия. Т. 124, вып. 4, апрель 2018. С. 206–211.
2. Пономарев-Степной Н.Н., Усов В.А., Коротеев А.С. и др. Солнечная бимодальная термоэмиссионная энергодвигательная установка. // Атомная энергия. Т. 89, вып. 1, июль 2000. С. 11–14.
3. V.M. Kotov. Towards the Capabilities of Rocket Engines with Solar Heating of Working Fluid. // SciencePG. American Journal of Aerospace Engineering. Volume 3, Issue 1, February 2016, P. 1–5.
4. Котов В.М. Ракета с солнечным нагревом рабочего тела. // Инновационный патент РК № 22933 от 15.09.2010, бюл. № 9.
5. Котов В.М. Высокотемпературный солнечный нагреватель. // Инновационный патент РК № 22587 от 15.06.2010, бюл. № 6.

Показано, что важным фактором в оценке вариантов ракет с солнечным двигателем может быть ее вес на стартовой земной орбите, определяющий затраты на создание ракеты вывода нагрузки на орбиту. Изменение температуры нагрева водорода солнечных двигателей оказывает противоположное влияние на потребность в водороде и массу солнечных зеркал.

Приведены расчеты вариантов ракет различного назначения – вывода груза на геостационарную орбиту, доставку груза на Луну, пилотируемые полеты на Луну с возвратом к Земле со скоростями 11 и 8 км/с.

Рост температуры нагрева водорода от 1800 К до 3000 К сокращает потребность в водороде, но в малой степени влияет на вес ракеты на орбите Земли. Важным является тот факт, что и при «малых» температурах нагрева водорода ракета с солнечным нагревом рабочего тела имеет существенные преимущества перед ракетами с ЖРД и ЯРД.

Показаны особенности использования малого уровня тяги в беспилотных полетах, когда время доставки груза не является определяющим фактором.

В полетах с посадкой на Луну и возвращением на Землю вариант, отличающийся скоростью подлета к Земле 8 км/с, имеет малое отличие в массе на стартовой околоземной орбите, обеспечивающей повышение надежности всей экспедиции и возможность модификации, направленной на повторное использование основных нерасходных элементов ракеты.

6. [https://ru.wikipedia.org/wiki/удельный\\_импульс](https://ru.wikipedia.org/wiki/удельный_импульс)
7. <https://yandex.kz/images/search?p=4&text=зависимость%20импульса%20ярд8&lr=29496>
8. Р. Бассард, Р. Де-Лауэр. Ракета с атомным двигателем. Издательство Иностранной литературы. М. 1960 г. 416 с.
9. Мухортова А.Н. Солнечно-тепловой ракетный двигатель. 2006 г. май. <http://www.iki.raai.ru/seminar/20060525/mukh.doc>
10. Котов В.М. Роторно-лепестковые тепловые машины // АCADEMY. № 3 (18). 2017. С. 11–22.
11. Котов В.М. Источник электроэнергии ракеты с солнечным нагревом рабочего тела. Инновационный патент Республики Казахстан № 22809 от 15 августа 2010 г.

## ЖЕР ТӨНДРЕГІНДЕГІ КЕҢІСТІКТЕ КҮН СӘУЛЕЛЕІК ЗЫМЫРАНДЫҚ ҚОЗҒАЛТҚЫШ

**В.М. Котов, С.В. Котов**

*ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан*

Ғарышкерліктің қазіргі даму кезеңінде өзекті болып Айға және геостационарлық орбитаға ұшу болады. Осындай ұшулардың талап етілетін энергиясымен жарақталуының өсуі инновациялық технологияларды құруды талап етеді. Осындай технологиялардың арасында ядролық зымыран қозғалтқыштары және күн энергиясын пайдалану қозғалтқыштары қарастырылады. Күн қозғалтқыштары технологиясын бағалау бойынша, экономикалық және экологиялық мәселелерде де пайда табатыны белгілі. Бірнеше жобаларда осындай қозғалтқыштар жылу энергиясының аралық аккумуляторларын пайдаланады, бұл конструкциясын күрделендіреді және қымбаттатады. Қарастырылатын нұсқада күнге қатысты күшінің бағытының кез келген іс бағытында күн қозғалтқышының жұмысының мүмкіндігін қамтамасыз ететін сұлба қолданылады. Жұмыс денесінің (сутегі) максимальды қыздыру температурасынан осындай қозғалтқыштың үлесті тартымның тәуелділігі көрсетілді. Осындай қозғалтқыштар 11 км/с орнына 8 км/с жылдамдықта Жерге қайта қайту мүмкіндігін қамтамасыз етеді, бұл ұшу қауіпсіздігін арттырады және қозғалтқыш қондырғыны қайта пайдалануды тиімді етеді.

## SOLAR ROCKET ENGINES IN NEAR-EARTH SPACE

**V.M. Kotov, S.V. Kotov**

*Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

At the current stage of space exploration development, missions to the Moon and geostationary orbit are relevant. Enhancing of power supply level of such missions requires innovative technology development. Nuclear rocket engines and engines with use of solar energy are considered among such technologies. In a number of projects, such engines use intermediate heat energy accumulators, which complicates and increases the cost of construction. This embodiment uses a circuit that enables solar engine to operate with any orientation of the thrust direction towards the sun. The dependence of specific thrust of such engine on maximum heating temperature of working fluid (hydrogen) is shown. Such engines provide the ability to return to Earth at a speed of 8 km/s instead of 11 km/s, which increases flight safety and makes propulsion system reuse efficient.

УДК 621.039

## РЕАКТОРЫ СИНТЕЗА С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ УСКОРИТЕЛЕЙ ИОНОВ

Котов В.М., Котов С.В.

*Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

Ядерные реакторы на основе деления тяжелых ядер были созданы спустя десятилетие после открытия деления урана под действием нейтронов. Попытки создания реакторов на основе синтеза легких ядер продолжают более семи десятилетий. Основное направление их осуществления повторяет природные технологии – осуществление реакций под действием высоких (звездных) температур. Это направление столкнулось с массой проблем, и в современном понимании требует для своей реализации огромных вложений. Имеются разработки на основе использования ускорительной техники. В предлагаемой работе проведена оценка возможности создания реакторов синтеза с использованием встречных пучков ионов реакций D-D, D-T, D-<sup>3</sup>He. Показаны технические решения применимые для их осуществления, преимущества таких реакторов перед термоядерными реакторами, возможности наработки для них топлива и возникающие проблемы.

**ВВЕДЕНИЕ**

Большие ресурсы топливного сырья и отсутствие долгоживущих радионуклидов среди продуктов реакции являются важнейшими потенциальными достоинствами энергетики на основе синтеза легких ядер. В настоящее время основой ее реализации считаются термоядерные установки с магнитным удержанием высокотемпературной плазмы. Основные усилия направлены на создание дейтерий-тритиевых реакторов, имеющих наибольшее сечение реакции взаимодействия при минимальной температуре. Заметную роль имеют инерциальные установки с лазерным или ионным сжатием мишеней.

Несмотря на более, чем 60-летнюю историю таких работ, успехи весьма скромны [1], более того, в настроении ведущих специалистов проявляется обоснованный скепсис в отношении работоспособности термоядерных реакторов [2].

Настоящее предложение является развитием схем реакторов синтеза с использованием ускорительной техники. Простейшая из них основана на взаимодействии пучков ускоренных ионов с твердой мишенью. При всей простоте такой схемы она не работоспособна из-за высоких потерь энергии ионов на ионизацию материала мишени, т.к. сечение ионизации на несколько порядков превышает сечение реакции синтеза [3].

В модификации данной схемы мишень выполнена в виде взрывчатого вещества, содержащего компоненту реакции синтеза [4]. При взрыве мишень ионизируется, вероятность реакции синтеза увеличивается. Недостатком схемы является цикличность работы, усложняющая установку, далекие от оптимальных параметры плазмы по содержанию ионов реакции синтеза, наличие примесей других ионов и электронов. Другие недостатки данного проекта будут видны в последующих материалах настоящей статьи.

Имеются проекты использования тяжелоионных ускорителей, облучающих мишень с гибридным топливом реакторной схемы «синтез-деление-синтез» [5]. Потенциально такая схема позволяет эффективно

использовать нейтроны обоих типов реакторов, осуществить стационарный режим термоядерной реакции. Однако, и сложности ее реализации, по существу, двойные (или тройные).

**ОСНОВА ПРЕДЛАГАЕМОГО РЕШЕНИЯ**

Предлагается реактор с ускорителями на встречных пучках ионов, подобно исследовательским установкам [6]. Идеализированная схема ускорительного реактора синтеза содержит два ускорителя компонента реакции синтеза с пучками ионов, направленных навстречу друг другу в реакционной камере. Пусть один ускоритель ускоряет ядра дейтерия, другой – трития.

Вероятность взаимодействия J ионов можно рассчитать, перенося сечение реакции на одну из компонент, например, тритий, располагая все ядра этой компоненты на одном из сечений камеры:

$$J = N_t \cdot \sigma / S \quad (1)$$

где:  $N_t$  – количество ядер трития, находящихся в канале взаимодействия;  $\sigma$  – сечение взаимодействия ядер дейтерия с ядрами трития, см<sup>-2</sup>;  $S$  – площадь проходного сечения реакционной камеры, см<sup>2</sup>.

Скорость взаимодействия ядер рассчитаем по формуле:

$$N = I_d \cdot J = I_d \cdot N_t \cdot \sigma / S \quad (2)$$

где:  $I_d$  – поток ядер дейтерия входящий в канал взаимодействия, с<sup>-1</sup>.

Исходные данные и результаты расчета ряда вариантов такого реактора приведены в таблице 1. Приведены значения энергий ионов дейтерия  $E_d$  и трития  $E_t$ , длины вариантов реакционных камер  $L$ , площади проходного сечения реакционных камер  $S$ , токи ионов ускорителей  $I$ , мощности ускорителей  $W_{acc}$ , количество ядер трития в реакционном канале  $N_t$ , скорости ионов дейтерия  $V_D$  и трития  $V_T$ , вероятность взаимодействия ионов на выходе из ускорителя с ионами противоположной компоненты  $\Psi$  (отношение скорости взаимодействия в реакционной камере к расходу ионов ускорителя), а также расстояние между ионами трития в реакционной камере  $Z$ .

Таблица 1. Характеристики вариантов ускорительного реактора синтеза

Параметры	Варианты				
	1	2	3	4	
Исходные	Ed, эВ	30 000	60 000		
	Et, эВ	30 000	0,5		
	L, м	1,0	5,0		
	S, см <sup>2</sup>	1,0	0,02		
	I, ядер/с; ампер	1,25+18; 0,2			
	Y	1,0			340
Расчетные	W <sub>ассД</sub> , кВт	6,0	12,0		
	W <sub>ассТ</sub> , кВт	6,0	0,0		
	N <sub>т</sub> , ядер/канал	1,26+12	1,55+15	1,16+19	
	V <sub>Д</sub> , км·с	1212	1714		
	V <sub>Т</sub> , км·с	989	4		
	W <sub>ттр</sub> , кВт	2,15-8	1,31-3	9,82	3338
	Ψ взаимодей	6,31-12	3,86-7	0,29%	0,95
	Ψ проход	~1,0			
	Z меж трит, МКМ	4,33 (43000 д ат)	0,19 (1900)	9-3 (96)	9-3 (96)

В варианте 1 вероятность взаимодействия ядер дейтерия с ядрами трития очень мала ( $6,31 \cdot 10^{-12}$ ). Соответственно, при энергозатратах на ускорение 12 кВт, мощность реакции синтеза равна  $2,15 \cdot 10^{-8}$  кВт.

Анализируя формулу (1) можно сделать вывод о возможности увеличения вероятности взаимодействия при тех же значениях потоков ионов за счет увеличения плотности потоков ядер дейтерия и увеличения количества ионов трития в канале взаимодействия. Увеличение плотности потоков ядер дейтерия можно обеспечить за счет уменьшения радиуса пучка ионов дейтерия, а количества ионов трития в канале можно достигнуть, уменьшая скорость их движения в канале.

Примем сечение пучка ионов дейтерия равным  $0,02 \text{ см}^2$ , а скорость движения ионов трития в канале близкой к тепловому движению, а также увеличим длину реакционного канала до 5 метров. В данном варианте 2 вероятность взаимодействия повышается на несколько порядков, а мощность реакции синтеза достигает нескольких Ватт. Затраты энергии превышают положительный выход в ~1000 раз. Следует обратить внимание на то, что среднее расстояние между ядрами трития в реакционном канале здесь превышает характерное значение диаметра атома в ~2000 раз.

Следующая возможная модификация заключается в увеличении плотности ядер трития в реакционном канале. В варианте 3 плотность увеличена на четыре десятичных порядка, расстояние между ядрами трития уменьшено в ~20 раз. Вероятность взаимодействия повышается до 0,29%, а мощность реакции

синтеза достигает 9,8 кВт. Важно, что и в этом случае вероятность прохождения ядер через реакционный канал без взаимодействия остается близкой к единице.

Следующей возможной модификацией схемы реактора является введение петель возврата прошедших через реакционный канал ядер на их входы в этот канал. Возможность реализации такого решения основана на высокой вероятности прохождения ядер через реакционный канал без взаимодействия, отработанный схем кольцевого движения заряженных частиц в магнитных полях [6, 4]. В соответствии с вероятностью взаимодействия, полученной в варианте 3, поток ионов в кольцевой петле может превосходить поток от ускорителя в  $Y = 100/0,288$  раз. Принимая  $Y = 340$  получаем в варианте 4 вероятность взаимодействия в реакции синтеза равной 96%, а мощность реактора равной 3338 кВт.

**ЭЛЕКТРОСТАТИЧЕСКОЕ ПОЛЕ ИОНОВ**

Для варианта 4 таблицы 1 был определен электростатический потенциал на внешней границе потока ионов в реакционной камере. Расчет проводился в приближении реакционного канала в виде бесконечного проводника с известной линейной плотностью зарядов по формуле:

$$U = \tau \cdot \ln (r_2/r_1) / (2 \cdot \pi \cdot \epsilon_0 \cdot \epsilon) \tag{3}$$

где  $\tau$  – линейная плотность зарядов,  $\text{м}^{-1}$ ;  $r_2$  – расстояние до внешних объектов, м;  $r_1$  – радиус реакционного канала, м;  $\epsilon_0$  – электрическая постоянная;  $\epsilon$  – относительная диэлектрическая проницаемость.

Для варианта 4 таблицы 1 потенциал внешней стенки реакционного канала относительно объекта, удаленного от нее на расстояние 10 м, превысит 90 МВ, а напряженность поля на внешнем радиусе превысит 12000 МВ/м.

При такой напряженности ионы будут вылетать за пределы канала уже на небольшой участке их полета в канале. Для удержания необходимо устанавливать металлические станки канала и поддерживать на них соответствующее положительное напряжение.

Кроме того, будет необходимо поддерживать данный потенциал на границе потока ионов на всем пути следования ионов в реакторе. В устройстве [4] данное положение отсутствует, что говорит о его неработоспособности при требуемой высокой плотности ионов.

Проведены расчеты зависимостей мощности реакции DT синтеза, потенциала на стенках канала и тока ионов в канале от сечения канала при двух вариантах: с постоянным потенциалом и постоянной плотностью тока ионов. Длина канала везде 5 м, энергия ионов дейтерия 50 кэВ, трития – 10 кэВ. Данные представлены на рисунке 1.

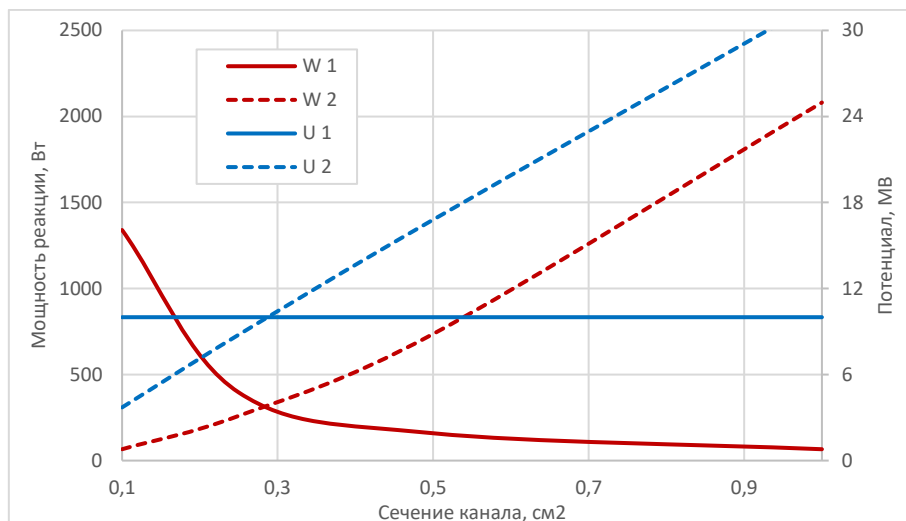


Рисунок 1. Характеристики вариантов канала синтеза D-T с равным потенциалом (1) и равной плотностью ионов (2)

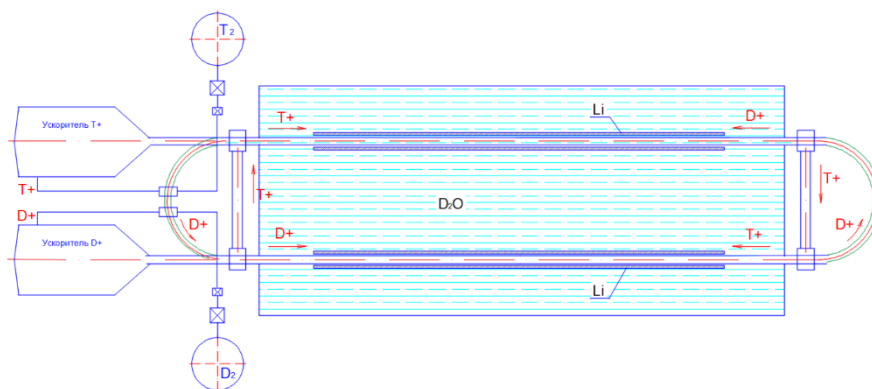


Рисунок 2. Схема двухпетлевого D-T реактора

Видно, что максимальная мощность второго канала 2,08 кВт достигается при сечении канала 1 см². При этом потенциал составляет 32 МВ. Максимальная мощность первого варианта достигается при минимальном сечении канала и составляет 1,34 кВт.

При значениях мощности в обоих вариантах 1,34 кВт потенциал первого варианта меньше потенциала второго примерно в 2,4 раза. При равных потенциалах значения мощностей практически одинаковы. В диапазоне сечений меньших 0,3 см² преимущество у варианта с постоянным потенциалом. В этом диапазоне рассмотрим характеристики других реакторов.

#### ОПИСАНИЕ РЕАКТОРА

Схема реактора синтеза представлена на рисунке 2. В левой части схемы расположены ускорители ионов дейтерия и трития. Представленная схема рассчитана на ускорение ионов дейтерия до 50 кэВ, а трития до 10 кэВ. Такие энергии ускорения обеспечивают простоту разделения ионов дейтерия и трития на выходах из реакционных каналов, которое исключает возникновение реакций синтеза вне реакционных каналов (в пространстве магнитных полей).

В потоке ионов дейтерия расположены ионизаторы атомарного дейтерия и атомарного трития. Каждый из них содержит емкость с газообразной компонентой, расходозадающую шайбу и регулятор давления на входе шайбы. Газовые компоненты подаются в ионизатор с расходом равным их расходу на выходе ускорителя и попадают в поток быстрых ионов. Затраты энергии на ионизацию атомов составляют ~30 эВ. Сечение ионизации можно принять равным квадрату диаметра атома ~10<sup>8</sup> барн. Длина участка, на котором произойдет полная ионизация, при равенстве сечений прохода атомов и быстрых ионов дейтерия не превысит долей микрона. Потеря энергии ионов не превысят 0,05%. Задача вывода вновь образованных ионов к ускорителям решается воздействием на них электрических и магнитных полей, к которым быстрые ионы будут малочувствительны.

Такая технология ионизации легко обеспечит требуемую производительность, исключает необходимость использования дополнительных устройств ионизации (нагревных, лазерных и т.п.).

Петли возврата непрореагировавших быстрых ионов содержат магнитные системы, одни из них обес-

печивают поворот ионов дейтерия (с большей напряженностью магнитных полей и большим радиусом поворота), другие – ионов трития.

Реакционные каналы окружены емкостью с тяжелой водой, обеспечивающей эффективное замедление нейтронов, образованных в реакции синтеза. В тяжелой воде размещаются литиевые поглотители нейтронов, обеспечивающий образование трития. В зависимости от радиуса размещения природного лития относительно реакционной камеры можно менять характеристики взаимодействия с ядрами  ${}^6\text{Li}$  и  ${}^7\text{Li}$ . При малом радиусе  ${}^7\text{Li}$  будет поглощать быстрые нейтроны с возвратом медленных нейтронов (вариант большего числа вторичных нейтронов и образования трития), при большем радиусе будет интенсивно идти реакция на  ${}^6\text{Li}$  с выделением дополнительной энергии (вариант большей энергии ядерных реакций).

**СРАВНИТЕЛЬНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРОВ СИНТЕЗА**

Рассмотрим характеристики реакторов синтеза на основе реакций D-D, D-T, D- ${}^3\text{He}$ , имеющих наибольшие сечения взаимодействия исходных компонент при минимальных энергиях взаимодействия. Зависимости сечений взаимодействия от энергии реакции представлены на рисунке 3.

В таблице 2 представлены характеристики данных реакций – исходные и конечные продукты реакции; энергии, уносимые конечными продуктами; вероятности прохождения конечных вариантов реакций и суммарная энергия, выделяемая в ходе взаимодействия исходных компонент.

Видно, что реакция D-D отличается в «худшую» сторону как по сечению взаимодействия, так и по выделяемой в ее ходе энергии. Получаемые в ходе реакций D-D тритий ( ${}^3\text{H}$ ) и  ${}^3\text{He}$  могут использоваться в реакциях D-T и D- ${}^3\text{He}$ , соответственно.

Таблица 2. Характеристики реакций синтеза

№	Исходные	Продукты реакции				$\Sigma E$ , МэВ	$\Psi$ , %
		ядро	E, МэВ	частица	E, МэВ		
1	D + D	${}^3\text{H}$	1,01	p	3,02	3,65	50
		${}^3\text{He}$	0,82	n	2,45		50
2	D + T	${}^4\text{He}$	3,5	n	14,1	17,6	100
3	D + ${}^3\text{He}$	${}^4\text{He}$	3,6	p	14,7	18,3	100

Получаемые в ходе реакций D-D и D-T нейтроны также могут использоваться для выработки сырьевого трития в реакции D-T. Реакций, в которых может быть получен тритий несколько. Основные из них представлены в таблице 3. В части из них (1, 3, 4) тритий образуется непосредственно. Изотоп  ${}^6\text{Li}$  имеет наибольшее сечение захвата нейтронов, ведущее к образованию трития. В тяжеловодном замедлителе получение трития имеет меньший выход за счет малого сечения реакции.

Таблица 3. Характеристики основных реакций получения трития

№	Исходные	$\eta$ , %	Продукты реакции		$\sigma$ , барн	E	dE
1	${}^2\text{H} + n$	~0,015	${}^3\text{H}$		0,00046		
2			H	$2 \cdot n$			3,34
3	${}^6\text{Li} + n$	7,52	${}^3\text{H}$	${}^4\text{He}$	945	4,8	
4	${}^7\text{Li} + n$	92,48	${}^3\text{H}$	${}^4\text{He} + n$		-2,47	8,2
5	${}^9\text{Be} + n$	100	${}^6\text{Li}$	${}^4\text{He}$	0,01		
6			$2 \cdot {}^4\text{He}$	$2 \cdot n$	0,1		1,85

В реакциях 2 и 6 происходит умножение числа нейтронов, которые могут произвести тритий. Эти реакции происходят на быстрых нейтронах при превышении исходным нейтроном некоторого порога dE. В этом отношении бериллий является лучшим кандидатом для реализации реакции n2p.

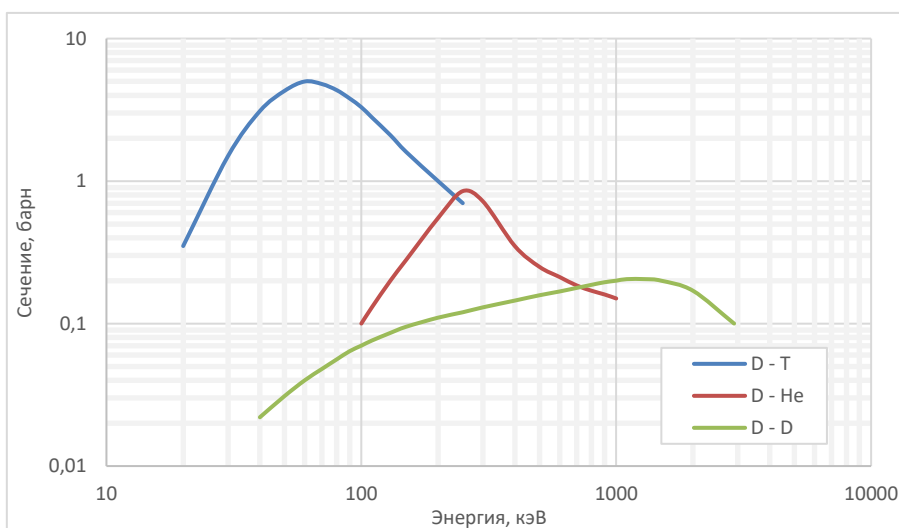


Рисунок 3. Зависимость сечений реакций синтеза от энергии

В таблице 4 приведены значения токов ионов в реакционной камере  $I$ , при которых достигаются требуемый потенциал, мощность ядерной реакции в канале  $W$  и ток ионов ускорителя  $I_u$ , соответствующий числу взаимодействующих ядер.

Таблица 4. Характеристики вариантов трех типов реакторов

Потенциал, МВ	Параметр	D-D	D-He	D-T
10	$I$ , А	34	31,8	27
	$W$ , Вт	82	289	1295
	$I_u$ , мкА	0,126	0,442	1,99
15	$I$ , А	51,2	47,7	40,4
	$W$ , Вт	280	974	4340
	$I_u$ , мкА	0,284	0,994	4,49
20	$I$ , А	68	63,5	54
	$W$ , Вт	656	2297	10360
	$I_u$ , мкА	0,503	1,76	7,94

Следует отметить, что время вывода на стационарный режим при близких к указанным в таблице токах ускорителя будет весьма большим (при равных стационарный уровень будет близким к нулю).

При токе ускорителя  $I_u$ , большем стационарного, рост тока реакционной камеры  $I_k$  будет определяться выражением:

$$I_k = I_k + I_u \cdot (K - 1) \quad (4)$$

где  $K$  – отношение тока ускорителя при выходе на стационар к стационарному току ускорителя. На рисунке 4 показано изменение мощности реакторов при выходе на стационарный уровень при потенциале 10 МВ с током ускорителя равным ~1000 токов стационарного уровня ускорителя D-T (2 мА).

При увеличении тока ускорителей до 10 мА время выхода уменьшится до ~50 минут. Токи ускорителей

и на стационарном уровне можно установить близкими к 2–10 мкА при прерывистом режиме их включения в работу. Это обеспечит унификацию характеристик ускорителей при управления работой ускорителей за счет изменения скважности включения максимальной мощности.

#### Источники сырья и связка реакторов синтеза

На основе реакторов синтеза, использующих данные реакции, может быть создана энергетика, топливным сырьем для которой являются доступные дейтерий и литий. Первичным реактором в ней будет D-D реактор. Основной целью его работы будет не производство энергии, а наработка топлива для реакторов D-T и D-<sup>3</sup>He. В ходе одного акта реакции D-D образуются дефицитные 0,5 ядра трития, 0,5 ядра <sup>3</sup>He и 0,5 нейтрона, который может направляться на образование трития.

Образование <sup>3</sup>He в реакции D-D неуправляемое, постоянное по величине. Выработка трития в реакторе D-D может быть увеличена (незначительно) при установке вблизи реакционной камеры слоя бериллия, в котором порог реакции  $n_2p$  меньше энергии нейтронов, образующихся в D-D реакции.

Реактор D-T, получив тритий от D-D реактора, может в дальнейшем работать самостоятельно. Высокая энергия нейтронов, образующихся в реакции D-T, позволяет организовать расширенное производство трития. При вовлечении в производство <sup>7</sup>Li в ходе одной реакции D-T можно получить трития в количестве, достаточном для получения трех и более ядер трития на один исходный нейтрон.

Здесь становятся важными время, затрачиваемое на процесс вывода трития из реактора начиная от момента образования исходного нейтрона (время получения трития), и темп увеличения мощности в одном цикле. Время получения трития можно сравнить с длительностью кампании в реакторах деления, когда

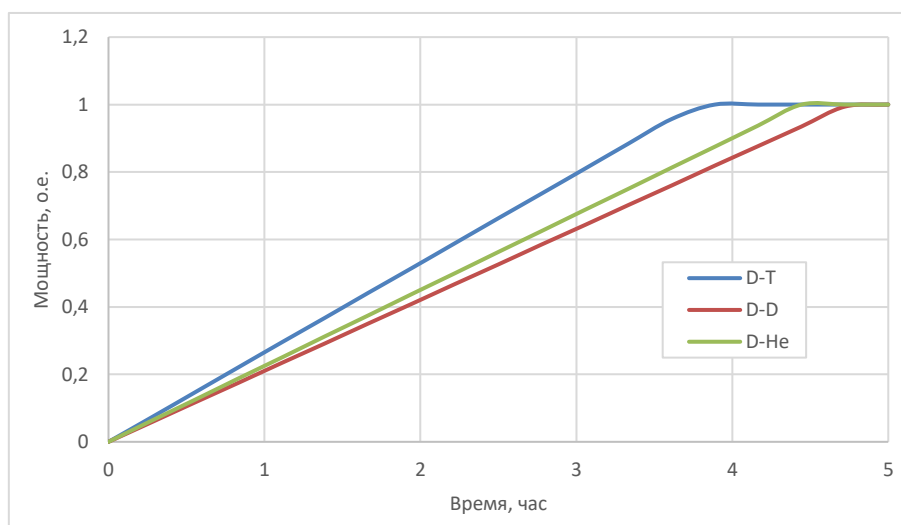


Рисунок 4. Изменение мощности реакторов с потенциалом 10 МВ при выходе на стационарный уровень при токе ускорителей 2 мА



может быть получено вторичное делящееся вещество. Можно оценить, что время получения трития будет много меньше характерных времен кампании реакторов деления. В быстрых реакторах темп воспроизводства обеспечивается на уровне 1–5%. В реакторе D-T он может достигать 100%. Соответственно, темп роста энергетики на реакторах D-T будет много большим темпов роста энергетики на быстрых реакторах.

Для исключения наиболее сложных в техническом отношении D-D реакторов в развитии D-T реакторов, можно в качестве первичного источника трития использовать реакторы деления. Наиболее перспективными в этом отношении являются тяжело-водные реакторы с высоким воспроизводством делящихся веществ. Так, реактор [7] обеспечивает полное использование природного урана и возможность направления до 5% нейтронов на дополнительное (кроме реакции  $D+n = T$  в замедлителе) получение трития поглощением в литии.

Примечательно, что реакторы  $D-^3\text{He}$  могут использоваться в наиболее безопасном радиационном варианте в малых автономных и транспортных установках. Следует учесть, что в предлагаемом реакторе  $D-^3\text{He}$ , в отличие от термоядерного реактора, реакция D-D с образованием нейтронов будет невозможна.

Работа реактора D-D будет обеспечивать работу реактора  $D-^3\text{He}$  с мощностью, равной 2,5 мощности реактора D-D (не считая энергии, выделяемой при образовании трития). Исходя из данных таблицы 2 несложно определить, что для данного соотношения мощностей число каналов реактора D-D должно быть в 1,41 раз больше числа каналов реактора  $D-^3\text{He}$ .

Таким образом, предлагаемые реакторы синтеза могут обеспечить свою работу сырьем в виде дейтерия и лития. В начале необходима работа дейтерий-дейтериевого реактора. В полной мере он необходим для работы реакторов  $D-^3\text{He}$ . При работе реакторов D-D обращение к источникам сырья из реакторов деления и лунного грунта, по всей видимости, будет не целесообразным.

#### ОБ АВАРИЙНЫХ СИТУАЦИЯХ

Наиболее опасными в радиационном отношении могут быть аварии на реакторах D-T, в котором в реакционных каналах находятся ионы трития. В реакторах D-D тритий хоть и образуется, но в свободном состоянии отсутствует. В ходе образования тритий внедряется в поверхность стенок реакционного канала. В реакторах  $D-^3\text{He}$  радиоактивные нуклиды отсутствуют.

Сравним аварийные ситуации реакторов ИТЭР и РС. Трития в вакуумной камере ИТЭР = 450 г =  $9 \cdot 10^{25}$

ядер (активность его  $5 \cdot 10^6$  Кюри). Тепловая мощность ИТЭР – 3000 МВт.

Трития в канале РС –  $1,2 \cdot 10^{19}$  при мощности 2 кВт. При мощности 3000 МВт в реакторе РС будет  $2 \cdot 10^{25}$  ядер трития (в 4 раза меньше, чем в ИТЭР).

При определении характеристик аварии следует учесть четыре фактора:

- РС можно делать малой мощности, что невозможно в ИТЭР. Следовательно, масштаб гипотетической аварии с выходом трития в РС в атмосферу будет много меньшим;

- количество трития в реакционных каналах можно дополнительно уменьшить за счет придания в работе РС большей энергии тритию, а меньшей – дейтерию;

- в ИТЭР тритий находится в общей камере, в РС – во множестве реакционных каналов. При аварии в РС полная одновременная разгерметизация всех каналов мало вероятна;

- при аварии на РС можно считать, что первоначально будет потеряно напряжение на стенках реакционных каналов. Следовательно, ионы трития мгновенно будут осажены на этих стенках. Каналы малого сечения при разгерметизации будут наполняться воздухом атмосферы, что будет препятствовать выходу трития.

Особенностью предлагаемого реактора является наличие высоких напряжений на основных его рабочих элементах. Следует стремиться снизить их электрическую емкость для уменьшения последствий различных повреждений.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Предложена инновационная технология осуществления реакции синтеза легких элементов на основе взаимодействия встречных пучков ионов.

Приведены расчеты характеристик такого реактора синтеза, показывающие потенциальную возможность реализации с малыми затратами финансовых и материальных средств с получением энергии на выходе реакции многократно превышающей затраты энергии на осуществление реакции.

Приведены сравнения характеристик реакторов на основе реакций, отличающихся сечением взаимодействия исходных нуклидов и требуемой энергии ускорения компонент.

Приведены расчеты характеристик связки реакторов синтеза D-D, D-T и  $D-^3\text{He}$ , обеспечивающих стационарную работу с использованием в качестве сырьевых материалов дейтерия, лития и ядер трития, получаемых в ходе реакций синтеза.

Показана достаточность опоры на сырьевые дейтерий и литий для развития энергетики синтеза.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Молчанов П.А. История научных исследований в области управляемого термоядерного синтеза. Электронный ресурс. <http://docme.ru/download/178483>. Дата обращения 04 12 2018.
2. Орлов В.В., Пономарев Л.И. Ядерные проблемы термоядерной энергетики. // Атомная энергия. Т. 124, вып. 2, февраль 2018.
3. В.А. Глухих, В.А. Беляков, А.Б. Минеев. Физико-технические основы УТС. Курс лекций НИИЭФА им. Д.В. Ефремова. // НЯЦ РК, Курчатов, 2004.
4. Мачехин Д.А., Ухов А.Л. Линейный ускоритель энергетический. Патент на полезную модель РФ № 49410 от 10 ноября 2005 г. Бюл. № 31.
5. Субботин В.И., Долголева Г.В., Забродин А.В. и др. Энергетическая установка тяжелоионного DT-синтеза с мишенями, содержащими делящиеся материалы. // Атомная энергия. Т. 99, вып. 3, сентябрь 2005.
6. Будкер Г.И. Ускорители со встречными пучками частиц, «УФН», 1966, Т. 89, С. 533.
7. Котов В.М., Витюк Г.А., Жанболатов О.М., Чернова Л.В. Тепловой реактор с торий-урановым и уран-плутониевым топливом и технология его замкнутого цикла. // V Международная научно-техническая конференция «Инновационные проекты и технологии ядерной энергетики» (МНТК НИКИЭТ – 2018), 2–5 октября 2018 г., АО «НИКИЭТ», Москва, Россия.

## ИОНДАР ҮДЕТКІШТЕРІН ПАЙДАЛАНУЫ БАР СИНТЕЗ РЕАКТОРЛАРЫ

**В.М. Котов, С.В. Котов**

*ҚР ҰАО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан*

Ауыр ядроларды бөлу негізіндегі ядролық реакторлар нейтрондардың әрекетінде уранның бөлінуін ашқаннан кейін он жыл өткеннен соң құрылды. Жеңіл ядролар синтезінің негізінде реакторларды құру әрекеттері жетпіс жылдан артық жалғастырылуда. Оларды іске асырудың негізгі бағытын табиғи технологиялар қайталайды – жоғары (жұлдызды) температуралардың әсерімен реакцияларды іске асыру. Бұл бағыт көптеген мәселермен қайшы келді және қазіргі түсінікте толық іске асыру үшін үлкен қаржы салуды талап етеді. Үдеткіш техниканы пайдалану негізінде әзірлемелер бар. Ұсынылған жұмыста D-D, D-T, D-<sup>3</sup>He реакция иондарының қарсы шоктарды пайдаланумен синтез реакторларын құру мүмкіндігін бағалау жүргізілді. Оларды іске асыру үшін қолданылатын техникалық шешімдер, термоядролық реакторлардың алдында осындай реакторлардың басымдылығы, оларға арналған отынның атқарымдар мүмкіндігі және пайда болатын мәселелер көрсетілген.

## SYNTHESIS REACTORS WITH USE OF ION ACCELERATORS

**V.M. Kotov, S.V. Kotov**

*Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

Nuclear reactors based on fission of heavy nuclei were created a decade after the discovery of uranium fission by neutrons. Attempts to create reactors based on synthesis of light nuclei have been continuing for more than seven decades. The main direction of their implementation repeats natural technologies - implementation of reactions under the influence of high (stellar) temperatures. This direction has faced a lot of problems, and in the modern sense requires huge investments for its implementation. There are developments based on the use of accelerator technology. In this paper, there is an assessment of feasibility to create synthesis reactors using colliding ion beams of the D-D, D-T, D-<sup>3</sup>He reactions. The technical solutions applicable for their implementation are shown, advantages of such reactors over thermonuclear reactors, possibility of producing fuel for them and the problems that arise.

УДК 629.038

## ПРИМЕНЕНИЕ РОТОРНО-ЛЕПЕСТКОВЫХ ДВИГАТЕЛЕЙ В АВИАЦИИ

Котов В.М.

*Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

Переход авиации на турбореактивные двигатели, активно начавшийся в сороковые годы 20-го столетия, позволил существенно повысить скорости полетов, за счет устранения проблем, связанных с особенностями работы пропеллера на больших скоростях. Долгие годы полеты с турбореактивными двигателями на относительно малых скоростях (до 500–700 км/час) были менее экономичными, чем на поршневых пропеллерных самолетах. Развитие технологии авиационных турбин во многом устранило недостатки в области экономичности. Однако, сами двигатели стали сложнее, дороже, а темпы повышения экономичности в последние годы невелики. Повышаются общие расходы топлива в связи с ростом объемов перевозок. Многие проблемы в данном направлении могут быть решены при использовании экономичных роторно-лепестковых двигателей внутреннего сгорания. Показаны возможные технические решения развития данного направления.

### ВВЕДЕНИЕ

Роторно-лепестковые двигатели являются машинами объемного действия, как и поршневые. На рисунке 1 показана схема такого двигателя. Его отличием от поршневого, помимо конструктивных, является малые потери механической энергии [1]. Это позволяет поднять КПД до уровня ~46,5% при степенях сжатия и расширения 8–10, характерных для поршневых двигателей.

Особенностями роторно-лепесткового двигателя является проведение процессов сжатия топливной смеси и расширения продуктов сгорания в различных камерах, проведение рабочих процессов цикла за один оборот вала двигателя. Конструкция роторно-лепесткового двигателя обеспечивает хорошие условия герметизации между полостями впуска и сжатия камеры сжатия, и полостей расширения и выпуска камеры расширения.

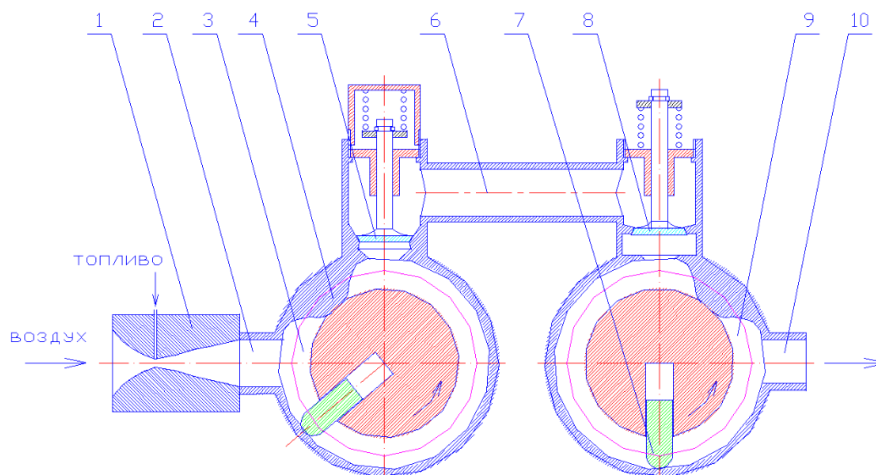
В работе [2] рассмотрен вариант роторно-лепесткового двигателя с увеличенной степенью расширения продуктов горения, аналогично по действию из-

вестным решениям [3, 4]. Малые потери механической энергии позволяют с успехом реализовать такой цикл (в отличие от поршневых машин). При давлении выхлопных газов близком к атмосферному становится возможным получить КПД на уровне до 60%.

Такие характеристики роторно-лепесткового двигателя позволяют рассчитывать на их успешное применение в различных областях техники, в том числе в авиации.

### ОПТИМИЗАЦИЯ РЛД ДЛЯ ВЫСОТНЫХ ПОЛЕТОВ

Характеристики роторно-лепестковых двигателей для различных условий расширения продуктов горения представлены в таблице 1. Следует отметить, что только в вариантах со степенью расширения близкой к степени сжатия на уровне 8–11, представленном в таблице 1, обеспечивается компактность самого двигателя и технологичность тракта впуска смеси в расширительную камеру.



1 – карбюратор, 2 – входной патрубок, 3 – входная полость камеры сжатия, 4 – горка, 5 – клапан камеры сжатия, 6 – канал перепуска топливной смеси, 7 – лепесток, 8 – клапан камеры расширения, 9 – полость выпуска камеры расширения, 10 – патрубок выхлопа продуктов горения

*Рисунок 1. Схема роторно-лепесткового двигателя*

Таблица 1. Характеристики роторно-лепестковых двигателей в различных условиях работы

№	Параметр	Значение			
1	Степень сжатия	8,0			
2	T максимум, К	3057			
3	Высота полета, км	0,0	4,5	10,0	
4	Степень расширения	11,0	25	40,0	70,0
5	Мощность, о.е.	1,00	1,23	1,34	1,45
6	T выхода, К	1321	991	841	691
7	P выхода, ата	3,2	1,05	0,56	0,26
8	КПД, %	48,7	60	65,1	69,9

При больших степенях расширения угол открытия клапана становится очень малым. Угол открытия клапана впуска смеси в рабочую камеру (камеру расширения)  $\varphi$  рассчитывается по формуле  $\varphi = (360 - \varphi_r) / \varepsilon$ , где  $\varphi_r$  – угол, занимаемый горкой,  $\varepsilon$  – степень расширения продуктов сгорания топлива. Так, для степени расширения 70 и угле горки 90 градусов он равен 3,86 градуса, что отрицательно влияет, в первую очередь, на допустимую скорость вращения вала двигателя, и как следствие – его мощность, материалоемкость, усложнение конструкции клапанного механизма.

В работе [2] рассмотрен вариант повышения КПД роторно-лепесткового двигателя за счет использования тепловой энергии выхлопных газов дополнительным двигателем, работающим как двигатель с внешним подводом тепловой энергии. Однако, такая схема обладает серьезным недостатком, особенно для авиационного варианта – она требует использования теплообменника, габариты и масса которого будут достаточно большими.

Устранение этих недостатков может быть основано на использовании схемы гибридного двигателя, включающего роторно-лепестковый двигатель, работающий со степенью расширения несколько большей степени сжатия, и турбину, обеспечивающую на своем выходе равенство давления выхлопных газов давлению внешней атмосферы. Увеличение степени расширения над степенью сжатия обеспечивает снижение температуры выхлопных газов. Такое решение обеспечит компактность роторно-лепесткового двигателя и надежность работы турбины.

Особенностью работы турбин является снижение КПД за счет потерь при обмене энергией между газовым потоком и лопатками в турбине. Меньшая мощность турбины против роторно-лепесткового двигателя обеспечивает небольшое падение общего КПД гибридного двигателя.

Значения мощностей и КПД гибридного двигателя для степени расширения в роторно-лепестковом двигателе равной 11 и конечных степенях расширения за турбиной представлены в таблице 2. Потери энергии при ее передаче от газа к лопаткам турбины во всех случаях приняты равными 8% от энергии выхлопных газов роторно-лепесткового двигателя.

Таблица 2. Характеристики гибридного двигателя

№	Параметр	Значение			
		11,0	25	40,0	70,0
1	Степень расширения общая	11,0	25	40,0	70,0
2	Степень расширения в турбине	1,0	2,27	3,64	6,36
3	Мощность РЛД, о.е.	1,00			
4	Мощность турбины, о.е.	0	0,212	0,313	0,414
5	КПД, %	48,7	59	64	68,6
6	T выхлопа РЛД, К/°С	1321/1048			
6	T выхлопа всего двигателя, К/°С	1320/1047	991/718	840/567	691/418

Во всех случаях температура выхлопных газов на входе в турбину близка к 1000 °С, что обеспечивает хорошие условия ее работоспособности при использовании сравнительно дешевых материалов за счет выбранного соотношения степеней сжатия и расширения в роторно-лепестковом двигателе. Давление воздуха на входе роторно-лепесткового двигателя принято равным 1,0 ата на всех высотах полета за счет скоростного напора набегающего потока [5].

#### ВАРИАНТЫ ПРИМЕНЕНИЯ

##### Пропеллерные движители

Первым вариантом можно рассмотреть по аналогии с ДВС использование пропеллера как нагрузки гибридного роторно-лепесткового двигателя с турбиной и движителя самолета. В этом случае для малых высот полета, считая КПД в прототипных поршневых и турбовинтовых двигателях равным 35%, расход топлива в предлагаемом варианте будет меньшим в 1,4 раза меньшим. При полетах на больших высотах (10 км) расход топлива будет меньше прототипного в 1,96 раза. При полете на заданное расстояние расход будет меньшим более, чем в 2 раза за счет снижения массы топлива в самолете. Так, для самолета ИЛ-114 при полете на дальность 1000 км число пассажиров может быть увеличено с 64 до ~80. Соответственно, затраты топлива на одно место уменьшатся в ~2,5 раза.

##### Привод компрессора в турбореактивных двигателях

Становится эффективным использование гибридного роторно-лепесткового двигателя с турбиной в качестве привода компрессора турбореактивного двигателя. Привод компрессора таких двигателей от поршневых ДВС исследовался в сороковых годах 20 века. Большая масса поршневых ДВС и их небольшой КПД заставили отказаться от такой схемы.

Рассмотрим особенности работы турбореактивного двигателя и его модификации с приводом компрессора от вспомогательного двигателя. На рисунке 2 приведены характеристики такого двигателя. Линия АВ соответствует сжатию воздуха компрессором. Линия ВС – изобарическому горению топливной смеси. Линия ВС+CD представляет работу турбины двигателя, величина которой равна работе компрессора. Линия DE показывает работу, идущую на создание тяги двигателя.

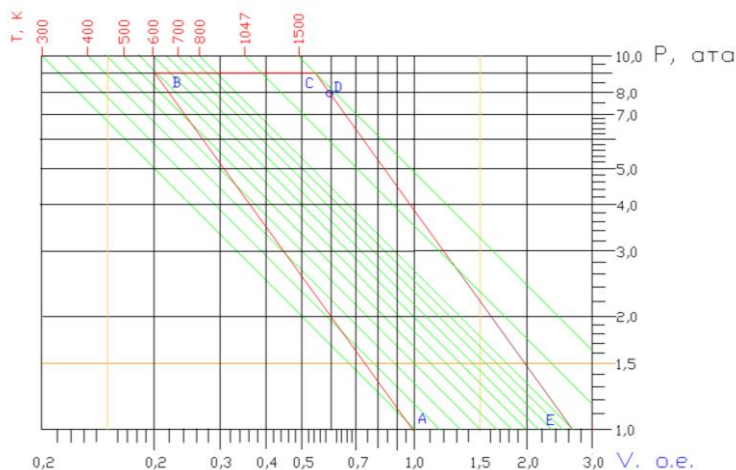


Рисунок 2. Диаграммы работы вариантов турбореактивного двигателя

Использование двойного логарифмического масштаба на данном рисунке позволяет представить температурные режимы каждого процесса. Приведенные на рисунке 2 характеристики соответствуют работе достаточно экономичного турбореактивного двигателя. Его параметры в расчете на один грамм воздуха: мощность компрессора 195 Вт, мощность газов, создающих тягу, 470 Вт, мощность сгорания топлива 966 Вт. КПД двигателя – 48%.

Положительный эффект использования гибридного роторно-лепесткового двигателя с турбиной для привода компрессора обусловлен тремя факторами:

- большим КПД гибридного двигателя;
- большей эффективностью реактивного двигателя при повышении давления и температуры в его камере;
- устранением наиболее дорогостоящих элементов турбореактивного двигателя – турбины со сложной схемой охлаждения, использованием высокотемпературных материалов.

При использовании гибридного двигателя при том же расходе воздуха расход топлива увеличится на величину, обеспечивающую мощность компрессора. Мощность сгорания топлива составит 1243 Вт. Мощность газов, создающих тягу, 777 Вт (линии ВС+СЕ). КПД двигателя составит 62,5%, что на 28% больше прототипного решения. Данный расчет является консервативным, т.к. не учитывает повышение эффективности реактивного двигателя при повышении давления и температуры в его камере.

**Привод компрессора «второго контура»**

Современные экономичные турбореактивные двигатели являются двухконтурными. В них существенная часть мощности развиваемой турбиной направляется на работу компрессора (вентилятора) второго контура. В определенных пределах, чем выше степень двухконтурности, тем выше экономичность такого двигателя.

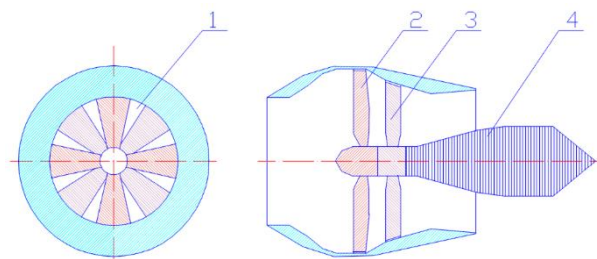
По существу, компрессор второго контура является модифицированным пропеллером, работающем в

воздушном потоке имеющим скорость меньшую скорости набегающего на диффузор потока воздуха. Это обеспечивает высокий КПД компрессора второго контура в сравнении с пропеллером, работающим в «открытом» воздухе на высокой скорости полета (более 700 км/час, как минимум до скорости звука).

Роторно-лепестковый двигатель позволяет существенно упростить схему двухконтурного двигателя при замене компрессора и турбины турбореактивного двигателя на гибридный двигатель, передающий свою энергию компрессору «второго» контура. «Вторым» контуром в этой схеме будет тракт за диффузором, обеспечивающий снижение скорости набегающего потока воздуха до заданной величины. Правильнее было бы назвать такую схему двигателем с трансформатором воздушного потока.

Помимо возможности увеличения КПД такого двигателя (рисунок 3) в нем обеспечивается упрощение конструкции за счет использования меньшего числа лопастей вентилятора, работающего в более просторном контуре, в ряде случаев и снижение потерь на трение в контуре трансформатора.

Следует отметить, что диаметр пропеллеров в предлагаемом варианте будут меньше их диаметров в варианте размещения в открытом воздушном потоке за счет увеличения плотности воздуха.



1 – диффузор, 2 – вентилятор правого вращения, 3 – вентилятор левого вращения, 4 – гибридный роторно-лепестковый с турбиной

Рисунок 3. Двигатель с трансформатором потока и приводом от гибридного

### ОЧЕРЕДНОСТЬ РАБОТ

Внедрение роторно-лепесткового двигателя и гибридного варианта с его использованием потребует проведения достаточно большого объема расчетных, конструкторских и экспериментальных работ, направленных на оптимизацию характеристик различных вариантов.

Наиболее ответственное направление этих работ связано с конструкцией самого роторно-лепесткового двигателя и его стыковкой с турбиной, обеспечивающих надежную работу в диапазоне высот от приземных до 10–12 км.

В настоящее время проработан вариант роторно-лепесткового двигателя с золотниковым распределителем сжатой топливной смеси в канал перепуска и из канала перепуска в рабочую камеру (сгорания и расширения). Такая конструкция имеет меньшие габариты против клапанного варианта, меньшую материалоемкость и большую надежность работы.

Работы над конструкцией роторно-лепесткового двигателя с золотниковым распределителем должны быть выполнены в первую очередь.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Инновационный роторно-лепестковый двигатель внутреннего сгорания обеспечивает достижение высокого коэффициента полезного действия за счет присущих ему малых потерь на трение в конструкции объемного действия.

При расширении продуктов сгорания до атмосферного давления на высотах полета свыше 10 км достижимо получение коэффициента полезного дей-

ствия до 70%. В таких условиях рационально использовать роторно-лепестковый двигатель в сочетании с турбиной на его выходе, что обеспечивает оптимизацию условий работы исходного двигателя при сравнительно малой температуре на входе в турбину.

Такой гибридный двигатель наиболее просто связывается с пропеллерным движителем. Высокий коэффициент полезного действия такой системы позволяет снизить расход топлива на единицу мощности в 1,95 раза. С учетом возможного снижения массы топлива расход топлива в расчете на единицу массы полезной нагрузки снижается более, чем в 2 раза.

Возможна модификация турбореактивного двигателя в которой привод компрессора обеспечивается гибридным роторно-лепестковым двигателем в сочетании с турбиной на его выходе. Оценочные расчеты показывают возможность снижения расхода топлива на единицу тяги на 28%. В такой конструкции отсутствуют сложности, обусловленные работой лопаток турбины в газовом потоке с высокой температурой, за счет отсутствия самих турбин. Уменьшается стоимость двигателя.

Возможна модификация двигателя на основе использования гибридного двигателя для привода вентилятора, установленного в трансформатор воздушного потока, обеспечивающего местное снижение скорости потока по сравнению со скоростью набегающего на сопло потока. Такая схема обеспечивает экономические характеристики пропеллерного варианта при возможности увеличения скорости полета, как минимум, до звуковой.

### ЛИТЕРАТУРА

1. В.М. Котов. Роторно-лепестковый двигатель. // Патент Республики Казахстан № 31698 от 15 декабря 2016 г.
2. В.М. Котов. Роторно-лепестковые тепловые машины. // Москва. Academy, №3 (18), 2017 г.
3. Patent No 367496, dated August 2, 1887. United States Patent Office, James Atkinson, of Hampstead, County of Middlesex, England.
4. Patent No 2670595, dated Mar. 2, 1954. United States Patent Office, Ralph Miller, Milwaukee.
5. В.М. Акимов, В.И. Бакулев, С.М. Шляхтенко и другие. Теория и расчёт воздушно-реактивных двигателей. // Учебник для вузов. 2-е издание. М.: Машиностроение, 1987.

## РОТОРЛЫ-ЖАПЫРАҚТЫ ҚОЗҒАЛТҚЫШТАРДЫ АВИАЦИЯДА ҚОЛДАНУ

В.М. Котов

*ҚР ҰҰО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан*

Авиацияның 20-шы ғасырдың қыркыншы жылдары белсенді басталған турбореактивті қозғалтқыштарға ауысуы, үлкен жылдамдықтарда пропеллер жұмысының ерекшеліктерімен байланысты мәселелерді жою арқылы ұшу жылдамдықтарын едәуір арттыруға мүмкіндік берді. Аз жылдамдықтағы турбореактивтілік қозғалтқыштармен ұшу, ұзақ жылдар бойы піспекті пропеллерлік ұшақтарға қарағанда азүнемді (500 ден 700 км/сағ) болды. Авиациялық турбиналар технологиясын дамыту көп жағдайда үнемділік саласында ақауларды жойды. Бірақ, қозғалтқыштардың өзі күрделі және қымбат болды, ал соңғы жылдары үнемділігін арттыру екіпіндері үлкен емес. Тасымалдаудың мөлшерінің өсуіне байланысты отынның жалпы шығындары артады. Осы бағыттағы көп мәселелер үнемді роторлы-жапырақты іштей жану қозғалтқыштарын пайдалану кезінде шешілуі мүмкін болады. Осы бағытты дамыту мүмкін болатын техникалық шешімдері көрсетілді.

**USE OF ROTARY-PETAL ENGINES IN AVIATION**

**V.M. Kotov**

*Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

Transition of aviation to turbojet engines, which started actively in the forties of the 20th century, enabled significantly increasing flight speeds due to eliminating problems associated with peculiarities of propeller operation at high speeds. For many years, flights with turbojet engines at relatively low speeds (up to 500–700 km/h) were less cost-effective than on piston propeller airplanes. Development of aviation turbine technology has largely eliminated disadvantages of cost-effectiveness. However, engines themselves have become more complicated, more expensive, but in recent years, the rate of increase in efficiency has been slow. The total fuel consumption increases due to the increase in traffic volume. Many problems in this area can be solved by using cost-efficient rotary-petal engines of internal combustion. Possible technical solutions for development of this area are shown.

UDC 538.9

**THERMAL RESISTANT COATING OBTAINED FROM ZIRCONIUM AND ALUMINUM OXIDES BY DETONATION METHOD**<sup>1)</sup> N. Kantay, <sup>2)</sup> B. Rakhadilov, <sup>1)</sup> S.V. Plotnikov, <sup>3)</sup> M. Pashkovsky, <sup>2)</sup> M. Abilev<sup>1)</sup> D. Serikbayev *East Kazakhstan state technical university, Ust-Kamenogorsk, Kazakhstan*<sup>2)</sup> S. Amanzholov *East Kazakhstan state university, Ust-Kamenogorsk, Kazakhstan*<sup>3)</sup> *Wroclaw polytechnic university, Wroclaw, Poland*

The aim of this work was to study coatings deposited by the detonation method on the surface of stainless steel 12X18H10T. CCDS detonation complex, Xpert Pro X-ray analysis ( $U = 40$  kV,  $I = 30$  mA CuK $\alpha$ ), Phenom ProX scanning electron microscope (SEM) and DuraScan-20 microstructure detection methods were used. The surface of the steel was covered by Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> and ZrO<sub>2</sub> powders in 500 and 1100  $\mu$ m thick. The thickness of the coating was measured and the elemental analysis was performed. Based on literary reviews and research, it was found that the covering of the metal with different coatings increases the physico-mechanical and tribological properties.

**INTRODUCTION**

For reinforcing products and improving the physico-mechanical properties of metals and alloys, protective coatings with high physico-mechanical and chemical parameters are used: hardness, resistance to aggressive environment and wear, low thermal and electrical conductivity, and so on. This can substantially increase the resource and reliability of the structural components. The CCDS detonation complex equipped with high-speed valves enables gas supply (oxidizer, fuel, cleansing gas) and accurate and constant dosing and acceleration of particles of impact powders. Currently, the surface of the working blades of gas turbine engines (GTE) is exposed to corrosion by high temperatures due to aggressive external environment, intense heat and mechanical stress [1–4]. At the same time, the need to increase the efficiency of different types of GTE requires the increase of temperature of the nickel-based heat-resistant alloys, limited to the melting temperature. The most effective means of protecting the working blades of GTE is heat-resistant coatings, as their application can significantly reduce the operating temperature of the mill (100 °C or more) or increase the working gas temperature before turbine [5]. In recent years, new materials for ceramic coating (CC), capable of replacing ZrO<sub>2</sub>-8% Y<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (YSZ) system, are under consideration. It should be noted that in order to achieve the best performance of the TRC system it is necessary to look for new components for heat-resistant coatings [6, 7]. Therefore, the aim of this study was to obtain heat-resistant coating based on zirconium and aluminum oxides by the detonation method.

**EXPERIMENTAL**

12X18H10T stainless steel was used as a research material, and the surface was covered by a detonation method. The main element of 12X18H10T alloy is iron (Fe). In addition, it contains Cr – 17–19%, Ni – 9–11%, Ti – 0.8%, Si – less than 0.8%, S – less than 0.02%, Mn – less than 2%, Cu – 0.03%, P – 0.035% and C – less than 0.12%. Stainless steel is widely used in cryogenic technology (up to –269 °C) and for steam, heat exchangers,

high pressure pipes and steam boilers up to + 600 °C. CCDS detonation complex, Xpert Pro X-ray analysis ( $U = 40$  kV,  $I = 30$  mA CuK $\alpha$ ), Phenom ProX scanning electron microscope (SEM) and DuraScan-20 were used to determine the structure and microhardness of the studied material.

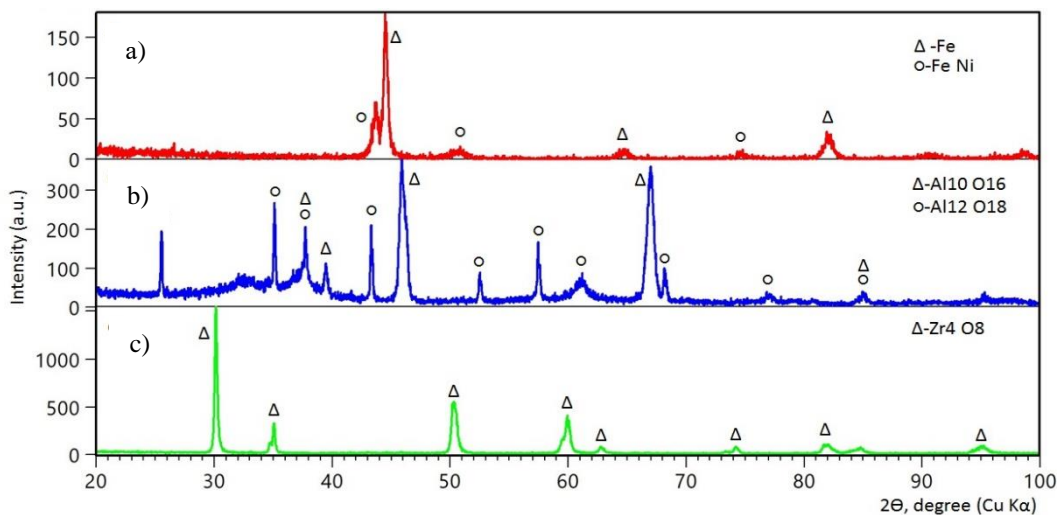
Figure 1, a shows that 12X18N10T stainless steel consists of  $\gamma$ -Fe and (FeNi) tetragonal lattice, and coatings of Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (500  $\mu$ m) and ZrO<sub>2</sub> (500  $\mu$ m) form hexagonal and tetragonal lattice (Figure 1, b, c).

YSZ coating has a number of properties, under the influence of which is currently the best heat-resistant ceramic coating. Also, YSZ coating has a relatively high temperature coefficient of linear expansion ( $11 \cdot 10^{-6} \text{ K}^{-1}$ ), as the result of the thermal expansion of the ceramic coating and metal rod, which helps to reduce surface tension. In order to avoid damaging ceramics causing an increase in the thermal conductivity coefficient, the maximum operating temperature of the surface of the coating should not exceed 1200 °C for a long time [8]. To achieve heat protection, ceramic layer of ~150  $\mu$ m should be applied at 100 °C, resulting in the increased weight characteristics of the turboprop engine (TPE) working blades (~1 kg per square meter). With the help of TRC it is possible to reduce the mass of the blades and increase the gas-air passage of the engine along the turbine section. This can only be achieved by reducing the thickness of the surface layer and reducing the thermal conductivity of the ceramic layer [9, 10].

Selected Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> and ZrO<sub>2</sub> powders were coated by the detonation method onto the surface of 12X18H10T steel, with a thickness of 500  $\mu$ m and 1100  $\mu$ m of powder (Figure 2). In addition, the elemental analysis of the main metal and the coating has been made in the lateral structure. From figure 2, the metal and coatings can be traced to one another and the homogeneity of the coating structure can be observed, and there is a small number of cavities. 12X18H10T + Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (500  $\mu$ m) and 12X18H10T + ZrO<sub>2</sub> (500  $\mu$ m) samples were heated in SUOL-0,4,4-12 oven at 900 °C, 1000 °C and 1100 °C (1 hour) in vacuum.

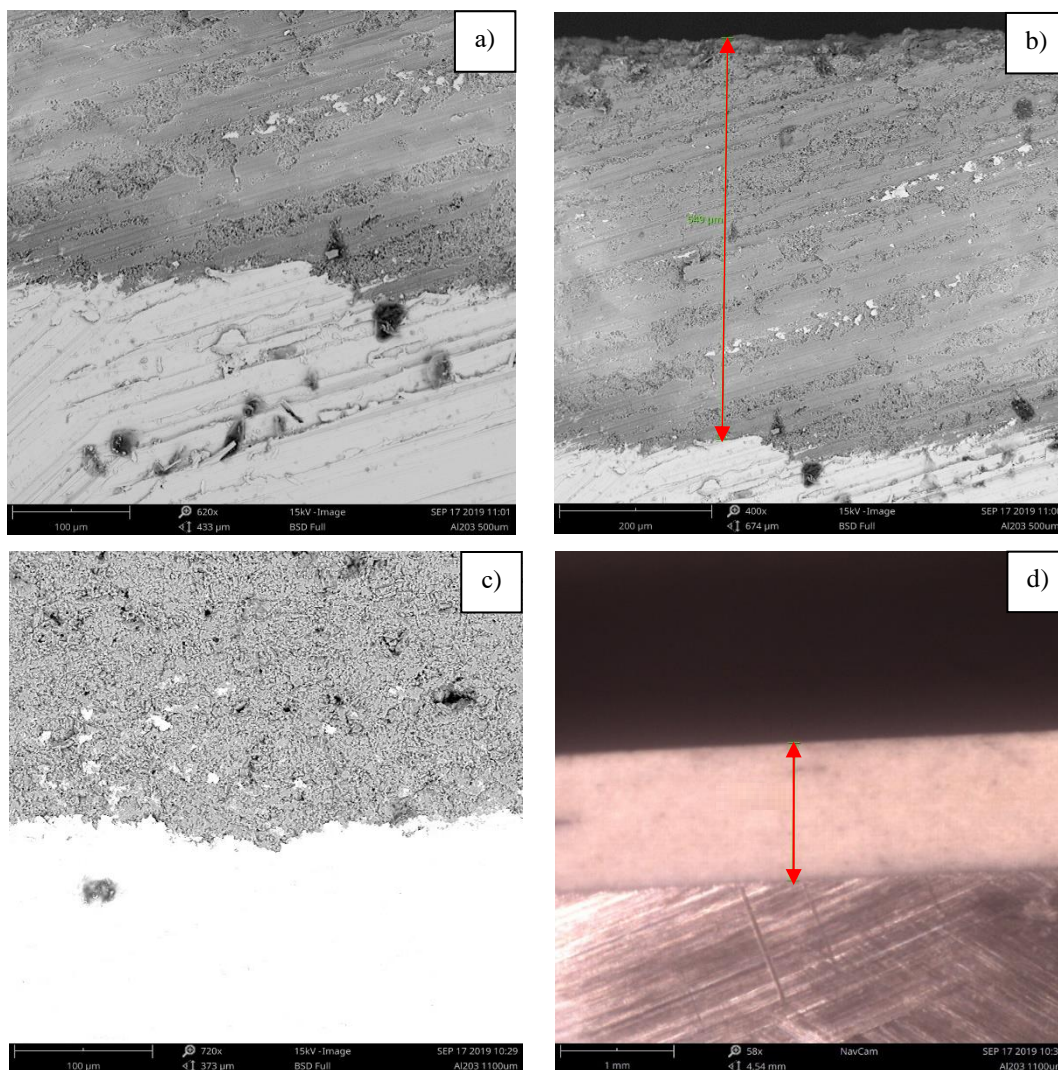


**THERMAL RESISTANT COATING OBTAINED FROM ZIRCONIUM AND ALUMINUM OXIDES  
BY DETONATION METHOD**



(a) – 12X18H10T steel; (b) – Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (500 μm) coating; (c) – ZrO<sub>2</sub> (500 μm) coating

*Figure 1 – X-ray-phase analysis results*



(a), (b) – Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (500 μm); (c) – Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> (1100 μm); (d) – cross section of coating

*Figure 2 – Microstructure of the studied coating based on Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>*

**THERMAL RESISTANT COATING OBTAINED FROM ZIRCONIUM AND ALUMINUM OXIDES  
BY DETONATION METHOD**

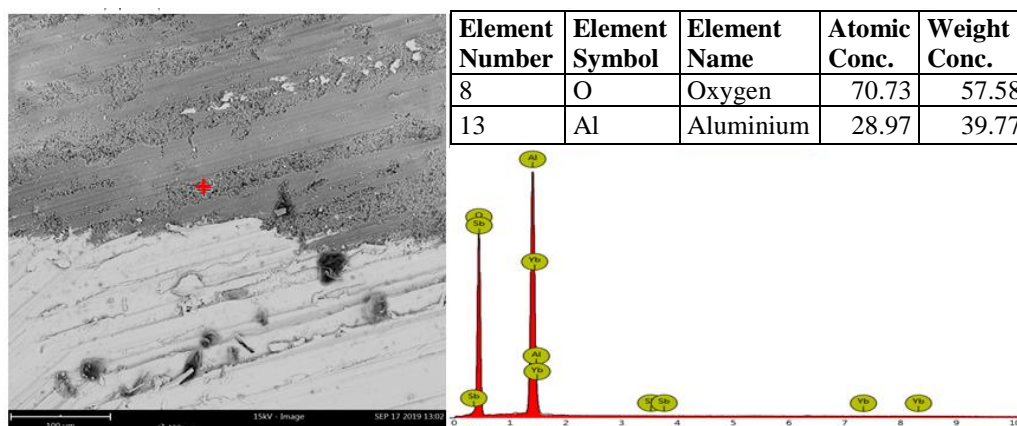
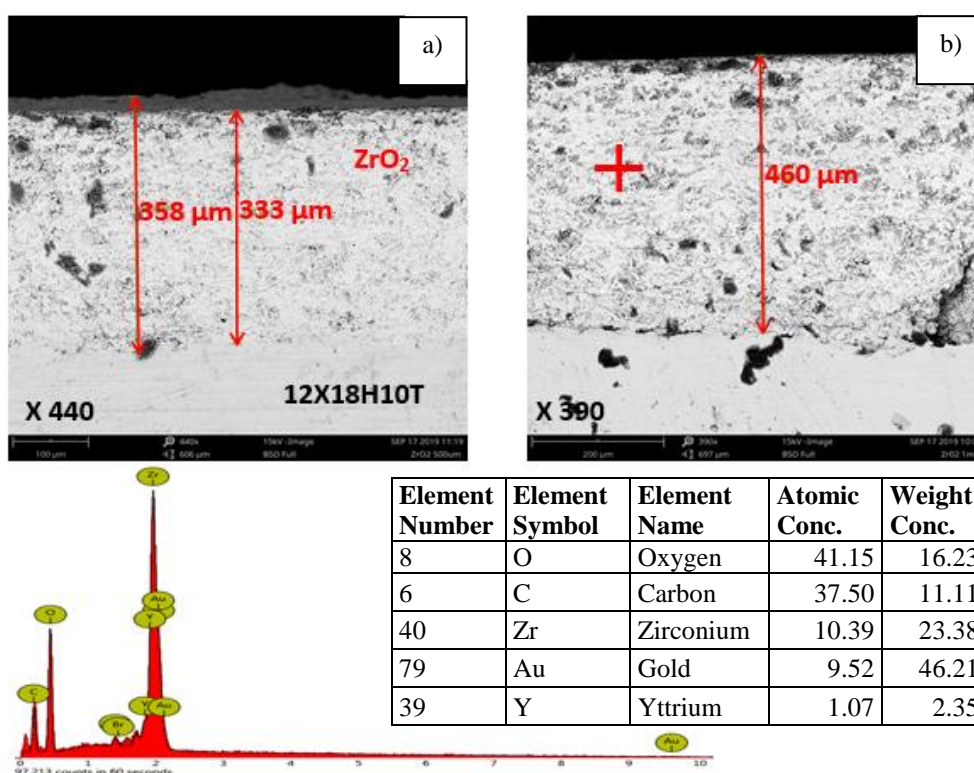


Figure 3 – The results of element analysis of coating



(a) – ZrO<sub>2</sub> (500 μm); (b) – ZrO<sub>2</sub> (1 mm)

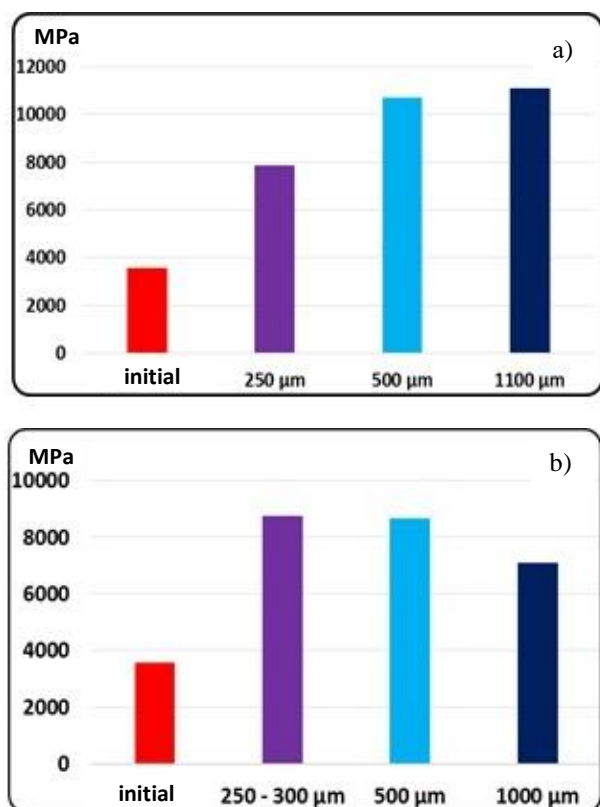
Figure 4 – Microstructure and elemental analysis of the sample

The sample was cooled for 30 minutes in a vacuum, the main metal and coating was divided into two parts, because of the fact that the thermal expansion coefficient of coating with steel is different.

Figure 4 shows that 12X18H10T surfaces were coated with ZrO<sub>2</sub> powder for up to 500 μm and 1 mm thick. Cross section electron microscopy of the sample revealed the boundary of contact with the main metal surface, the thickness was measured from the slab coating and elemental analysis was performed from the burned part (Figure 3).

Figure 5, a shows that the initial microhardness of 12X18H10T steel was 3580 MPa. After coating with Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> powder it was 7860 MPa, at 500 μm – 10700 MPa and at 11080 MPa – 1100 μm, i.e. 3 times more than the initial steel. As the thickness of the coating increases, it increases with microhardness. In Figure 5, b it seems like coating with ZrO<sub>2</sub> powder increases the microhardness up to 8750 MPa at 250 μm, up to 8650 MPa at 500 μm, and up to 7100 MPa at 1000 μm, i.e. 2 times more than the original state of steel. Here, as the thickness of the coating increases, the microhardness decreases slightly.

**THERMAL RESISTANT COATING OBTAINED FROM ZIRCONIUM AND ALUMINUM OXIDES  
BY DETONATION METHOD**



(a) – 12X18H10T+Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>; (b) – 12X18H10T+ZrO<sub>2</sub>

Figure 5 – Changes in the microhardness of the coating

By comparing the two types of coatings, it can be noted that the microhardness does not change significantly depending on the thickness of ZrO<sub>2</sub> powder coating because ZrO<sub>2</sub> belongs to the rare metal type, and it can be used for alloying or as a coating to achieve the highest quality.

**CONCLUSION**

Finally, using the detonation method, the coating of 12X18H10T steel surfaces with Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> and ZrO<sub>2</sub> significantly increased the mechanical properties, while coating thickness increased from 250 to 1100 μm for Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> coating increased by 3 times accordingly. When the coating thickness of ZrO<sub>2</sub> coating is increased from 250 to 1000 μm, the microhardness did not change significantly due to the thickness of the coating layer, the reason is that the rare metal powder has a positive effect on the microhardness. Therefore, based on these results, it is assumed that two of the above powders will be mixed together in a different layered coating.

**REFERENCES**

1. Budinovsky S.A., Muboyadzhyan S.A., Gayamov A.M. The current state and main trends in the development of high-temperature heat-proof coatings for rotor blades of aircraft turbine engines // Aviation industry. 2008. No. 4. P. 33–37.
2. Kuznetsov V.P., Lesnikov V.P., Konakova I.P. et al. The structure and phase composition of the VZhM4 single-crystal alloy with a gas-circulation protective coating // MiTOM. 2011. No. 3. P. 28–32.
3. Kosmin A.A., Budinovsky S.A., Muboyadzhyan S.A., Bulavintseva E.E. Heat-resistant coating for a new promising intermetallic alloy VIN3 // Welding production. 2013. No. 6. P. 35–37.
4. Budinovsky S.A., Kablov E.N., Muboyadzhyan S.A. The use of an analytical model for determining elastic stresses in a multilayer system in solving problems of creating high-temperature heat-resistant coatings for rotor blades of aircraft turbines // N.E. Bauman MSTU bulletin. Ser. “Engineering”. 2011. No. SP2. P. 26–37.
5. Kablov E.N., Ospennikova O.G., Bazyleva O.A. Materials for high-heat-loaded parts of gas turbine engines // N.E. Bauman MSTU bulletin. Ser. “Engineering”. 2011. No. 2. P. 13–19.
6. Budinovsky S.A. The use of an analytical model for determining elastic mechanical and thermal stresses in a multilayer system in solving problems of creating heat-resistant aluminide coatings // Hardening technologies and coatings. 2013. No. 3. P. 3–11
7. Gayamov A.M., Budinovsky S.A., Muboyadzhyan S.A., Kosmin A.A. The choice of heat-resistant coating for heat-resistant nickel rhenium-ruthenium-containing alloy of VZHM4 brand // Transactions of VIAM. 2014. No1. Art. 01 (viam-works.ru).
8. Muboyadzhyan S.A., Budinovsky S.A., Gayamov A.M., Matveev P.V. High-temperature heat-resistant coatings and heat-resistant layers for heat-protective coatings // Aviation materials and technologies. 2013. No 1. P. 17–20.
9. Chubarov D.A., Budinovsky S.A. The choice of ceramic material for heat-resistant coatings of aircraft turbine blades for operating temperatures up to 1400 °C // Electronic scientific journal “VIAM WORKS”. 2015.
10. Chubarov D.A., Matveev P.V. New ceramic materials for heat-protective coatings of GTE rotor blades // Aviation materials and technologies. 2013. No. 4. P. 43–46.

---

**ДЕТОНАЦИЯЛЫҚ ӘДІСПЕН ЦИРКОНИЙ ОКСИДІ ЖӘНЕ АЛЮМИНИЙ ОКСИДІ  
НЕГІЗІНДЕ ЖЫЛУДАН ҚОРҒАҒЫШ ЖАБЫН АЛУ**

<sup>1)</sup> Н. Кантай, <sup>2)</sup> Б. Рахадиллов, <sup>1)</sup> С.В. Плотников, <sup>3)</sup> М. Пашковский, <sup>2)</sup> М. Абилов

<sup>1)</sup> Д. Серікбаев атындағы Шығыс Қазақстан мемлекеттік техникалық университеті, Өскемен, Қазақстан

<sup>2)</sup> С. Аманжолов атындағы Шығыс Қазақстан мемлекеттік университеті, Өскемен, Қазақстан

<sup>3)</sup> Вроцлав политехникалық университеті, Вроцлав, Польша

Бұл мақалада осындай материалдардың бірі ретінде 12X18H10T тотбаспайтын болаты таңдалып және оның бетіне детонациялық әдіспен жағылған жабынды зерттеу негізгі мақсат етілді. CCDS детонациялық жабындау кешені, Xpert PRO рентген-фазалық талдау ( $U = 40 \text{ kv}$ ,  $I = 30 \text{ mA CuK}\alpha$ ), Phenom ProX сканерлеуші электрондық микроскобы (SEM) және DuraScan-20 микроқаттылығы анықтау әдістері қолданылды. Болаттың бетіне детонациялық әдіспен,  $500 \text{ }\mu\text{m}$  және  $1100 \text{ }\mu\text{m}$  қалыңдықта  $\text{Al}_2\text{O}_3$  және  $\text{ZrO}_2$  жабыны алынды. Жабынның қалыңдығы өлшеніп, элементтік талдау жүргізілді. Әдеби шолулар мен зерттеулер негізінде металдың түрлі жабындармен қапталуы физико-механикалық және трибологиялық қасиеттерін арттыратыны анықталды.

**ПОЛУЧЕНИЕ ТЕПЛОЗАЩИТНОГО ПОКРЫТИЯ НА ОСНОВЕ ОКСИДА ЦИРКОНИЯ  
И ОКСИДА АЛЮМИНИЯ ДЕТОНАЦИОННЫМ МЕТОДОМ**

<sup>1)</sup> Кантай Н., <sup>2)</sup> Рахадиллов Б., <sup>1)</sup> Плотников С.В., <sup>3)</sup> Пашковский М., <sup>2)</sup> Абилов М.

<sup>1)</sup> Восточно-Казахстанский государственный технический университет им. Д. Серикбаева,  
Усть-Каменогорск, Казахстан

<sup>2)</sup> Восточно-Казахстанский государственный университет им. С. Аманжолова,  
Усть-Каменогорск, Казахстан

<sup>3)</sup> Вроцлавский политехнический университет, Вроцлав, Польша

Целью данной работы являлось исследование покрытий, нанесенных детонационным методом на поверхность нержавеющей стали 12X18H10T. Для нанесения детонационных покрытий использовался комплекс CCDS, а для определения структуры и микротвердости покрытия – установка рентгеноструктурного анализа Xpert PRO ( $U = 40 \text{ kV}$ ,  $I = 30 \text{ mA CuK}\alpha$ ), сканирующий электронный микроскоп (SEM) Phenom ProX и микротвердомер DuraScan-20. На поверхности стали детонационным методом было получено покрытие  $\text{Al}_2\text{O}_3$  и  $\text{ZrO}_2$ , толщиной  $500 \text{ мкм}$  и  $1100 \text{ мкм}$ . Измерялась толщина покрытия и проводился элементный анализ. На основании литературных обзоров и исследований было установлено, что нанесение различных покрытий на металлы повышает их физико-механические и трибологические свойства.

УДК 658.562.3: 621.791.05

## ОЦЕНКА КАЧЕСТВА МОНТАЖА СИСТЕМЫ ОХЛАЖДЕНИЯ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М

Акболатов Е.Ж., Коровиков А.Г., Ермолаев А.А.

*Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

В работе представлены результаты анализа сварных соединений трубопровода системы охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М. Определено, что в системе охлаждения отсутствуют дефекты, оказывающие наибольшее влияние на качество сварных соединений (трещины, несплавления в корне швов). Приведена технология сварки трубопровода.

### ВВЕДЕНИЕ

Необходимость контроля сварных швов при проведении строительно-монтажных работ системы охлаждения теплоносителя исследовательского реактора ИВГ.1М обусловлена высокими международными и государственными требованиями по безопасной эксплуатации ядерных реакторов.

Применение одного метода неразрушающего контроля не дает полной картины качества выполненных сварочных работ. Поэтому возникла необходимость применения комплексных методов контроля.

Данная работа сфокусирована на контроле качества при сварке и анализе отклонений. В ходе работы произведен контроль 100% (356 шт.) сварных соединений, получена полная картина качества.

Выполненная работа это один из шагов по созданию системы охлаждения теплоносителя исследовательского реактора ИВГ.1М в межпусковой период, вводу его в эксплуатацию и последующей безопасной эксплуатации реактора.

### КРАТКИЕ СВЕДЕНИЯ О СИСТЕМЕ ОХЛАЖДЕНИЯ

Система охлаждения теплоносителя исследовательского реактора ИВГ.1М (СОТР) предназначена для принудительного охлаждения теплоносителя в межпусковой период с целью сокращения времени выполнения серии последовательных пусков реактора.

Рабочий проект СОТР был разработан в 2017 году в рамках программы конверсии исследовательских реакторов НЯЦ РК при поддержке Аргоннской национальной лаборатории США. Применение СОТР позволяет сократить межпусковой интервал с 732 до 96 часов [1].

Монтажные работы были начаты в августе 2018 года и закончены в июле 2019 года. Во время рабочих пусков реактора ИВГ.1М СОТР отключена запорной

арматурой от основного контура системы охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М и не оказывает на нее влияния.

СОТР состоит из двух рабочих контуров и оборудования заполнения (опорожнения) системы хладагентом. Первый контур (рисунок 1) предназначен для принудительного охлаждения теплоносителя реактора в межпусковой период и состоит из: рекуперативного теплообменника 600ТНГ-1,6-М8/20-Г4-1 и магистрального трубопровода с запорно-регулирующей арматурой. Второй контур в состав которого входят: насосная станция WIL0, группа градирен и магистральный трубопровод с запорно-регулирующей арматурой (рисунок 2), предназначен для охлаждения теплоносителя хладагентом. Основные характеристики рабочих контуров приведены в таблице 1.

### ТЕХНОЛОГИЯ СВАРКИ МАГИСТРАЛЬНОГО ТРУБОПРОВОДА

Магистральный трубопровод СОТР состоит из труб диаметром 159 мм и 108 мм, толщиной стенки 6 мм, изготовленных из стали 12Х18Н10Т по ГОСТ 9941–81 [3]. К особенностям технологии сварки данных труб можно отнести теплофизические свойства, характерные для аустенитной стали 12Х18Н10Т. Так как теплопроводность этих сталей примерно в 4 раза ниже, а коэффициент линейного расширения в 1,5 раза выше, чем у низкоуглеродистых сталей, это приводит к увеличению глубины проплавления основного металла и возрастанию деформаций и напряжений [4]. Поэтому в процессе монтажа трубопровода была использована ручная аргонодуговая сварка неплавящимся электродом, которая обеспечивает наименьшее тепловое воздействие на свариваемый металл по сравнению с ручной дуговой сваркой покрытыми электродами.

Таблица 1. Технические характеристики рабочих контуров СОТР

Технические характеристики	Первый контур	Второй контур
Класс безопасности и назначение элементов по [2]	4н	4н
Расход теплоносителя, м <sup>3</sup> /ч	60	120
Напор, мм вод. ст.	132	60
Температура на входе, °С	55	до 41
Температура на выходе, °С	не более 35	не более 33
Теплоноситель	дистиллированная вода	55% водный раствор этиленгликоля

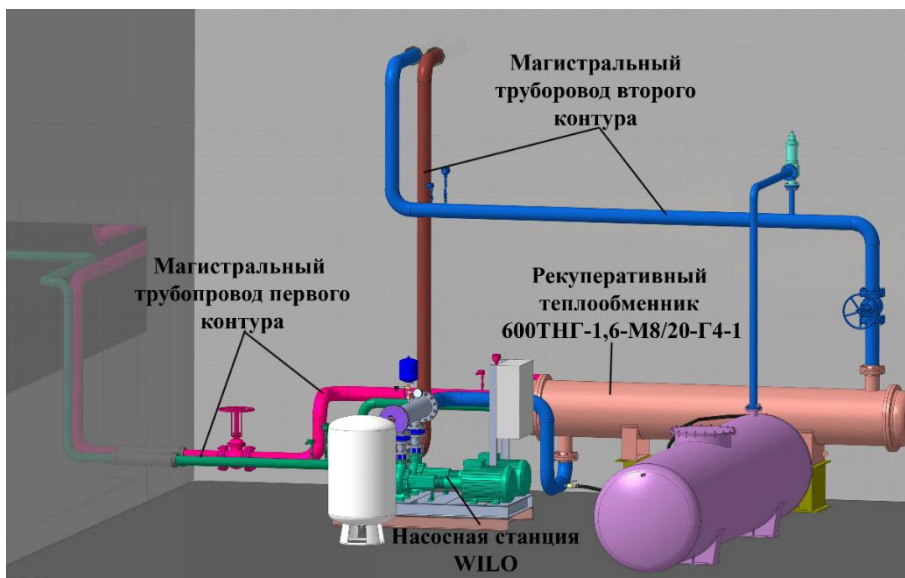


Рисунок 1. Первый контур СОТР

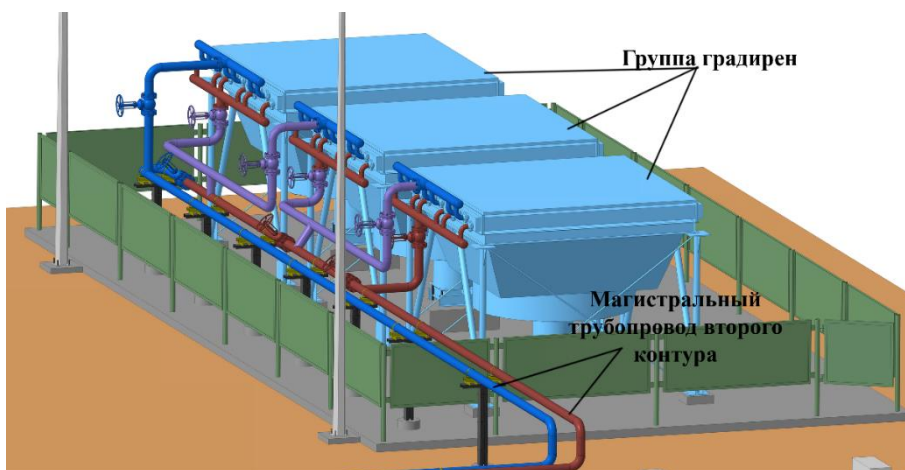


Рисунок 2. Второй контур СОТР

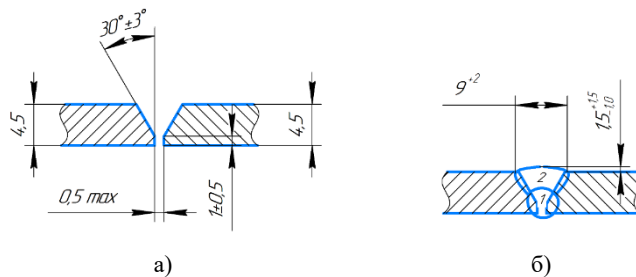


Рисунок 3. Стыковое соединение (С17) трубы  $\varnothing 159 \times 4,5$  мм по ГОСТ 16037-80: конструкция соединения (а) и конструктивные элементы шва (б)

Для обеспечения необходимой прочности и надежности трубопровода конструктивные элементы сварных соединений и разделка кромок под сварку (рисунок 3) выполнялась в соответствии с требованиями ГОСТ 16037 – 8 [5]. Сварку проводили в два

прохода, с первоначальной проваркой корня шва. Основные параметры процесса сварки приведены в таблице 2. Схема сварных стыков представлена на рисунке 4.

Таблица 2. Параметры процесса сварки

Номер слоя	Диаметр вольфрамового электрода (ЭВЛ, ГОСТ 23949-80), мм	Диаметр присадочной проволоки (Св-08Х19Н10Г2Б, ГОСТ 2246-70), мм	Сила тока, А	Расход аргона, л/мин	
				на горелку	на поддув
для соединения труб Ø89 мм					
Прихватки	3,0	2,0	от 45 до 90	от 8 до 10	от 4 до 5
1	3,0	2,0	от 45 до 90	от 8 до 10	от 4 до 5
2	3,0	2,0	от 50 до 70	от 8 до 10	от 4 до 5
для соединения труб Ø159 мм					
Прихватки	3,0	3,0	от 45 до 90	от 8 до 10	от 4 до 5
1	3,0	3,0	от 45 до 90	от 8 до 10	от 4 до 5
2	3,0	3,0	от 90 до 100	от 8 до 10	от 4 до 5

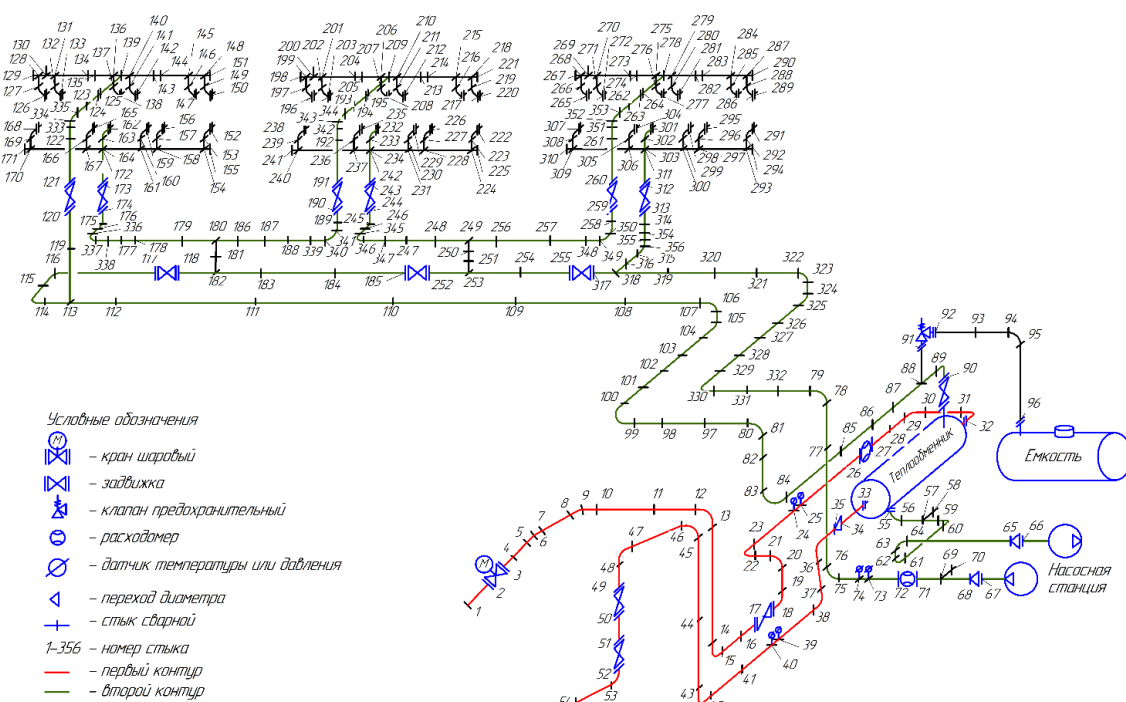


Рисунок 4. Схема сварных стыков СОТР

Все сварочные материалы (сварочная проволока, вольфрамовый электрод, аргон) использовавшиеся в процессе монтажа проходили входной контроль с последующей сваркой контрольного образца. Для оценки технологических свойств сварочных материалов, контрольный образец проверяли радиографическим методом неразрушающего контроля. К производству сварочных работ допущены аттестованные сварщики, имеющие квалификационное удостоверение с отметкой группы и категории сварных соединений.

**Мероприятия по оценке качества**

Неразрушающий контроль (НК) качества сварных соединений – важнейшая технологическая операция, выполняющая функцию подтверждения соответствия качества сварочных работ требованиям нормативной документации. В соответствии с «Требованиями промышленной безопасности при эксплуатации технологических трубопроводов» [6] и в связи со степенью ответственности первого контура СОТР,

согласно рабочему проекту, был установлен неразрушающий контроль: радиографический метод контроля (РГК) [7], визуальный и измерительный контроль (ВИК) [8] и капиллярный метод контроля (КК) [9]. Современный уровень развития средств НК и их многообразие также требуют рационального выбора способов, в зависимости от примененной технологии сварки и, в целом, от организации сварочно-монтажных работ на объекте.

Классификация видов НК установлена государственным стандартом ГОСТ 18353-79 «Контроль неразрушающий. Классификация видов и методов» [10]. Методы каждого вида неразрушающего контроля классифицируются по следующим признакам:

- характер взаимодействия физических полей или веществ с контролируемым объектом;
- первичные информативные параметры;
- способ получения первичной информации.

Основные методы НК, примененные при контроле СОТР, рассмотрены в таблице 3.

Таблица 3. Применение методов НК

Вид НК	Обнаруживаемые дефекты	Сложность применения	Достоинства	Недостатки
ВИК	наружные, видимые	низкая	низкая стоимость и сложность	обнаружение только наружных дефектов
КК	наружные, выходящие на поверхность	средняя	невысокая стоимость, возможность выявления трещиноподобных дефектов с малым раскрытием	обнаружение только дефектов, выходящих на поверхность
РГК	внутренние и наружные	средняя	невысокая сложность, возможность обнаружения внутренних и наружных дефектов, простота идентификации	невозможность выявления трещиноподобных дефектов с малым раскрытием

Общие сведения о возможных дефектах сварки плавлением приведены в ГОСТ 2601-84 [11].

На основе результатов работы по проведению НК сварных соединений СОТР и на основании заключений по НК была проведена выборка наиболее часто встречающихся отклонений от норм сварных стыков, которая представлена на рисунке 5. Из диаграммы видно, что чуть больше половины (56%) отклонений от норм обнаружено в корне сварного шва, из которых около 21% (37% от общего числа отклонений от норм) превышение проплава (провис) и около 10% (18% от общего числа отклонений от норм) – утяжины (вогнутость корня шва). Такие отклонения от норм не являются особо опасными и допускаются, так как не превышают установленных размеров [12]. Всего в процессе НК выявлено 65 отклонений от норм в сварных стыках, из них 7 забракованных сварных стыков были вырезаны путем механической вырезки дефектного участка с последующей заваркой без образования натяга и исправлены, 28 отклонений от норм исправлены подваркой, остальные не превышают установленных размеров.



Рисунок 5. Диаграмма распределения отклонений от норм сварных соединений СОТР

## ЛИТЕРАТУРА

1. Система охлаждения теплоносителя реактора ИВГ.1М: АК.80254.00-ПЗ. – том 2. – Курчатов, 2017. – 49 с. – Инв. № К-1067.
2. Требования промышленной безопасности при эксплуатации технологических трубопроводов. Утв. приказом Министра по чрезвычайным ситуациям РК от 27 июля 2009 года № 176.
3. ГОСТ 9941–81. Трубы бесшовные холодно- и теплodeформированные из коррозионностойкой стали. – Введ. 1983–01–01. – М.: Стандартинформ, 2010. – 8 с.
4. Дедюх Р.И. Материаловедение и технологии конструкционных материалов. Технология сварки плавлением / учебное пособие для прикладного бакалавриата. – М.: Изд-во «Юрайт», 2016. – 169 с.
5. ГОСТ 16037–80. Соединения сварные стальных трубопроводов. Основные типы, конструктивные элементы и размеры. – Взамен ГОСТ 16037–70; введ. 1981–06–30. – М.: Издательство стандартов, 1999. – 23 с.

При проведении контроля конечный продукт – заключение, в котором указываются все обнаруженные дефекты, их размеры, местоположение, и допустимость по нормативно-технической документации (НТД).

Конечным этапом монтажа было проведение испытания гидравлическим способом на прочность и плотность в соответствии с требованиями НТД и рабочей программы проведения индивидуальных испытаний трубопроводов СОТР. Результаты гидравлического испытания на прочность и плотность считаются удовлетворительными, так как во время испытания не произошло падения давления по манометру, а в сварных швах, фланцевых соединениях и сальниках не обнаружены течь и отпотевание, что отражено в акте о проведении индивидуальных испытаний трубопроводов СОТР.

## Выводы

Специалистами филиала «Институт атомной энергии» проведен большой объем работ по монтажу трубопроводов СОТР, НК и подготовке прямо-сдаточной документации. Контроль качества сварных работ показал, что дефектов, оказывающих наибольшее влияние на качество сварного шва (трещина в корне, непровар, несплавление в корне) не зарегистрировано. Это свидетельствует о высоком качестве проведения сварочных работ при монтаже СОТР. Надежность и эффективность качества монтажа СОТР подтверждена проверками, выполненными в рамках пуско-наладочных работ. Качество работ соответствует требованиям СП РК 3.05-103-2014. СОТР введен в эксплуатацию, а его последующая эксплуатация позволила сократить межпусковые интервалы и достичь заявленных параметров.



6. Требования промышленной безопасности при эксплуатации технологических трубопроводов. Утв. приказом Министра по чрезвычайным ситуациям РК от 27 июля 2009 года № 176.
7. ГОСТ 7512–82. Контроль неразрушающий. Соединения сварные. Радиографический метод. – Взамен ГОСТ 7512–75. введ. 1984–01–01. – М: Издательство стандартов, 2008. – 32 с.
8. РД 03-606-03. Инструкция по визуальному и измерительному контролю. – Введ. 2003–07–17. – Екатеринбург: Урализдат, 2004. – 88 с.
9. ГОСТ 18442–80. Контроль неразрушающий. Капиллярные методы. Общие требования. – Взамен ГОСТ 18442–73. введ. 1981–06–30. – М: Издательство стандартов, 2004. – 16 с.
10. ГОСТ 18353–79. Контроль неразрушающий. Классификация видов и методов. – Введ. 1980–06–30. – М.: Издательство стандартов, 2004. – 12 с.
11. ГОСТ 2601–84. Сварка металлов. Термины и определения основных понятий. – Введ. 1985–06–30. – М.: Издательство стандартов, 1996. – 56 с.
12. СП РК 3.05-103-2014. Государственные нормативы в области архитектуры, градостроительства и строительства. Свод правил Республики Казахстан. Технологическое оборудование и технологические трубопроводы. – Введ. 2014–12–29. – Астана: Издание официальное, 2015. – 58 с.

### **ИВГ.1М РЕАКТОРЫНЫҢ ЖЫЛУТАСЫМАЛДАҒЫШТЫ САЛҚЫНДАТҚЫШ ЖҮЙЕСІН МОНТАЖДАУ САПАСЫН БАҒАЛАУ**

**Е.Ж. Ақболатов, А.Г. Коровиков, А.А. Ермолаев**

*ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан*

Жұмыста ИВГ.1М реакторының жылу тасымалдағышты салқындату жүйесінің құбыр жолдарының дәнекерлеу қосылудағы ақауларды талдау нәтижелері берілген. Салқындату жүйесінде дәнекерлеу қосыларының сапасына неғұрлым әсер көрсететін ақаулардың (жарық, жіктерінің түбіндегі балқымай қалулар) жоқ екендігі анықталды. Құбыр жолдарды дәнекерлеу технологиясы келтірілді.

### **QUALITY ASSESSMENT OF THE IVG.1M REACTOR COOLANT COOLING SYSTEM INSTALLATION**

**Ye.Zh. Akbolatov, A.G. Korovikov, A.A. Yermolayev**

*Branch “Institute of Atomic Energy” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

The paper provides the results of defect analysis in welded joints of pipelines of coolant cooling system of the IVG.1M reactor. It was defined that there are no defects in the cooling system making the most impact on the quality of joints (cracks, faulty fusion at the base of joints). The welding process of pipes is presented.

УДК 620.196.19

## СОСТОЯНИЕ МАТЕРИАЛА ЧЕХЛА ОТРАБОТАВШИХ ТВС РЕАКТОРА БН-350 В ПРОЦЕССЕ ДЛИТЕЛЬНОГО ХРАНЕНИЯ

Кожаметов Е.А., Коянбаев Е.Т., Даулетханов Е.Д.,  
Мухамеджанова Р.М., Уркунбай А.С., Сапатаев Е.Е.

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

kozahmetov\_e@nnc.kz

Представлены результаты коррозионного повреждения поверхности фрагментов чехла ОТВС после нейтронного облучения в реакторе БН-350 и последующего «мокрого» хранения. Определено относительное значение прогиба фрагментов чехла в результате радиационного распухания и ползучести ТВС.

**Ключевые слова:** реактор БН-350, ОТВС, «мокрое» хранение, ферритно-мартенситная сталь, нейтронное облучение, повреждающая доза.

### ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время в мире большинство ядерных реакторов эксплуатируются уже более 30 лет. Продолжение безопасной эксплуатации зависит, среди прочего, от надежности основных компонентов реактора: корпуса реактора, активной зоны, технологических каналов и пр. Поведение конструкционных материалов, эксплуатируемых и проектируемых ядерных реакторов определяет, в значительной степени, безопасную и экономичную работу атомных станций. Достижение высокого выгорания топлива ограничивается радиационной стойкостью материалов оболочек и чехлов тепловыделяющих сборок (ТВС), а срок безопасного длительного хранения ядерного топлива лимитируется коррозионной стойкостью барьерных материалов ТВС [1, 2].

Роль конструкционных материалов состоит не только в обеспечении их стабильности на весь период эксплуатации тепловыделяющих сборок, но и в удержании внутри твэла продуктов деления топлива во время длительного «мокрого» или «сухого» хранения ОТВС. По существу, радиационная и коррозионная стойкость конструкционных материалов являются основными факторами в решении ключевых вопросов безопасности реакторной установки.

Корректные данные по поведению топливных сборок при длительном хранении могут быть получены только с учетом изменений коррозионной стойкости материалов в процессе самого хранения. Нет сомнений в том, что прямое изучение состояния материала чехла отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) могло бы дать информацию, наиболее полно отражающую реальное состояние материалов при их «мокрое» хранении [3, 4].

В данной работе приведены результаты исследования структурно-фазового состояния материала чехла ОТВС из ферритно-мартенситной стали ЭП-450 послереакторного облучения с последующим «мокрым» хранением (быстрый реактор БН-350, температура облучения 290–450 °С, доза 61–71 сна).

### ОБЪЕКТ И МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЯ

Для получения прямых экспериментальных данных по коррозионному поведению барьерного материала необходимо исследовать облученный оболочечный материал. Проблема заключается в том, что эти материалы в настоящее время недоступны и вряд ли будут доступны в ближайшем будущем. Поэтому одним из подходов для прогнозирования деградации первого барьера на пути выхода радиоактивных продуктов деления в окружающую среду является исследование облученного материала чехла ОТВС.

Таким образом, объектом исследования данной работы являются образцы материала чехла ОТВС реактора БН-350, получившие высокие повреждающие дозы (до 71 сна). Образцы из ОТВС № 71517003188 и Ц-1сп представляют собой пластины из ферритно-мартенситной стали марки 1Х13М2БФР (ЭП-450) с размером 50×20×2 мм, вырезанные из участка «центр активной зоны (ЦАЗ)».

Дополнительные характеристики элементов ОТВС приведены в таблице.

Изучение топографии поверхности образцов производилось при помощи тринокулярного стереоскопического микроскопа СМ-0745-Т (Альтами) в режиме отраженного света с выводом изображения через видеокамеры с разрешением до 5 Мп (мегапиксель).

Таблица. Характеристики объекта исследования

Наименование	Расстояние от ЦАЗ, мм	Наработка, эфф. суток	Фт, см <sup>2</sup> ·10 <sup>23</sup>	Максимальная доза, сна	T <sub>вх</sub> , °С	T <sub>вых</sub> , °С	Максимальная скорость набора дозы, сна/с, 10 <sup>-6</sup>
Образец № 1 (Чехол 71517003188, сталь ЭП-450)	0	485,0	2,310	61,575	285–290	440–450	1,47
Образец № 2 (Чехол Ц-1, сталь ЭП-450)	0	474,9	2,386	71,184			1,73

Для изучения продуктов коррозии на поверхности материала и проведения локального элементного анализа использовался сканирующий электронный микроскоп Vega3 (Tescan), оснащенный энергодисперсионным спектрометром X-Act (Oxford).

Съемка дифрактограмм образцов производилась на дифрактометре Empyrean (PANalytical) в режиме работы детектора PIXcel1D – сканирующий линейный детектор (scanning line detector). Излучение: CuK $\alpha$ ; напряжение и ток: 45 кВ, 40 мА.

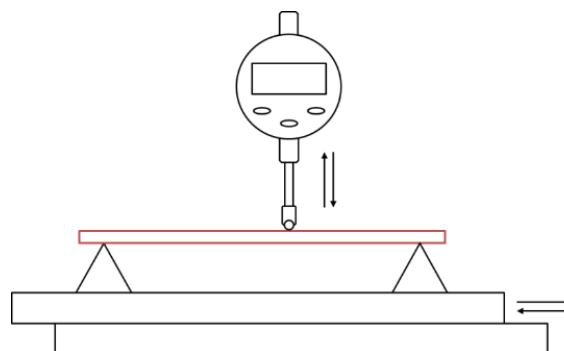
Оценка количественного содержания идентифицированных фаз производилась методом Ритвельда с помощью программного обеспечения «HighScore» с использованием величин RIR (Reference Intensity Ratio), содержащихся в карточках эталонов дифрактометрических данных.

#### ХАРАКТЕРИЗАЦИЯ ИСХОДНОГО СОСТОЯНИЯ ФРАГМЕНТОВ ОТВС С РАЗЛИЧНОЙ ДОЗой РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

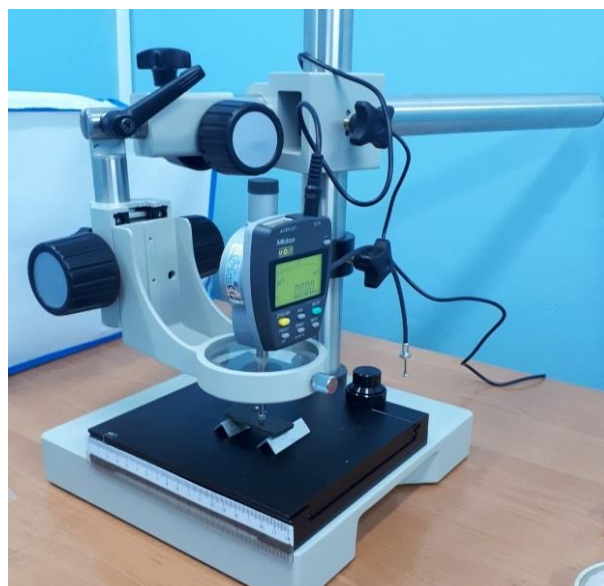
При визуальном осмотре фрагментов грани чехла было обнаружено их деформирование, предположительно в результате радиационного набухания и ползучести ТВС. Известно, что при радиационном деформировании грани шестигранных чехлов прогибаются во внешнюю сторону, и максимальное значение прогиба находится ниже центра активной зоны на расстоянии 150–250 мм [5]. Из существующих методик только метод профилометрии дает представление об изменении геометрических размеров чехловых труб [6]. Для оценки величины прогиба был собран участок, состоящий из цифрового индикатора с дискретностью 1 мкм, универсального штатива УШ-1 и двух координатного предметного столика. Фотография участка и схема измерения представлена на рисунке 1. Данный участок позволил определить относительный прогиб фрагмента стенки чехла ТВС.

На рисунке 2 приведено распределение стрелы прогиба грани шестигранного чехла из ферритно-

мартенситной стали ЭП-450 с различными повреждающими дозами.



а) схема измерения



б) фото стенда для измерения

Рисунок 1. Специальный стенд для измерения прогиба грани ТВС

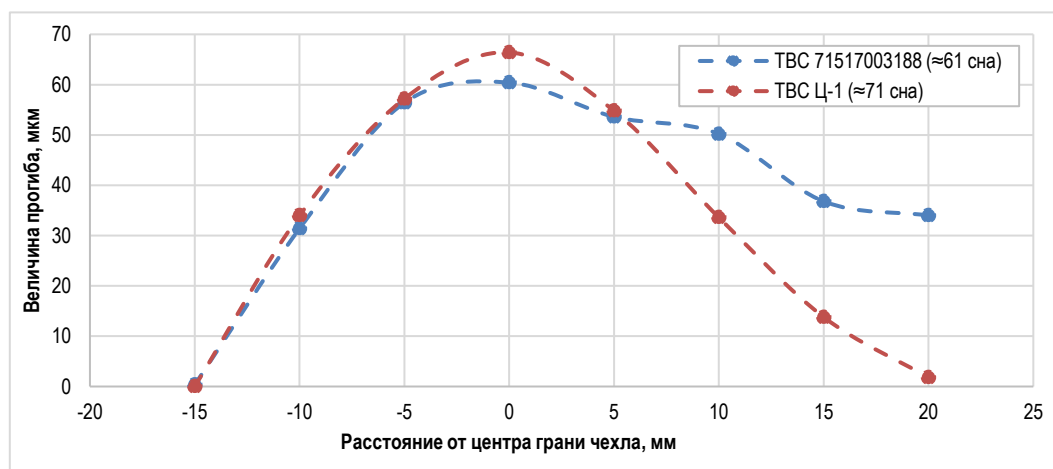
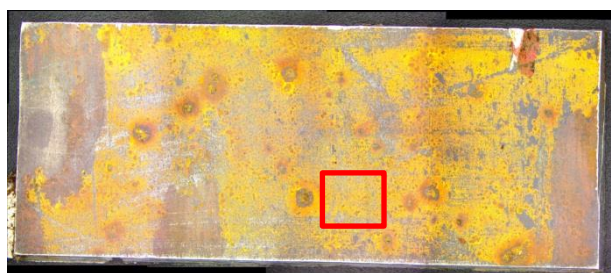


Рисунок 2. Изменение стрелы прогиба по ширине грани ТВС

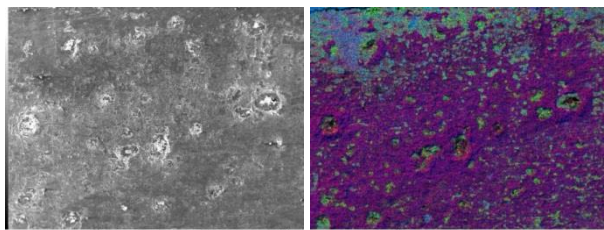
Как видно из рисунка, стрела прогиба в основном симметрично распределена по всей ширине грани, за исключением участка – «правая сторона образца № 1» где имеется наибольшее коррозионное повреждение. Выявлено, что максимальное значение прогиба грани чехла ТВС из ферритно-мартенситной стали с повреждающей дозой до 71 сна не превышает 100 мкм.

Изгиб сборок может возникнуть под воздействием неоднородности энерговыделения, контактных нагрузок взаимодействия между сборками, усилий при удалении ТВС. Сборки деформируются в процессе эксплуатации под воздействием радиационной ползучести и набухания материала чехла при изменении температуры и плотности нейтронного потока в объеме активной зоны. Максимальные эффекты формоизменения ТВС имеют место на периферии активной зоны, где градиент температуры и нейтронного потока максимальны.

Однако, как известно, стали ферритно-мартенситного класса марки ЭП-450 меньше подвержены к набуханию и формоизменению по сравнению со сталью аустенитного класса, в которых стрела прогиба при аналогичных условиях достигает 0,5 мм [7].

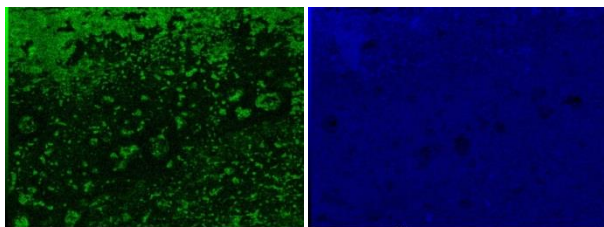


а) наружная поверхность образца № 1



б) ВЭ изображение

в) наложение (Fe, Cr, O)



г) Cr

д) Fe

Рисунок 3. Внешний вид наружной поверхности образца № 1 с результатами элементного картирования

В результате визуального осмотра образцов чехла сборок № 1 (ТВС 71517003188) и № 2 (ТВС Ц-1) была выявлена высокая степень коррозионного повреждения различного характера. На поверхности имеются различные дефекты (риски, заусенцы и т.п.), сформированные как на этапе изготовления, так и на этапе отбора образцов.

Визуальный осмотр ТВС показал, что поверхности обоих образцов покрыты продуктами коррозии в виде цветного налета. Коррозионные отложения состоят из нескольких слоев, поверхности внешних и внутренних сторон образцов материала чехла ОТВС различаются по цвету налета.

Внешний слой наружной стороны образца № 1 (рисунок 3 а) представляет светло-коричневую ржавчину, предположительно гидратированные оксиды железа  $Fe_2O_3 \times H_2O$ , на которой также наблюдается большое количество кратерообразных язв различных размеров. Язвы выделяются темно-бурым оттенком по диаметру, возможно из-за высокого содержания железа. В целом, слой рыхлый, довольно толстый и неравномерный, легко отслаивающийся от поверхности стали. Под слоем коричнево-бурого оттенка расположен хорошо сцепленный с металлом слой темно-серого оттенка, который свидетельствует о наличии в составе большого количества закиси железа. Внутренняя сторона имеет светло-серый оттенок с участками зон бурой окраски.

Осмотр внешнего вида образца № 2 (рисунок 4 а) показал, что внешняя поверхность покрыта желто-коричневым налетом, свойственным трехвалентному оксиду железа ( $Fe_2O_3$ ) [4], тогда как внутренняя поверхность образца имеет плотную структуру с переливающимся оттенком светлых тонов. Также необходимо отметить, что на внутренней поверхности имеются сплошные вертикальные участки коричневого оттенка. Коррозионные оксидные слои на внутренней и внешней поверхностях образца имеют неодинаковую толщину по всей поверхности.

С целью получения более подробных данных было проведено детальное исследование характерных областей поверхностного коррозионного слоя на сканирующем электронном микроскопе с применением энергодисперсионного спектрометра. В результате проведенных исследований было установлено, что поверхность материала образца № 1 покрыта несколькими слоями коррозионного покрытия. По характеру коррозионного разрушения можно отметить, что данная коррозия, охватывающая всю поверхность образца, является сплошной, неравномерной как на внутренней, так и на наружной стороне.

Верхний рыхлый и отслаивающийся слой, скорее всего, является гидратированным оксидом железа (рисунки 3 б и 4 б, фиолетовый цвет)  $Fe_2O_3 \times H_2O$ , о чем свидетельствуют и результаты элементного анализа. Стехиометрическое соотношение железа и кислорода в данном слое близко к 1:2.

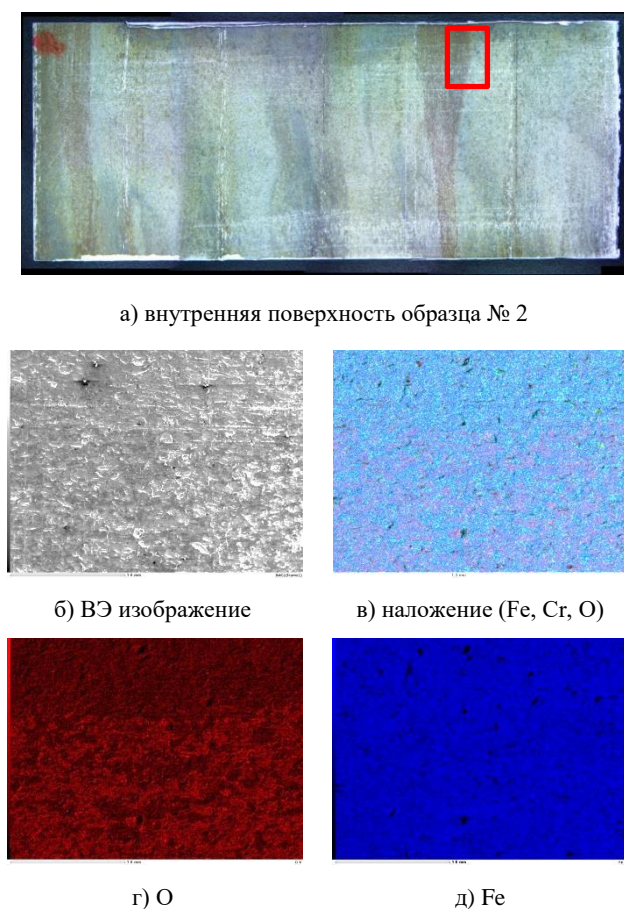


Рисунок 4. Внешний вид внутренней поверхности образца № 2 с результатами элементного картирования

Под описанным слоем наблюдается другой – плотный слой, хорошо скрепленный с поверхностью основного материала и представляющий собой оксидную пленку, которая состоит из оксидов хрома и железа. Возникновение таких пленок предохраняет металл от дальнейшего окисления.

Следует отметить, что на обоих рассмотренных образцах внутренняя сторона корродирована сильнее, чем внешняя. По большей части преобладают сплошные участки оксидных соединений хрома и железа серого и темно-серого цвета (рисунок 4 а). По данным исследований внутренней поверхности образца № 2 можно сделать заключение, что оттенок поверхности напрямую зависит от содержания кислорода. К примеру, в отмеченной области на более темном участке содержание кислорода в два раза выше, чем на более светлом участке.

Данные, полученные при рентгенофазовом анализе, хорошо согласуются с результатами анализа поверхности по цветовой палитре оксидов. И подтверждают присутствие на поверхности исследуемых образцов нескольких слоев коррозионного покрытия. Согласно рентгеноструктурным исследованиям, на наружных поверхностях образцов и на внутренней

поверхности образца № 1 коррозионные слои состоят из гидратированного оксида железа, магнетита и монооксида железа. При этом преобладает оксид  $Fe_2O_3 \cdot nH_2O$ , его интенсивность в 2–3 раза выше, чем у  $Fe_3O_4$ . По всем данным, коррозионные процессы включают преимущественное растворение структурных составляющих стали, содержащих железо. Таким образом, для наружной стороны образца № 2 и для обеих сторон образца № 1 характерно наличие трех оксидных слоев, которые расположены в следующем порядке от поверхности образца «вюстит → магнетит → гидратированного оксида железа». На внутренней стороне образца № 2 наличие фазы окиси гидроксида железа не обнаружено, дифрактограммы его поверхностей соответствуют большому количеству продуктов коррозии, идентифицируемых как «вюстит → магнетит».

Для поверхности образцов материалов чехла ОТВС характерно присутствие большого количества язв и питтингов, размеры которых разбросаны в широком диапазоне. Питтинги с микронными размерами, как на внутренней, так и на наружной стороне образцов, распределены равномерно по всей поверхности, тогда как более крупные язвы, размер которых в диаметре доходит до 2 мм, сконцентрированы преимущественно на поверхности коррозионного слоя – гидратированный оксид железа. Однако, язвы с миллиметровыми размерами характерны только для образца № 1, где ярко выражено наличие ржавчины светло-коричневого оттенка (гидратированный оксид железа). Из рисунка 5 видно, что область язвы окружена обширной областью растравленной матрицы с высоким содержанием железа и четко выраженной границей раздела, которая отличается от основного оттенка пленки темно-бурым оттенком.

Таким образом, в процессе эксплуатации чехла ТВС на поверхности конструкционной стали образуются приповерхностные слои с пониженной коррозионной стойкостью, как к равномерной, так и к язвенной коррозии. Глубина проникновения обоих видов коррозии зависит от повреждающей дозы, температуры облучения, условия «мокрого хранения». Повышенная склонность конструкционной стали к язвенной коррозии объясняется резким уменьшением ширины области устойчивой пассивности стали, которая зависит от повреждающей нейтронной дозы.

При этом необходимо учитывать, что на коррозионное поведение ферритно-мартенситной стали ЭП-450 влияют различные факторы, в том числе размер и количество частиц, выделяющихся при высокодозном облучении с последующим «мокрым» хранением, характер их связи с матрицей, химическая природа частиц, равномерность распределения частиц на поверхности, повышение микронапряжений в результате облучения.

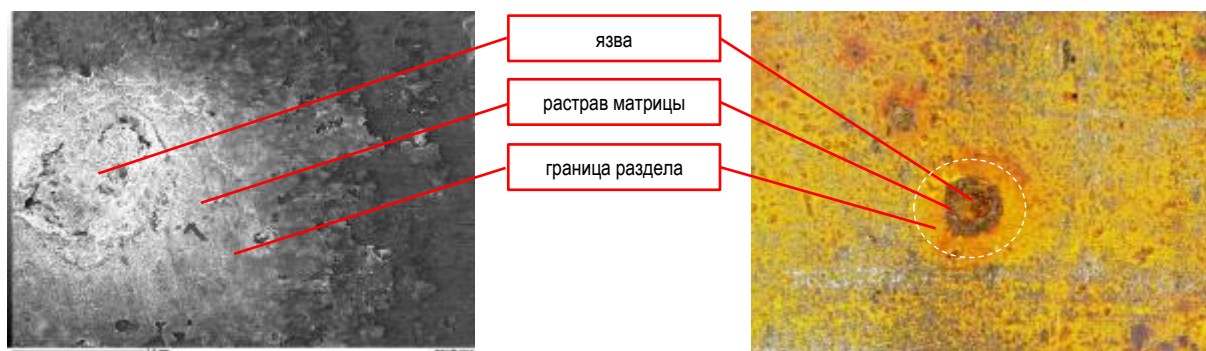


Рисунок 5. Состав коррозионной язвы на поверхности образца № 1

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По результатам проведенных исследований можно сделать следующие выводы:

– ТВС из стали ферритно-мартенситного класса марки ЭП-450 в процессе эксплуатации и последующего длительного хранения подвергаются комплексному воздействию различных факторов, одним из важнейших среди которых является неравномерность температурного поля. Возникающее вследствие этого формоизменение твэлов и чехла ТВС носит сложный характер, может происходить в большом диапазоне параметров;

– материал чехла штатных ТВС реактора БН-350 после реакторного облучения и последующего «мокрого» хранения имеет высокую степень коррозионного повреждения, предположительно сформированных на этапе длительного контакта с водной

средой. На поверхности фрагментов ТВС обнаружено большое количество оксидов железа и легирующих элементов;

– на поверхности конструкционной стали образуются приповерхностные слои с пониженной коррозионной стойкостью, как к равномерной, так и к язвенной коррозии. Глубина проникновения обоих видов коррозии зависит от повреждающей дозы, температуры облучения, условия «мокрого хранения». Повышенная склонность конструкционной стали к язвенной коррозии объясняется резким уменьшением ширины области устойчивой пассивности стали, которая зависит от повреждающей нейтронной дозы.

*Работа выполнена в рамках бюджетной программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан».*

### ЛИТЕРАТУРА

1. Leont'eva-Smirnova M.V., Agafonov A.N., Ermolaev G.N., Ioltukhovskiy A.G., Mozhanov E.M., Reviznikov L.I., Tsvelev V.V., Chernov V.M., Bulanov T.M., Golovanov V.N., Ostrovskiy Z.O., Shamardin V.K., Blokhin A.I., Ivanov M.B., Kozlov E.V., Kolobov Yu.R., Kardashev B.K.—*Perspektivnye materialy (Perspective Materials)*, 2006, No 6, pp. 40—52 (in Russian).
2. Leont'eva-Smirnova M.V., Ioltukhovskiy A.G., Chernov V.M., Kolobov Yu.R., Kozlov E.V.—*VANT. Ser. Materialovedenie i novye materialy (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Material Authority and New Materials)*, 2004, issue 2 (63), pp. 142—155 (in Russian).
3. Ye. T. Koyanbayev, A.A. Sitnikov, M.K. Skakov, V.V. Baklanov, V.I. Yakovlev, “Forecasting the changes in structure and properties of BN-350 reactor structural material during dry long-term storage of SNF,” *Polzunov Vestnik*, Vol.2, no. 4. 2016
4. O.P. Maksimkin, “Result analysis and new research concept of FA material of BN-350 reactor,” *Source book of the International Conference “Nuclear and radiation physics”*, Vol. 1, P. 98—134. Almaty 2006,
5. Математические модели радиационного набухания и радиационной ползучести чехловой стали ЭП-450 сборок активной зоны реакторов быстрых натриевых / О.Ю. Виленский, А.В. Рябцев // *Вопросы атомной науки и техники. Серия ядерно-реакторные константы.* – 2017. – Выпуск 3. – С. 199-209.
6. Устройство для измерения геометрических размеров элементов шестигранных чехлов ТВС реактора на быстрых нейтронах БН-350 / Е.В. Чумаков // *Вестник КазАТК.* – 2008. – № 6 (55). – С. 309-312.
7. Кислицын, С.Б. Формоизменения чехлов отработанных тепловыделяющих сборок реактора на быстрых нейтронах БН-350 // *Материалы 8-ой международной конференции «Взаимодействие излучений с твердым телом»*, 23-25 сентября 2009, Минск, Беларусь. – С. 89-91.

**БН-350 РЕАКТОРЫНЫҢ ПАЙДАЛАНЫЛҒАН ТВС МАТЕРИАЛЫНЫҢ  
ҰЗАҚ УАҚЫТ САҚТАУ ПРОЦЕСІНДЕГІ ЖАЙ-КҮЙІ**

**Е.А. Қожахметов, Е.Т. Қоянбаев, Е.Д. Даулетханов,  
Р.М. Мухамеджанова, А.С. Уркунбай, Е.Е. Сапатаев**

*ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан*

*kozahmetov\_e@nnc.kz*

БН-350 реакторында нейтрондық сәулеленуден және «дымқыл» сақтаудан кейінгі ОТВС қаптамасы фрагменттерінің беттерінің коррозиялық зақымдануының нәтижелері ұсынылған. ТВС қабының радиациялық ісіну және сырғу нәтижесінде фрагменттерінің майысуының салыстырмалы мәні анықталды.

**Кілт сөздер:** БН-350 реакторы, ОТВС, «дымқыл» сақтау, ферритті-мартенситті болат, зақымдаушы доза, нейтрондық сәулелену.

**CONDITION OF THE MATERIAL OF THE CASE OF EXHAUST  
BN-350 REACTOR FUELS IN LONG STORAGE**

**Ye.A. Kozhakhmetov, Ye.T. Koyanbaev, Ye.D. Daulet Khanov,  
R.M. Mukhamedzhanova, A.S. Urkunbay, Ye.Ye. Sapatayev**

*Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

*kozahmetov\_e@nnc.kz*

The results of corrosion damage to the surface of fragments of the SFA cover after neutron irradiation in a BN-350 reactor and subsequent "wet" storage are presented. The relative value of the deflection of the cover fragments as a result of radiation swelling and creep of fuel assemblies was determined.

**Keywords:** BN-350 reactor, SFA, "wet" storage, ferritic-martensitic steel, neutron irradiation, damaging dose.

УДК 539.23:539.26:548.73

## НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ МЕТОДИКИ РЕНТГЕНОСТРУКТУРНОГО ФАЗОВОГО АНАЛИЗА ОБРАЗЦОВ НА ДИФРАКТОМЕТРЕ EMPUREAN

<sup>1,2)</sup> Букина О.С., <sup>1)</sup> Кукушкин И.М., <sup>1)</sup> Семенина А.В.

<sup>1)</sup> Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

<sup>2)</sup> ФГБОУ ВО «Алтайский государственный технический университет им. И.И. Ползунова», Барнаул, Россия

С 2015 года рентгеноструктурные исследования в Институте атомной энергии проводятся на современном рентгеновском дифрактометре «Empurean» фирмы Panalytical. «Empurean» – уникальный по своим возможностям рентгеновский дифрактометр с вертикально расположенным гониометром высокого разрешения, который сочетает возможности классического порошкового и исследовательского дифрактометра.

Ряд работ по бюджетным программам, коммерческим и грантовым проектам включает в себя проведение рентгеноструктурных исследований. В каждой работе образцы имеют характерные особенности (геометрические размеры, толщина, радиоактивность материала и пр.), которые необходимо учитывать при съемке дифрактограмм. Важно обеспечить воспроизводимость дифрактограмм для нескольких образцов, простоту способа пробоподготовки, приемлемость для работы с точки зрения радиационной безопасности. Для обеспечения составляющих качества дифрактограмм, а также в целях экономии ресурса рентгеновской трубки необходимо стремиться к тому, чтобы получать необходимую информацию по минимальному количеству дифрактограмм.

В статье представлена часть методики рентгенофазового анализа, которая успешно применяется при исследованиях конструкционных и топливных материалов.

### ВВЕДЕНИЕ

Рентгеновский дифрактометр «Empurean» фирмы Panalytical является уникальным по своим возможностям дифрактометром с вертикально расположенным гониометром высокого разрешения. Благодаря модульной конструкции PreFIX (Pre-aligned Fast Interchangeable X-ray modules) Empurean сочетает возможности классического порошкового и исследовательского дифрактометра.

Ряд работ по бюджетным программам и грантовым проектам включает в себя проведение рентгеноструктурных исследований. В каждой работе образцы имеют характерные особенности (геометрические размеры, толщина, радиоактивность материала и пр.), которые необходимо учитывать при съемке дифрактограмм. Важно обеспечить воспроизводимость дифрактограмм для нескольких образцов, простоту способа пробоподготовки, приемлемость для работы с точки зрения радиационной безопасности. Для обеспечения составляющих качества дифрактограмм, а также в целях экономии ресурса рентгеновской трубки необходимо стремиться к тому, чтобы получать необходимую информацию по минимальному количеству дифрактограмм.

Фазовый анализ и определение рентгеноструктурных характеристик проводится на базе лаборатории испытаний конструкционных и топливных материалов ИАЭ РГП НЯЦ РК. Для получения данных с целью проведения анализа (дифрактограмм) используется рентгеновский дифрактометр «Empurean» фирмы Panalytical.

Дифракционные методы исследования структуры вещества основаны на изучении углового распределения интенсивности рассеяния рентгеновского излучения исследуемым веществом. Другое название

дифракционных методов – рентгенография. Первичный пучок, чаще всего монохроматичный, направляется на исследуемый образец, анализируется картина рассеяния. Поскольку длина волны излучения составляет не более 0,2 нм, т.е. соизмерима с расстоянием между атомами в веществе (0,1–0,4 нм), то рассеяние падающей волны представляет собой дифракцию на атомах. Дифракционная картина состоит из диффузного фона и селективных максимумов, распределение которых позволяет определить атомно-кристаллическое строение вещества. Индицирование рентгенограмм так же, как и определение периодов кристаллической решетки, является начальным этапом установления атомной структуры кристаллов, т.е. нахождения взаимного расположения атомов в ячейке.

Задачи по определению фазового состава в анализируемых образцах известного химического состава решаются методами рентгеновского фазового анализа.

Дифракционный спектр кристаллической фазы – зависимость интенсивности рассеяния от угла дифракции. Угловое положение отражений (максимумов интенсивности) или линий, определяется симметрией решетки, а их интенсивность – базисом. Вид дифракционной картины определяется, в первую очередь, структурой вещества, а потом уже его химическим составом. Каждая фаза имеет свою кристаллическую решетку, а значит, характеризуется определенным набором межплоскостных расстояний [1].

Дифракционными методами могут быть определены фазовый состав материала (качественно и количественно), толщина анализируемого слоя, наличие и величина макронапряжений в материале, размер зерен (частиц), кристаллографические текстуры в мате-



риале, наличие дефектов упаковки в кубических структурах и пр.

Формирование методики рентгеноструктурных исследований материалов с учетом имеющегося оборудования и программного обеспечения является важной задачей специалиста в области рентгеноструктурного анализа.

**1 ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ ИССЛЕДОВАТЕЛЕМ,  
ФОРМУЛИРОВКА ОЖИДАЕМЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ**

Часто возникает проблема в постановке исследователем задачи рентгеноструктурных исследований. Рентгеновскими методами можно определить ряд параметров: качественный фазовый состав материала; количественное содержание фаз в материале; наличие текстуры; размеры кристаллитов и микронапряжения; параметры кристаллической решетки и прочее. Эти исследования занимают разное время (от нескольких часов до нескольких дней) и в целях опти-

мизации работы при постановке задач необходимо ограничиваться результатами, необходимыми исследователю.

Исследователь, предоставляющий материал для анализа рентгеноструктурных характеристик, должен сформулировать задачи исследования, обозначить информацию, которая должна быть получена в результате.

Помочь исследователю в постановке задачи и исполнителю при поиске путей ее решения призван «Опросный лист для составления технического задания по рентгеноструктурному исследованию». Пример опросного листа представлен на рисунке 1. В опросный лист входят вопросы, касающиеся типа материала, из которого был изготовлен образец, предварительной обработки материала, требований к размеру частиц, поверхностям, которые должны быть исследованы.

**Опросный лист для составления технического задания по рентгеноструктурному исследованию**

<b>1. Подразделение-заказчик рентгеноструктурных исследований</b>	
Телефон для связи:	Электронный адрес:
<b>2. Об образце</b>	
Описание материала, из которого был изготовлен образец:	
Сведения о радиоактивности материала Есть ли ограничения по времени работы с материалом?	
Предварительная термическая обработка материала: (температура нагрева, время нагрева, время выдержки, цель температурного воздействия)	
Предварительная обработка материала (воздействие заряженных частиц): (тип заряженных частиц (мощность пучка, энергия, ток), рабочий газ (давление), длительность облучения)	
Данные об элементном составе материала (состав, ГОСТ или др.)	
<b>2.1 Порошковый образец</b>	
Размер частиц порошка:	
Требуется ли доизмельчение (ожидаемый размер частиц)?	
<b>2.2 Образец, вырезанный из части материала</b>	
Требуется ли измельчение (ожидаемый размер частиц)?	
Количество сторон образца, которые необходимо исследовать	
Описание сторон образца, которые необходимо исследовать	
<b>3. Информация, которую ожидается получить в результате исследования:</b>	
<ul style="list-style-type: none"> <li>- Только фазовый состав;</li> <li>- оценить чистоту материала (установить отсутствие примесей);</li> <li>- степень текстурированности;</li> <li>- рентгенографическая плотность;</li> <li>- параметр решетки кристалла кубической сингонии;</li> <li>- оценка количественного содержания;</li> <li>- оценить изменение (какого параметра, в результате какого действия);</li> <li>- другое</li> </ul>	
<b>4. Тип отчетной документации по результатам исследования:</b>	
<ul style="list-style-type: none"> <li>- протокол;</li> <li>- материалы в отчет;</li> <li>- дифрактограмма в формате (.jpg, .pdf, .doc, .asc);</li> <li>- результат анализа дифрактограммы в формате MS Excel (.xls), включая таблицу пиков, описание карточек дифрактометрических данных, результат количественной оценки</li> </ul>	

*Рисунок 1. Пример опросного листа*

## 2 Описание процедуры пробоподготовки материала порошковых образцов

В зависимости от задания на исследование материал образца может быть измельчен до необходимого размера частиц. Материал подвергается дроблению в корундовой ступке шаровой мельницы «FRITSCH» с последующим просевом через сито, размер ячейки которого равен ожидаемому размеру частиц. Во избежание слишком мелкого измельчения частиц дробление при помощи шаровой мельницы должно происходить недолго с небольшой амплитудой (примерные параметры, задаваемые на дисплее шаровой мельницы «Sieving time=10 min, Amplitude=0,5») и поэтапно:

- 1) Представительная часть материала просеивается через сито (размер ячейки 50 мкм);
- 2) Оставшаяся часть материала на сите загружается в шаровую мельницу для дробления;
- 3) После дробления производится повторный просев и т.д. до полного просева всей части представительной порции материала через сито (размер ячейки 50 мкм).

Из измельченного порошкового материала подготавливается порошковый образец. Изготовление порошкового образца может быть произведено несколькими способами:

- прессованием порошкового материала в кювету для порошковых образцов;
- нанесением эмульсии порошкового материала на стеклянную пластинку (в случае малого количества порошкового материала).

Прессование порошкового материала в кювету проводится с помощью приспособлений, изображен-

ных на рисунке 2 а. Комплект для подготовки порошковых образцов содержит столик подготовки образца, на котором зажимается кольцо держателя образца, порошок наносится щеткой и лезвием ножа.

Рекомендуемый фирмой-производителем дифрактометра [2] способ приготовления порошковых образцов с использованием вышеуказанного комплекта заключается в следующем:

- 1) Закрепить кольцо держателя образца на столике подготовки (рисунок 2 б);
- 2) Распределить порошковый материал в кольце держателя так, чтобы порошок с горкой располагался внутри кольца (рисунок 2 в);
- 3) Вдавить порошок с усилием в кольцо держателя, используя порошковый прессовочный блок (рисунок 2 г);
- 4) Используя лезвие ножа, соскрести порошок, который высыпался за пределы кольца держателя во время прессования (рисунок 2 д). При необходимости распределить или просеять новую порцию порошкового материала на поверхность, затем снова запрессовать, используя порошковый прессовочный блок. Повторять указанные шаги до тех пор, пока не будет получен плотно спрессованный порошковый образец.
- 5) Удалить весь излишек порошка, находящийся выше края обоймы кольцевого держателя, используя лезвие ножа и кисть для удаления пыли. Образец должен выглядеть, как показано на рисунке 2 е;
- 6) Разместить нижнюю плиту на кольцо держателя, зафиксировать в этой позиции (рисунок 2 ж). Удостовериться, что устройство прочно закреплено.

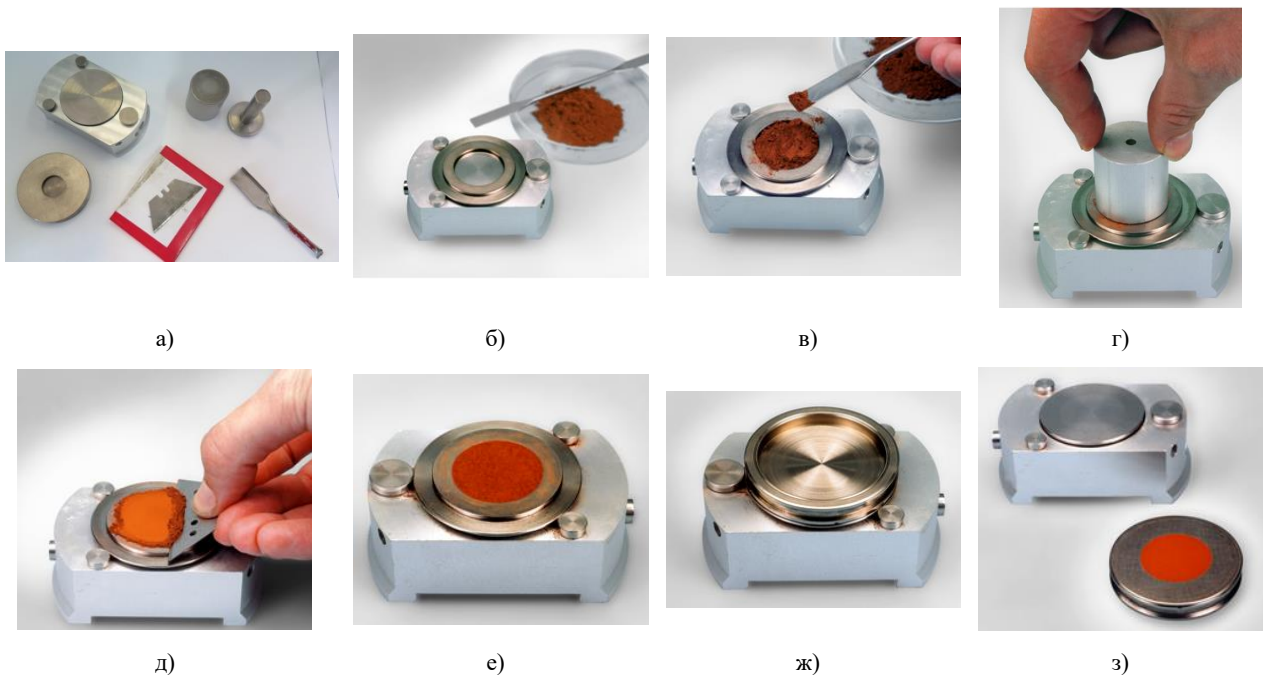


Рисунок 2. Иллюстрация процедуры и приспособлений для подготовки образцов с использованием комплекта для подготовки порошковых образцов [2]

7) Удалить держатель в сборе со столика подготовки, нажав на подпружиненную кнопку на столике. На рисунке показан образец в держателе, отделенный от столика подготовки (рисунок 2 з).

В практике работы лаборатории испытаний конструкционных и топливных материалов существует проверенный и отработанный метод подготовки порошковых образцов путем нанесения порошковой эмульсии на стеклянную пластинку. Процедура этого метода заключается в следующем:

1) Тщательно перемешать мелкодисперсную часть (размер частиц  $\leq 50$  мкм) материала в агатовой ступке с добавлением спирта и пластика;

2) Измельчить порции материала в агатовой ступке;

3) С помощью агатового пестика на стеклянную пластинку нанести эмульсию порошка;

4) Просушивать пластинку после каждого нанесения слоя эмульсии;

5) Поворачивать поверхность пластинки на  $90^\circ$  для нанесения следующего слоя эмульсии.

При изготовлении порошковых образцов для фазового анализа важным является определение толщины анализируемого слоя, от нее зависит объем материала, «просвечиваемый» рентгеновским излучением.

Рентгеновские методы ограничены толщиной анализируемого слоя. Глубина проникновения рентгеновских лучей в материал зависит от коэффициента ослабления рентгеновских лучей, плотности материала и величины угла рассеяния рентгеновского излучения исследуемым веществом. Оценка толщины слоя проводится по формуле [3]:

$$h = \frac{1,5 \sin(\theta)}{\mu}, \quad (1)$$

где  $\theta$  – угол дифракции,  $\mu$  – линейный коэффициент ослабления, который определяется произведением массового коэффициента ослабления  $\mu_m$  рентгеновских лучей на плотность материала  $\rho$ . Массовые коэффициенты ослабления находятся по справочнику [4].

Толщина порошкового образца должна быть больше толщины анализируемого слоя.

### 3 МЕТОДИКА ПОЛУЧЕНИЯ, ОБРАБОТКИ И АНАЛИЗА ДИФРАКТОГРАММ

#### 3.1 Режим работы рентгеновской трубки

Рентгеновские трубки являются источником излучения, которое формируется на мишени из чистого металла (Cu). Для генерации излучения мишень бомбардируется электронами, ускоренными потенциалом в несколько десятков киловольт [5]. Напряжение и ток рентгеновской трубки являются важными параметрами, от которых зависит качество получаемой дифрактограммы. В Руководстве пользователя Empruean рекомендуются максимальные установки генератора высокого напряжения для рентгеновской

трубки с медным анодом (9430 033 73104 Empruean XRD Tube Cu LFF HR) составляют 45 кВ (напряжение) и 40 мА (сила тока) [6].

Спектр излучения рентгеновской трубки состоит из тормозного и характеристического излучений. Характеристическое излучение – набор спектральных линий конечной ширины, из которых в структурном анализе используется наиболее интенсивная линия  $K\alpha_1$  дублета  $K\alpha_1 - K\alpha_2$ .

#### 3.2 Оптическая система дифрактометра

Реализация получения дифракционной картины осуществляется с помощью гониометра с геометрией по Брэггу-Брентано. Гониометр обеспечивает высокоточное измерение углов дифракции, позволяет осуществлять повороты вокруг общей оси (оси гониометра) рентгеновской трубки, держателя образца и детектора.

Коллиматор первичного луча гониометра образует сменные щели: щель расхождения, ограничивающая вертикальный размер пучка, антирассеивающая щель, маска падающего луча и щели Соллера.

Щели Соллера (стопка равноотстоящих тонких пластинок из сильно поглощающего рентгеновские лучи материала) ограничивают расходимость пучка в аксиальном направлении (перпендикулярно т.н. «экваториальной плоскости» – окружности фокусировки).

Щели расхождения и антирассеивающие щели используются для управления расходимостью падающего пучка рентгеновского излучения в экваториальной плоскости. Размер щели расхождения влияет на облучаемую длину на образце. Описание щелей расхождения, имеющихся в комплекте к дифрактометру, представлено в таблице 1.

Таблица 1. Описание щелей расхождения

Обозначение щели	Раскрытие, мм
$4^\circ$	6,0
$2^\circ$	3,0
$1^\circ$	1,5
$1/2^\circ$	0,75
$1/4^\circ$	0,38
$1/8^\circ$	0,19
$1/16^\circ$	0,1
$1/32^\circ$	0,05

Щели расхождения  $1/8^\circ - 1/32^\circ$  рекомендовано применять для низкоугловых положений, например при анализе тонких пленок или отражательной способности [6].

Размер маски падающего луча непосредственно влияет на облучаемую поверхность образца, так как формирует ширину падающего пучка излучения. Характеристики масок, имеющихся в комплекте дифрактометра, представлены в таблице 2. Приведены облучаемые ширины для фиксированных щелей расхождения.

**НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ МЕТОДИКИ РЕНТГЕНОСТРУКТУРНОГО ФАЗОВОГО АНАЛИЗА ОБРАЗЦОВ  
НА ДИФРАКТОМЕТРЕ EMPYREAN**

Таблица 2. Ширина облучаемой поверхности в зависимости от применяемой маски (мм)

Маркировка маски	Щели Соллера		
	0,01 рад.	0,02 рад.	0,04 рад.
20	18,4	19,9	22,8
15	13,4	14,9	17,8
10	8,4	9,9	12,8
5	3,4	4,9	7,8

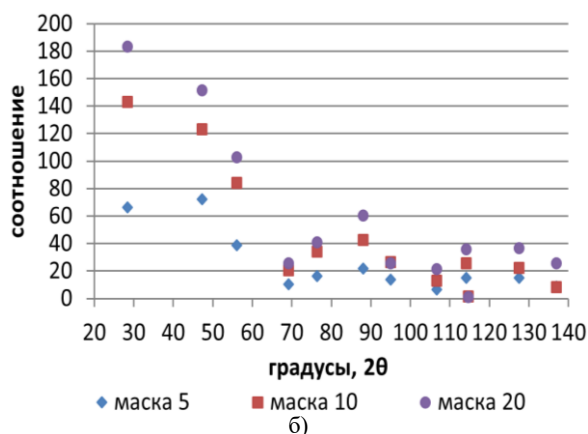
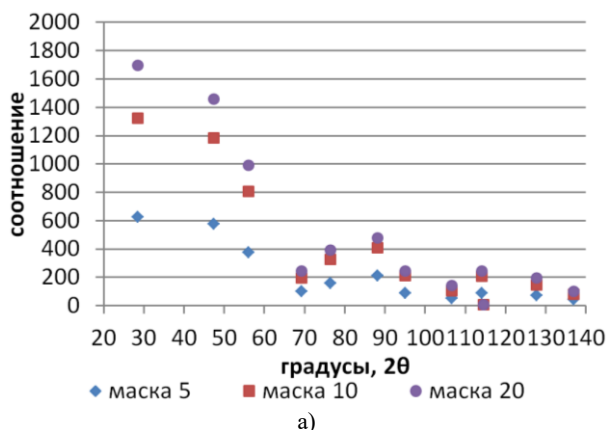


Рисунок 3. Результаты сопоставления высотной интенсивности пиков кремния к уровню фона (а) и интегральной интенсивности пиков кремния к уровню фона при использовании масок с обозначением 5, 10, 20

Для образца кремния проведено сравнение соотношений высотных и интегральных интенсивностей к фону в зависимости от применяемых масок (см. рисунок 3). Выведены следующие соотношения: средние высотные и интегральные интенсивности при использовании маски 20 в 1,9 раза больше, чем при маске 5. Средние высотные интенсивности при использовании маски 20 в 1,2 раза больше, чем при использовании маски 10, средние интегральные интенсивности – в 1,3 раза больше. Средние высотные интенсивности при маске 10 в 1,5 раза больше, чем при маске 5 для высотных интенсивностей, в 1,4 раза больше – при расчете по интегральным интенсивностям.

Высотные интенсивности увеличиваются почти в 2 раза при замене маски в 5 на 20; при замене маски с 5 на 10 – увеличиваются в 1,5 раза; при замене маски с 10 на 20 выигрыш составляет около 1,2 раза. Для интегральных интенсивностей соотношение примерно такое же.

Увеличение интегральных и высотных интенсивностей наиболее заметно на малых углах дифракции, примерно с 70°2θ разница между интенсивностями становится менее заметна.

Проведено несколько исследований на тему влияния параметров оптической системы на дифрактограммы. Вариации оптических параметров представлены в таблице 3. Иллюстрация дифрактограмм, полученных при исследовании стального диска, представлена на рисунке 4.

Выводы по исследованию со стальным диском: прирост интенсивности максимален при съемке без щелей Соллера – 4 съемка.

Когда убирается щель Соллера с падающего луча (съемка 2), интенсивность выше, чем когда щель Соллера отсутствует на дифрагированном луче (съемка 3), примерно на 20–30%. Относительно исходного сканирования Р6\_у\_1.

Для поиска пиков малой интенсивности съемка без использования одной из щелей Соллера дает положительные результаты, аналогичные увеличению экспозиции в 4 раза.

Таблица 3. Вариации оптических параметров (образец из стального диска)

№ съемки по порядку	Обозначение дифрактограммы	Щель Соллера (пад. луч), рад.	Щель расхождения, °	Антирассеивающая щель, °	Маска падающего луча	Угловой диапазон, °2θ	Размер шага сканирования, °2θ	Время на шаг (время экспозиции), с	Щель Соллера (диф. луч), рад.
1	Исходные параметры (Р6_у_1)*	0,02	1	2	10	5–153	0,026	30,6	0,02
2	Без щели Соллера на падающем луче*	нет	1	2	10	5–153	0,026	30,6	0,02
3	Без щели Соллера на дифрагированном луче*	0,02	1	2	10	5–153	0,026	30,6	нет
4	Без щелей Соллера*	нет	1	2	10	5–153	0,026	30,6	нет
5	Р6_у_1 (Щель расхождения 2, Антира рассеивающая щель 4)**	0,02	2	4	/-/	/-/	/-/	/-/	0,02

Примечание: \* при значении параметра щели расхождения 1°, раскрытие 1,5 мм; 2° – 3 мм.  
\*\*при значении параметра антирассеивающей щели 2° раскрытие 3 мм, при 4° – 6 мм.

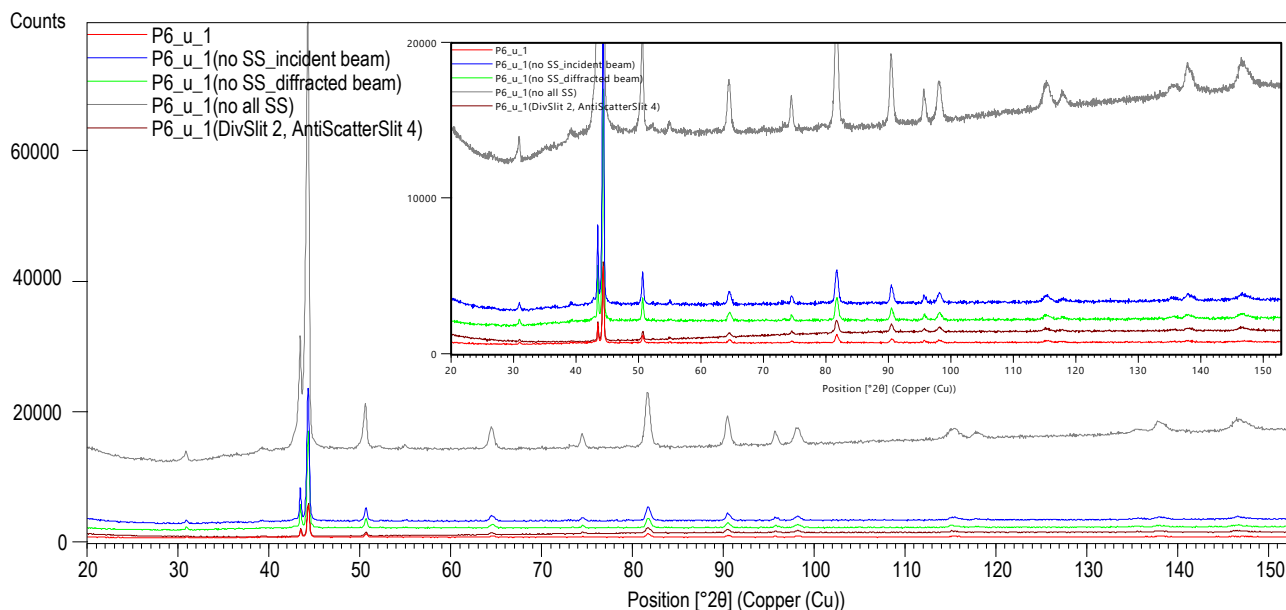


Рисунок 4. Дифрактограммы, полученные при вариациях оптических параметров для образца стального диска

Изменение щели расхождения падающего пучка (съемка 5) в начальном диапазоне углов приводит к увеличению фона, интенсивность остается на исходном уровне. При рассмотрении углов более  $60^\circ 2\theta$  наблюдается рост флуоресценции – увеличение фона примерно до  $80^\circ 2\theta$ , на  $80^\circ$  фон выравнивается до одного уровня. Размер пучка при  $60^\circ$  попал на размер образца, далее увеличивается облучаемая поверхность и интенсивность становится постоянной.

Увеличение светосилы (съемка без щелей Соллера) однозначно дает результаты при поиске пиков малой интенсивности.

В комплект дифрактометра Empyrean входит детектор PIXcellD, который имеет несколько режимов работы. На практике, в основном, используется сканирующий линейный детектор.

### 3.3 Режим стандартной съемки в просмотром режиме и обработка дифрактограмм

Время экспозиции, размер шага сканирования, исследуемый угловой диапазон – параметры, которые должны выбираться для каждого отдельного случая в зависимости от задач исследования.

Режим стандартной съемки на дифрактометре в просмотром режиме проводится при следующих параметрах: Режим работы детектора PIXcellD – сканирующий линейный детектор (scanning line detector). Излучение: Cu K $\alpha$ ; напряжение и ток: 45 kV, 40 mA. Используется фиксированная щель расхождения с угловым расхождением  $1^\circ$ , антирассеивающая щель  $2^\circ$ , маска падающего пучка с маркировкой 20, обеспечивающая ширину падающего пуч-

ка 19,9 мм. Время экспозиции (время на шаг) при съемках – 30,6 с, размер шага сканирования для дифрактограмм  $0,026^\circ 2\theta$ , исследуемый угловой диапазон  $5\text{--}153^\circ 2\theta$ . Продолжительность съемки при таких параметрах – около 12 минут.

Обработка дифрактограмм проводится посредством программы для обработки и поиска «HighScore».

Для идентификации фазового состава использовалась база данных Crystallography Open Database [7] и PDF-2.

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обобщив представленную информацию, можно сделать следующие выводы:

1. Исследователь, предоставляющий материал для анализа рентгеноструктурных характеристик, должен сформулировать задачи исследования, обозначить информацию, которая должна быть получена в результате.
2. Для постановки задачи может быть полезен «Опросный лист для составления технического задания по рентгеноструктурному исследованию», разработанный автором статьи.
3. Представлены рекомендации по изготовлению порошковых образцов для рентгенографирования.
4. Проанализирована оптическая система дифрактометра. Определены основные зависимости на качество дифрактограмм параметров узлов оптической схемы. Выбраны оптимальные параметры для проведения стандартных съемок, обеспечивающие достаточное качество дифрактограмм.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Головкин, Б.Г. Фазовый анализ. Методы. Практика применения / Б.Г. Головкин - [Электронный ресурс].– Режим доступа: [https://www.researchgate.net/publication/322223274\\_Fazovyj\\_analiz\\_Metody\\_Praktika\\_primenenia](https://www.researchgate.net/publication/322223274_Fazovyj_analiz_Metody_Praktika_primenenia) (05.11.2019).
2. XRD Sample Holders & Preparation. User's Guide. – Сентябрь 2007. – Кодовый номер заказа: 4022 339 11401.
3. Иванов А.Н. Дифракционные методы исследования материалов: конспект лекций по спецкурсу «Физика металлов» / А.Н. Иванов. – М.: МИСиС, 2008. – 99 с.
4. Рентгеноспектральный справочник / М.А. Блохин, И.Г. Швейцер. – М.: Наука, 1982. – 374 с.
5. Аспекты точности в дифрактометрии поликристаллов / В.И. Лисойван, С.А. Громилов. – Новосибирск: Наука, 1989. – 243 с.
6. Empyrean: руководство пользователя. – Октябрь 2010. – Кодовый номер заказа: 4022 339 16621.
7. Crystallography Open Database – an open-access collection of crystal structures // S. Gražulis, D. Chateigner, R. T. Downs, A. F. T. Yokochi, M. Quirós, L. Lutterotti, E. Manakova, J. Butkus, P. Moeck & A. Le Bail // J. Appl. Cryst., 2009. – 42. – 726–729.

## ЕМPYREAN ДИФРАКТОМЕТРІНДЕ ҮЛГІЛЕРДІҢ РЕНТГЕН ҚҰРЫЛЫМДЫЛЫҚ ФАЗАЛЫҚ ТАЛДАУ ӘДІСТЕМЕСІНІҢ БІРШАМА АСПЕКТІЛЕРІ

<sup>1,2)</sup> О.С. Букина, <sup>1)</sup> И.М. Кукушкин, <sup>1)</sup> А.В. Семенова

<sup>1)</sup> ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

<sup>2)</sup> «И.И. Ползунов атындағы Алтай мемлекеттік техникалық университеті» жоғары білім беретін  
Федералдық мемлекеттік бюджеттік білім беру мекемесі, Барнаул, Ресей

2015 жылдан бастап Атом энергиясы институтында рентген құрылымдылық зерттеулер Panalytical фирмасының «Empyrean» қазіргі рентген дифрактометрінде жүргізіледі. «Empyrean» – классикалық ұнтақты және зерттеулік дифрактометрдің мүмкіндігін байланыстыратын ажырату қабылеті жоғары тік орналасқан гониометрі бар өзінің мүмкіндіктері бойынша бірегей рентгендік дифрактометр.

Бюджеттік бағдарламалар, коммерциялық және гранттық жобалар бойынша жұмыстардың қатары өзіне рентген құрылымдылық зерттеулерді жүргізуді енгізеді. Әр бір жұмыста үлгілер диффрограммаларды түсіру кезінде есепке алуды қажет ететін сипаттамалық ерекшеліктері бар (геометриялық өлшемдер, қалыңдығы, материалдың радиобелсенділігін және т.б.). Бірнеше үлгілерге арналған диффрограммалардың жаңғыртылуын, сынаманы дайындау тәсілінің жеңілділігін, радиациялық қауіпсіздігі көзқарасынан жұмысқа арналған тиімділігін қамтамасыз ету маңызды. Диффрактограммалардың сапасын құрастырушыларды қамтамасыз ету, және де рентген құбырының ресурсының экономиясының мақсаттарында диффрактограммалардың минималды саны бойынша қажетті ақпаратты алу үшін ұмтылу керек.

Мақалада конструкциялық және отындық материалдарды зерттеу кезінде сәтті қолданылатын рентген фазалық талдау әдістемесінің бөлігі ұсынылған.

## SOME ASPECTS OF X-RAY PHASE ANALYSIS METHODS FOR SAMPLES USING AN EMPYREAN DIFFRACTOMETER

<sup>1,2)</sup> O.S. Bukina, <sup>1)</sup> I.M. Kukushkin, <sup>1)</sup> A.V. Semenina

<sup>1)</sup> Branch “Institute of Atomic Energy” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

<sup>2)</sup> Federal State Budget Educational Institution of Higher Education  
“Polzunov Altai State Technical University”, Barnaul, Russia

Since 2015, X-ray diffraction studies at the Institute of Atomic Energy have been carried out on a modern Panalytical Empyrean X-ray diffractometer. Empyrean is a unique X-ray diffractometer with a vertically positioned high-resolution goniometer, which combines capabilities of a classic powder and research diffractometer.

A number of works on budget programs, commercial and grant projects include x-ray structural studies. In each work, samples have typical features (geometric dimensions, thickness, radioactivity of the material, etc.), which should be taken into account when shooting diffraction patterns. It is important to ensure precision of diffraction patterns for several samples, simplicity of the sample preparation method, and acceptability to work from the point of view of radiation safety. To ensure the quality components of the diffraction patterns, as well as to save the life of the X-ray tube, it is necessary to strive to obtain the required information on the minimum number of diffraction patterns.

The paper presents part of x-ray phase analysis method, which is successfully used in the study of structural and fuel materials.

UDC: 538.971: 621.039.64

## MODIFICATION OF TiN COATINGS BY ELECTRON IRRADIATION

<sup>1)</sup> B. Rakhadilov, <sup>1)</sup> A. Kenesbekov, <sup>1)</sup> R. Kozhanova, <sup>2)</sup> L. Zhurerova<sup>1)</sup> S. Amanzholov East Kazakhstan State University, Ust-Kamenogorsk, Kazakhstan  
rakhadilovb@mail.ru<sup>2)</sup> D. Serikbayev East-Kazakhstan State Technical University, Ust-Kamenogorsk, Kazakhstan  
leila\_uka@mail.ru

This work presents the experimental results of structural and phase changes research study in TiN coatings under thermal and electron irradiation. Continuous electron irradiation of coated samples was performed on the ELV-4 accelerator. It was determined that electron irradiation with an electron energy of 1.3 MeV and an integral irradiation dose of  $0.52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  leads to an increase in the microhardness of TiN coatings by 20%. It has been established that the main factor in increasing the microhardness of the coating after electron irradiation in the above regimes is the formation of new phases, in particular the intermetallide of  $\text{Co}_2\text{Ti}$ .

**Keywords:** coating, hardness, electron irradiation, titanium nitride, structure.

## INTRODUCTION

Recently, we have been carried out the intensive research of the structural-phase state and functional properties relationship of nitride coatings, depending on the methods and conditions of their synthesis [1–3]. As the main direction of development of plasma coating methods in vacuum, a decrease in defects and porosity of coatings, an increase in their adhesive strength, the formation of multilayer coatings, the formation of coatings with improved performance characteristics and high hardness can be noted. To solve these problems, combined processing technologies are used, including ion-plasma coating and subsequent surface treatment with thermal, laser, ion-plasma and electron beam effects. Such treatments make it possible to optimize the physic mechanical properties of the applied coatings [4, 5]. Thus, reducing the porosity of a plasma cermet coating while increasing the strength of its bond with the substrate is possible by heat treatment of the coating. To implement in practice the high-temperature treatment of the coating without heating the sprayed substrate is possible with laser, ionic or electron irradiation of the coating [6]. In this regard, in this paper, the task is to study the peculiarities of the modification of the protective coating of TiN using electron-beam processing and to establish the effect of electron irradiation on the structure and microhardness of the protective coating of TiN.

## 1. MATERIALS AND METHODS OF RESEARCH

TiN-based coatings were obtained at the «Bulat-6» installation using vacuum arc deposition at LLP «Mashzavod», Ust-Kamenogorsk, Kazakhstan. To carry out vacuum arc deposition, flat samples were made with dimensions of  $[20 \times 20 \times 0.5] \text{ mm}$ , after preliminary thermo mechanical treatment: quenching from  $950 \text{ }^\circ\text{C}$  (10 min) and rolling by 90%. The sputtering of a metal target was carried out in a mixture of the working gas  $\text{Ar} + \text{N}_2$ . The substrate temperature during spraying did not exceed  $2000 \text{ }^\circ\text{C}$ . Austenitic hardening alloy  $67\text{CoNi5Nb}$  (67% – Co, 28% – Ni, 5% – Nb) was chosen as the substrate.

The principle of the Bulat-6 installation work is concluded in followings: the substrate is prepared and fixed in the tooling; a vacuum is created in the chamber, then an electric drive is switched on, transmitting the planetary rotation around its axis to the parts, the substrate also rotates around the cathode; after driving the part and the cathode, which goes back and forth along the main axis, turn on the anode coils; then the electromagnetic lock is actuated and the electric displacement potential is applied with a negative index to the substrate, thus a vacuum arc discharge is initiated between the cathode and the anode. Discharge burning supports the inverter power supply. The target turns into plasma that covers the detail.

Sustained electron irradiation of coated samples was carried out at the ELV-4 accelerator at JSC «Park of Nuclear Technologies», Kurchatov, Kazakhstan. The electron energy on the surface of the samples during irradiation was 1.3 MeV, and the beam current density was  $10 \mu\text{A} \cdot \text{cm}^2$ . Samples were irradiated at doses of  $0.08 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  and  $0.52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$ .

The electron accelerator ELV-4 was installed and put into operation at Institute of Nuclear Physics of the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan as a basic installation for the adaptation and development of electron-beam technologies in the Republic of Kazakhstan. Direct-acting electron accelerator, based on an induction cascade multiplier. Acceleration of electrons is provided by a metal-ceramic accelerator tube. The electron source is a lanthanum hex boride cathode with indirect heating. The beam of accelerated electrons from the vacuum chamber is brought into the atmosphere through a titanium foil 100 microns thick. The scan of the beam on the foil is a scanning device in two mutually perpendicular directions. The evacuation of the accelerator tube to the vacuum and the beam extraction system is provided by magnetic discharge pumps. The installation allows you to accelerate electrons with energy up to 1.5 MeV at a maximum beam power of up to 40 kW. The accelerator is used to solve scientific and applied problems, in particular,

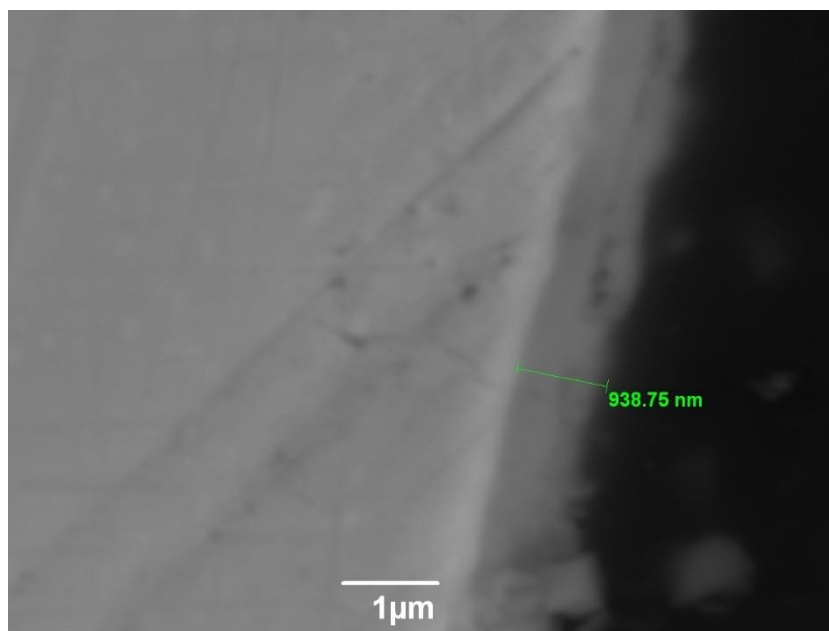


Fig 1. SEM-image of the cross section of the TiN coating

for radiation cross linking of polymers and radiation processing of medical products.

The research of the phase composition and crystal structure of alloy samples was carried out by X-ray diffraction analysis on an X'Pert Pro diffractometer in CuK $\alpha$ -radiation. The morphology and composition of the surface of the samples was studied on a JSM-6390LV scanning electron microscope equipped with an energy dispersive analysis attachment. Microhardness measurements were carried out on the device PMT-3 in accordance with GOST 9450-76.

2. THE RESULTS OF RESEARCH AND DISCUSSION

The influence of different modes of electron-beam processing on the morphology of the formed surface and the elemental composition of the coatings was studied in the process of research. Figure 1 shows a cross-sectional image of a coated sample. It is seen that the formed coatings are characterized by a dense, faceless structure, without visible pores and cracks caused during deposition. Coating thickness is about 1  $\mu$ . It can be seen from the figure that there are three areas: the precipitation layer, the diffusion layer, and the matrix.

The Vickers microhardness histograms for synthesized coatings under loads of 100 and 150 g are shown in Figure 2. It is clear that the hardness value under loads of 100 g is higher than with a load of 150 g, which, due to the small thickness of the coating, exceeds the depth of extrusion of the coating with a load of 150 g. The most reliable results will be obtained with a load of 100 g. The hardness of the initial coatings is  $H_{\mu} \approx 11$  G Pa. After irradiation to a dose of  $0.52 \cdot 10^{19}$  e $^{-}/\text{cm}^2$ , the microhardness of TiN coatings increases by 20% compared with the initial value, which is consistent with the idea of the strengthening effect of electron beam treatment on coatings [7]. In order to establish the main factors

affecting the increase in hardness, we studied the phase states of coatings before and after irradiation.

A qualitative phase analysis of the coatings deposited on the 67CoNi5Nb alloy was performed. Figure 3 shows the diffraction pattern of the substrate (Fig. 3, a) and the substrate with a coating of TiN before (Fig. 3, b) and after electron irradiation (Fig. 3, c–d). It is seen that the main phase of the substrate is Co. X-ray data show that the initial coating consists of phases TiN and Co $_2$ N. The results obtained indicate that during the deposition of coatings, nitrogen interacts with the alloy (substrate), which leads to the formation of the Co $_2$ N phase. Due to the small thickness of the coating, the reflections of the Co $_2$ N phase can be clearly seen from the diffractogram. Thus, the calculated depth of penetration of the x-ray beam for the TiN phases is about 10–15  $\mu$ m (when the angle  $2\theta$  is changed from 30 to 80 $^{\circ}$ ).

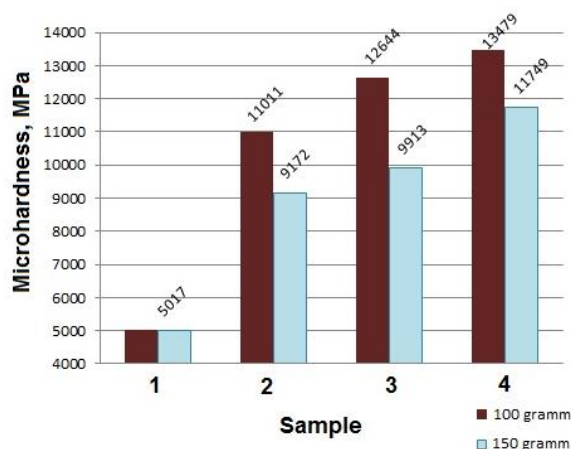


Fig. 2. Microhardness histogram depending on the processing and load on the indenter 100 g and 150 g



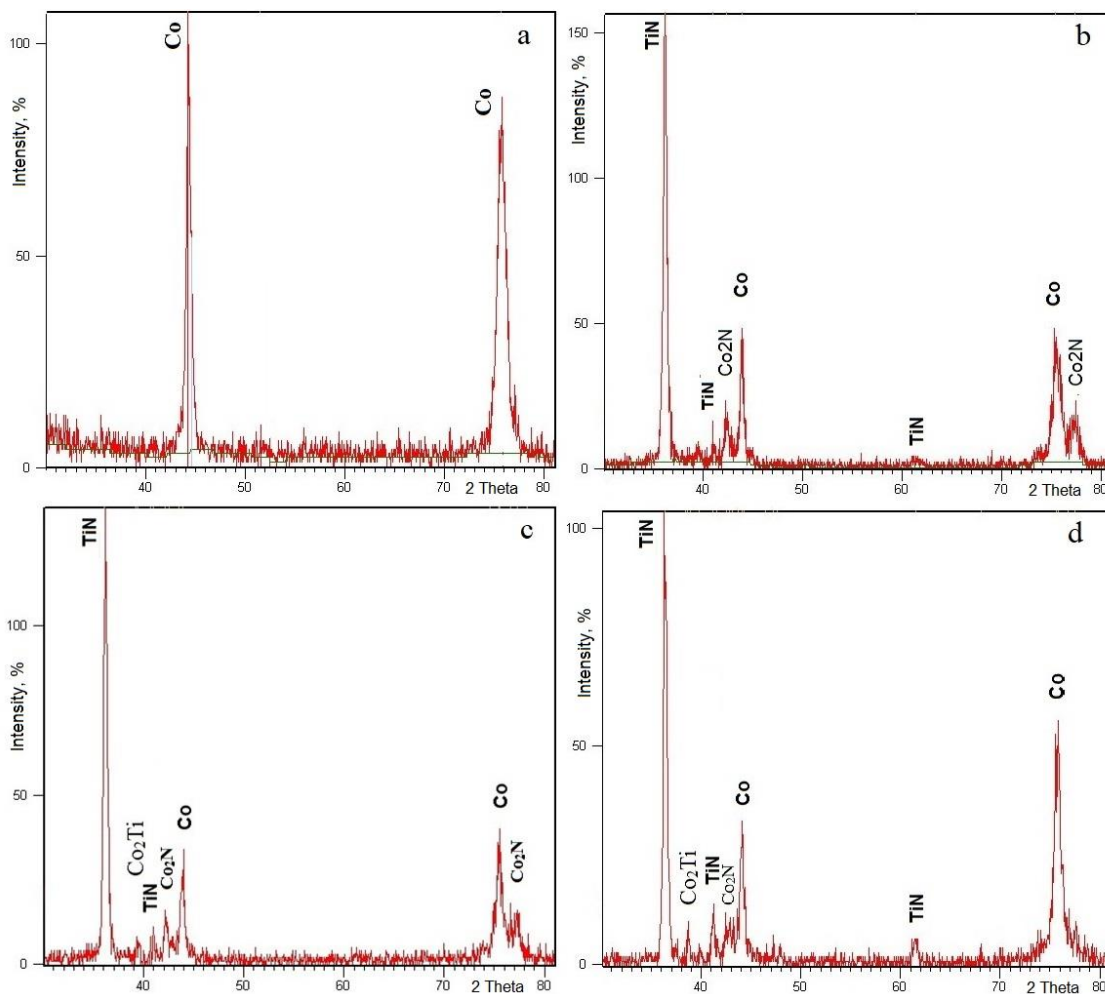


Fig 3. Diffractograms of an alloy 67KN5B (a) with TiN-coated before (b) and after irradiation with electrons to a dose of  $0.08 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  (c) and  $0.52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  (d)

The formation of  $\text{Co}_2\text{Ti}$  intermetalide is observed after electron irradiation. With an increase in the radiation dose to  $0.52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$ , an increase in the intensity of the Co phase is observed. All this is explained by the redistribution of the elements of the substrate and the coating during the irradiation with an electron beam.

Thus, it can be argued that the main factor in increasing the microhardness of the coating after irradiation is the formation of new phases, in particular, the  $\text{Co}_2\text{Ti}$  intermetallide (Laves phase). Since, Laves phases are very hard and brittle compounds [8]. Also, it is assumed that the ongoing phase formation and redistribution of alloying elements lead to an improvement in adhesion between the base material and the coating.

Figure 4, a–c shows the SEM-images of the surface of the coatings before and after electron irradiation. Electron microscopic studies showed that TiN coatings have craters and fine particles. After electron irradiation, no significant changes in the surface morphology were found. To determine the chemical composition of micro-defects and precipitates, a microanalysis was performed in the energy dispersive analysis mode (Fig. 5, a–c).

Table. The chemical composition of the surface of the alloy with TiN-coatings

Mode of Profession	Spectrum	N	Ti	Fe	Co	Ni	Nb	Total, %
Initial	1	37.65	61.75		0.60			100.00
	2	27.70	71.30		0.99			100.00
	3	35.66	63.64		0.71			100.00
	4		58.34	1.01	38.69	1.96		100.00
	5	27.31	71.69		1.00			100.00
	6	29.49	69.54		0.97			100.00
After irradiation with a dose of $0.08 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$	1	23.86	73.22		1.89	1.03		100.00
	2	27.35	67.82		3.29	1.54		100.00
	3	28.47	36.54	0.66	23.41	9.52	1.40	100.00
After irradiation with a dose of $0.52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$	1	28.50	70.78		0.72			100.00
	2	35.09	64.25		0.66			100.00
	3	28.88	68.00		2.18	0.94		100.00
	4		33.32	1.19	42.93	19.39	3.17	100.00

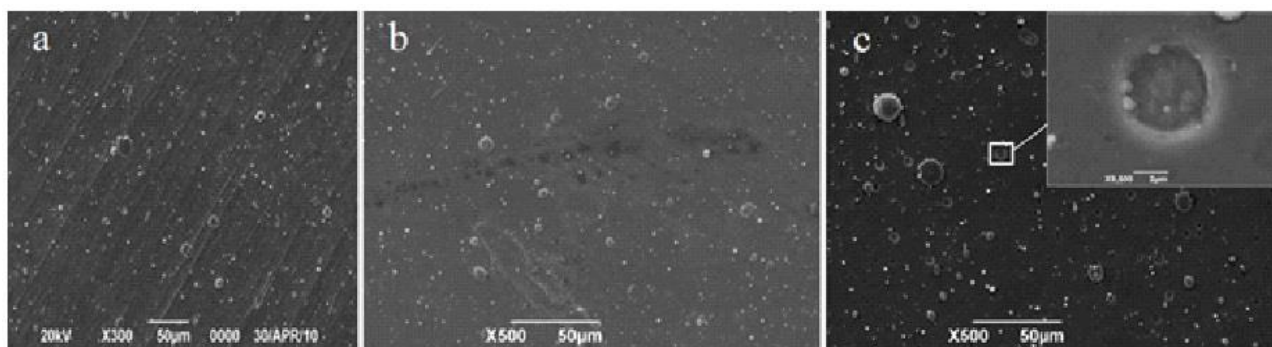


Fig. 4. Microstructures of the surface of TiN-coatings before (a) and after electron irradiation with a dose of  $0.08 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  (b) and  $0.52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  (c)

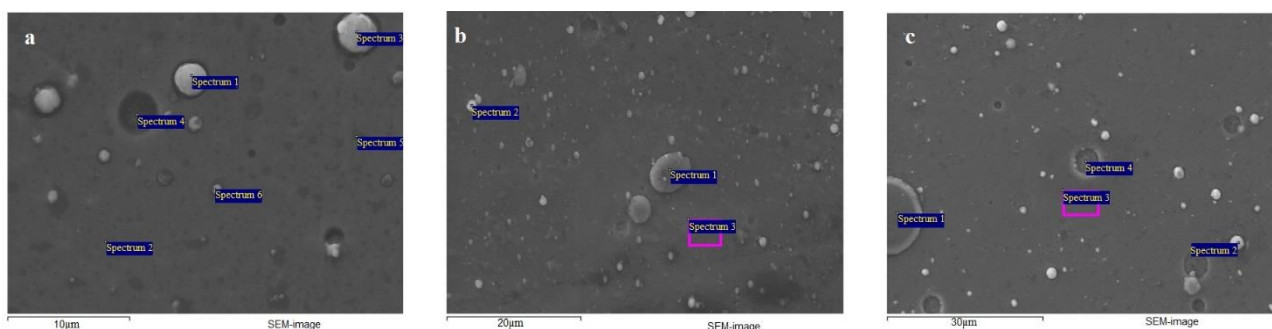


Fig. 5. SEM-images of the surface of the TiN-coating before (a) and after annealing (b), electron irradiation with a dose of  $0.08 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  (c) and  $0.52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  (g)

Figure 5 shows the areas selected for X-Ray analysis, but Table shows the chemical composition of the coating.

We can conclude that under the influence of electron irradiation a spatial redistribution of alloying elements of the alloy occurs from the analysis of the data in Table. At the same time, it was found that the amount of nickel formed in the composition of light droplet-shaped particles formed on the surface is larger compared to the composition of the base. Considering the wrap zone of energy dispersive analysis, which is much larger than the particle size, it is assumed that the light droplet-like particles are a phase based on Ni-Ti. The formation of these particles is associated with nickel segregation during electron beam irradiation. However, an X-ray analysis did not reveal any Ni-Ti-based phases, because of the low concentration of these phases.

## REFERENCES

- Chaves J., Olmos L., Jimenez O., Bouvard D., Rodriguez E., Florez M. Sintering behavior and mechanical characterisation of Ti64/xTiN composites and bilayer components, Powder Metallurgy 60(4) (2017) p. 257–266. <https://doi.org/10.1080/00325899.2017.1280585>
- Kapopara J., Mengar A., Chauhan K., Rawal S. CFD Analysis of Sputtered TiN Coating. Mater. Today Proc. 2017, 4, p. 9390–9393. <https://doi.org/10.1016/j.matpr.2017.06.191>
- Petrov P., Dechev D., Ivanov N., Hikov T., Valkov S., Nikolova M., Yankov E., Parshorov S., Bezdushnyi R., Andreeva A. Study of the influence of electron beam treatment of Ti5Al4V substrate on the mechanical properties and surface topography of multilayer TiN/TiO<sub>2</sub> coatings, Vacuum 154 (2018) p.264–271. <https://DOI.10.1016/j.vacuum.2018.05.026>
- Ion-beam and ion-plasma modification of materials / K.K. Kadyrzhanov [et al.] - Moscow: MGU Publishing House, 2005, 640 p.

## CONCLUSION

Thus, the experimental research have shown that using electron irradiation with an electron energy of 1.3 MeV and an integral irradiation dose of  $0.08 \cdot 10^{19} \div 0.52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$ , it is possible to obtain modified solid protective coatings based on titanium nitride. It was determined that electron irradiation with an electron energy of 1.3 MeV and an integral irradiation dose of  $0,52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  leads to an increase in the microhardness of the TiN coating by 20%. It has been established that the main factor in increasing the microhardness of a coating after electron irradiation in the above regimes is the formation of new phases, in particular, Co<sub>2</sub>Ti intermetallic.

*Acknowledgements:* This work was supported by grant of the Committee of Science, Ministry of Education and Science of the Republic of Kazakhstan.

5. Ramskogler C., Warchomicka F., Mostofi S., Weinberg A., Sommitsch C., Innovative surface modification of Ti6Al4V alloy by electron beam technique for biomedical application, *Materials Science and Engineering C* 78 (2017) p.105–113. <https://doi.org/10.1016/j.msec.2017.03.311>
6. Mikula M., Grancich B., Roch T., Plecenik T., Vavra I., Dobrocka E., Satka A., Bursikova V., Drzik M., Zahoran M., Plecenik A., Kus P. (2011), The influence of low-energy ion bombardment on the microstructure development and mechanical properties of TiBx coatings, *Vacuum*, 85, p.866-870. <https://doi.org/10.1016/j.vacuum.2010.12.011>
7. Nanocrystalline intermetallic and nitride structures formed under ion-beam exposure / I.A. Kurzina [and others] – Tomsk: Publishing house NTL, 2008. – 324 p.
8. Goldstein M.I. Special steel. – 2nd ed., Pererab. and add. / M.I. Goldstein, S.V. Grachev, Yu.G. Wexler. - M.: MISA, 1999. – 408 p.

### ЭЛЕКТРОНДЫҚ СӘУЛЕЛЕНУ КЕЗІНДЕГІ ТИТАН НИТРИДІ ЖАБЫНДАРЫНЫҢ МОДИФИКАЦИЯСЫ

<sup>1)</sup> Б. Рахадиллов, <sup>1)</sup> А. Кеңесбеков, <sup>1)</sup> Р. Қожанова, <sup>2)</sup> Л. Жүрерова

<sup>1)</sup> С. Аманжолов атындағы Шығыс Қазақстан мемлекеттік университеті,  
Өскемен қаласы, Қазақстан  
[rakhadilov@mail.ru](mailto:rakhadilov@mail.ru)

<sup>2)</sup> Д. Серікбаев атындағы Шығыс Қазақстан мемлекеттік техникалық университеті,  
Өскемен қаласы, Қазақстан  
[leila\\_uka@mail.ru](mailto:leila_uka@mail.ru)

Аталған жұмыста термиялық және электрондық сәулелену кезіндегі титан нитриді (TiN) жабындарының құрылымдық және фазалық өзгерістерін зерттеудің эксперименттік нәтижелері берілген. Жабындық үлгілерді үздіксіз электрондық сәулелендіру ЭЛВ-4 үдеткішінде жүргізілді. 1,3 МэВ электрондар энергиясымен және  $0.52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  интегралды сәулелену дозасымен электрондық сәулелендіру TiN жабындары микроқаттылығының 20%-ға артуына әкелетіні анықталды. Жоғарыда көрсетілген режимдерде электрондық сәулеленуден кейін жабынның микроқаттылығын арттырудың негізгі факторы жаңа фазалардың, атап айтқанда Co<sub>2</sub>Ti интерметаллидінің пайда болуы болып табылатындығы анықталды.

**Кілт сөздер:** жабын, қаттылық, электрондық сәулелену, титан нитриді, құрылым.

### МОДИФИКАЦИЯ НИТРИД-ТИТАНОВЫХ ПОКРЫТИЙ ПРИ ЭЛЕКТРОННОМ ОБЛУЧЕНИИ

<sup>1)</sup> Рахадиллов Б., <sup>1)</sup> Кеңесбеков А., <sup>1)</sup> Кожанова Р., <sup>2)</sup> Жүрерова Л.

<sup>1)</sup> Восточно-Казахстанский государственный университет им. С. Аманжолова,  
Усть-Каменогорск, Казахстан  
[rakhadilov@mail.ru](mailto:rakhadilov@mail.ru)

<sup>2)</sup> Восточно-Казахстанский государственный технический университет им. Д. Серикбаева,  
Усть-Каменогорск, Казахстан  
[leila\\_uka@mail.ru](mailto:leila_uka@mail.ru)

В данной работе представлены экспериментальные результаты исследования структурных и фазовых изменений нитрид-титановых (TiN) покрытий при термическом и электронном облучении. Непрерывное электронное облучение покрытых образцов проводили на ускорителе ЭЛВ-4. Установлено, что электронное облучение с энергией электронов 1,3 МэВ и интегральной дозой облучения  $0.52 \cdot 10^{19} \text{ e}^-/\text{cm}^2$  приводит к увеличению микротвердости покрытий TiN на 20%. Установлено, что основным фактором увеличения микротвердости покрытия после электронного облучения в вышеуказанных режимах является образование новых фаз, в частности интерметаллида Co<sub>2</sub>Ti.

**Ключевые слова:** покрытие, твердость, электронное облучение, нитрид титана, структура.

УДК 631.41:622.245:504.064:539.16

## РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ИСКУССТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ПО АГРЕГАТНЫМ ФРАКЦИЯМ ПОЧВ В РАЙОНЕ ПРОВЕДЕНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В СКВАЖИНАХ НА ПЛОЩАДКЕ «БАЛАПАН»

Кабдыракова А.М., Меньдубаев А.Т.

*Филиал «Институт радиационной безопасности и экологии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

В работе представлены результаты исследования распределения искусственных радионуклидов по агрегатным фракциям почв на следах радиоактивных выпадений в районе двух скважин – № 1301 и № 1077 (бывшая испытательная площадка «Балапан»), где были осуществлены подземные ядерные испытания, различающиеся по характеру фактической радиационной обстановки. В районе скважины № 1301, где подземный ядерный взрыв сопровождался непредвиденным выходом в атмосферу радиоактивных продуктов взрыва, наибольшая аккумуляция  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  происходит во фракциях размером от 250 до 1000 мкм. Распределение  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$  характеризуется двумя различающимися тенденциями – преимущественным обогащением фракций размером от 250 до 1000 мкм в ближней зоне следа (до 250 м) и преимущественным обогащением фракций размером 5–8 мкм и <1 мкм на удаленном участке следа (от 700 до 2500 м). В районе скважины № 1077, где предполагается, что подземный взрыв сопровождался истечением радиоактивных инертных газов,  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  преимущественно сконцентрированы во фракциях размером менее 5 мкм,  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$  – во фракциях размером 8–40 мкм и <1 мкм.

**Ключевые слова:** Семипалатинский испытательный полигон (СИП), площадка «Балапан», подземные ядерные испытания, скважина, искусственные радионуклиды, цезий ( $^{137}\text{Cs}$ ), стронций ( $^{90}\text{Sr}$ ), америций ( $^{241}\text{Am}$ ), плутоний ( $^{239+240}\text{Pu}$ ), почва, агрегатные фракции.

### ВВЕДЕНИЕ

Площадка «Балапан» расположена в восточной части Семипалатинского испытательного полигона (СИП), на левом берегу р. Чаган и занимает площадь около 780 км<sup>2</sup>. В период с 1965 по 1989 гг. на площадке проводились подземные ядерные взрывы в скважинах мощностью до 100–200 кт. Всего на площадке было проведено 105 испытаний с подрывом 167 ядерных зарядов [1–2].

Степень и характер формирования загрязнения объектов окружающей среды в районе проведения подземных ядерных испытаний зависят от условий, которые имели место при их проведении. По характеру фактически наблюдаемой радиационной обстановки подземные ядерные взрывы, осуществленные на СИП, подразделялись на взрывы с выбросом грунта (ВВГ) или экскавационные, взрывы камуфлетные полные (ВКП), взрывы неполного камуфлета, сопровождающиеся незначительным истечением в атмосферу радиоактивных инертных газов (ВНК-РИГ) и взрывы неполного камуфлета с нештатной радиационной ситуацией (ВНК-НРС) [1–3]. Взрывы камуфлетные полные (ВКП), как правило, не приводят к радиоактивному загрязнению дневной поверхности, так как образовавшиеся радиоактивные продукты взрыва остаются в полости взрыва. Помимо экскавационных взрывов, к формированию радиоактивного загрязнения местности также приводят взрывы неполного камуфлета, сопровождающиеся незначительным истечением в атмосферу радиоактивных инертных газов (ВНК-РИГ), и взрывы неполного камуфлета с нештатной радиационной ситуацией (ВНК-НРС). Последние приводят к существенному радиоактивному загрязнению дневной поверхности,

так как сопровождаются непредсказуемым ранним напорным выходом в атмосферу радиоактивных продуктов взрыва вследствие нарушения нормального процесса проведения испытания.

При проведении подземных ядерных испытаний в скважинах на площадке «Балапан» произошли 4 нештатных радиационных ситуаций. В районе скважин с нештатной радиационной ситуацией были обнаружены участки с высоким уровнем радиационного загрязнения. Радиоактивное загрязнение, в основном, распространено как у оголовков скважин, так и за пределами приустьевых площадок в виде протяженных следов радиоактивных выпадений шириной от 100 до 200 м, длиной – от 250 до 2000 метров [4–7].

Ядерные испытания в остальных скважинах прошли в штатном режиме [8]. В ходе проведенных радиоэкологических обследований установлено присутствие радиоактивного загрязнения почвенного покрова в районе 14 скважин. Из них высоким уровнем загрязнения характеризовались районы приустьевых площадок 7 скважин. Радиоактивное загрязнение в виде локальных пятен, в основном, сосредоточено в районе оголовков скважин на расстоянии до 50–100 м [4, 5, 7]. Присутствие радиоактивного загрязнения в районе скважин может свидетельствовать о том, что взрывы были осуществлены с нарушением камуфлетности и очевидно, сопровождалось выходом радиоактивных инертных газов в атмосферу.

Исследования распределения искусственных радионуклидов по гранулометрическим (агрегатным) фракциям почвы на площадке «Балапан» проведены на следе радиоактивных выпадений от подземного ядерного взрыва с выбросом грунта в районе объекта

«Атомное озеро». Результаты показали, что распределение элементов материала ядерного заряда ( $^{241}\text{Am}$ ,  $^{239+240}\text{Pu}$ ) и продуктов деления ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ) в гранулометрических фракциях почвы характеризуются двумя противоположными тенденциями. Радионуклиды  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$  в наибольшей степени сосредоточены во фракциях почвы размером 500–1000 мкм и 8–40 мкм, радионуклиды  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  – во фракции размером <1 мкм. При этом преимущественная аккумуляция  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$  во фракции размером 1000–500 мкм выявлена вблизи места проведения испытания (до 800 м), тогда как на удалении от него (до ~3 км) преобладающее содержание трансурановых радионуклидов приходится на фракцию размером 8–40 мкм [9–11].

Подобные исследования также проводились в местах проведения подземных ядерных испытаний в скважинах на полигоне «Азгир», которые показали, что радионуклиды  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{241}\text{Am}$  сосредоточены в мелкодисперсных фракциях почвы. Около 68–98%  $^{137}\text{Cs}$  и ~50%  $^{241}\text{Am}$  сосредоточены во фракции размером <63 мкм [12]. Необходимо отметить, что несмотря на то, что все взрывы на полигоне «Азгир» проектировались как полностью камуфлетные, данные о некоторых параметрах осуществлённых ядерных взрывов свидетельствовали о том, что испытания сопровождались продолжительными (от нескольких дней до нескольких месяцев) выбросами в атмосферу радиоактивных газов [13, 14].

Целью настоящих исследований являлось выявление особенностей формирования радиоактивного загрязнения почвы по характеру распределения искусственных радионуклидов по агрегатным фракциям почвы в местах проведения подземных ядерных взрывов в скважинах.

#### ОБЪЕКТЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

*Объекты исследования.* Исследования проводились в районе двух скважин, где были проведены подземные ядерные испытания – № 1301 и № 1077. Испытание в скважине № 1301 проводилось 16.04.1974 г., мощность взрыва составила 0,001–20 кт. Взрыв в скважине сопровождался нештатной радиационной ситуацией. При этом наблюдалось быстрое и динамичное истечение газообразных продуктов в эпицентральной зоне и их возгорание. В месте проведения испытания имеются признаки нарушения естественного рельефа, т.е. небольшая воронка с кромкой из навала грунта, заполненная водой [15].

Испытание в скважине № 1077 проводилось 05.07.1978 г., мощность взрыва составила 20–150 кт. Согласно имеющейся информации испытание в данной скважине было проведено в штатном режиме [16, 4]. Однако в районе приустьевой площадки скважины выявлено высокое радиоактивное загрязнение почвенного покрова, характеризующееся преимущественным содержанием продуктов деления ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ) [5, 8]. Предполагается, что данное испытание относится к категории взрывов неполного камуфлета

с истечением радиоактивных инертных газов. В месте проведения испытания нарушений конструкции скважины не наблюдается.

*Методология исследования.* Этапы исследования включали полевые работы, в ходе которых был произведен отбор поверхностного слоя почвы, и лабораторные работы, которые заключались в общей подготовке проб почвы к анализам, разделении проб на агрегатные фракции и определении концентрации радионуклидов в почве и во фракциях.

*Отбор проб почвы.* Отбор проб почвы в районе скважины № 1301 производился на следе радиоактивных выпадений в продольном и поперечном направлениях по удалению от места проведения испытания. По продольному профилю (протяженность 400 м) отобраны 6 проб, по поперечному (протяженность ~2500 м) – 9 проб. Расстояние между точками составило от 50 до 400 м (рисунок 1).

След в районе скважины № 1077 распадается на две части, схожие по форме и площади, простирающиеся в западном и юго-западном направлениях. Отбор проб производился по двум профилям (70–80 м), расположенным по направлениям следов (частей), по мере отдаления от места проведения испытания. Всего в данном районе отобрано 8 проб. Расстояние между точками составило 10–20 м. Схема расположения точек отбора проб почвы на следах представлена на рисунке 1.

На месте, выбранном для отбора пробы, выделялся небольшой участок размером 1–2 м<sup>2</sup>, в пределах которого был произведен отбор 5 точечных проб поверхностного слоя почвы глубиной 5 см. Точечные пробы отбирались по углам и центру участка (метод «конверта») и объединялись в одну общую пробу. Для отбора точечной пробы использовался пробоотборный совок размерами 5×10×10 см (Г×Ш×В). Средняя масса объединенной пробы составляла 3–3,5 кг.

*Подготовка проб к анализам.* Образцы почвы высушивались в сушильном шкафу при температуре не более 60 °С. Из высушенного образца почвы удалялись крупные камни и растительные включения, после чего сухая проба просеивалась через сито с размером ячеек 1 мм. Каменистая фракция размером >1 мм исключалась из дальнейших исследований, фракция размером <1 мм подвергалась дальнейшему разделению на агрегатные фракции (фракционирование).

*Разделение почвы на агрегатные фракции.* Для разделения почвы на агрегатные фракции были последовательно использованы два метода: «мокрый» ситовой рассев и седиментация (отмучивание). С помощью ситовой расसेва выделены фракции 1000–500; 500–250; 250–100; 100–63, 63–40 мкм. Фракция, прошедшая через сито с размером отверстий 40 мкм, в дальнейшем подвергалась седиментации. Методом седиментации выделены фракции с размером частиц 40–8 мкм, 8–5 мкм, 5–1 мкм и <1 мкм.

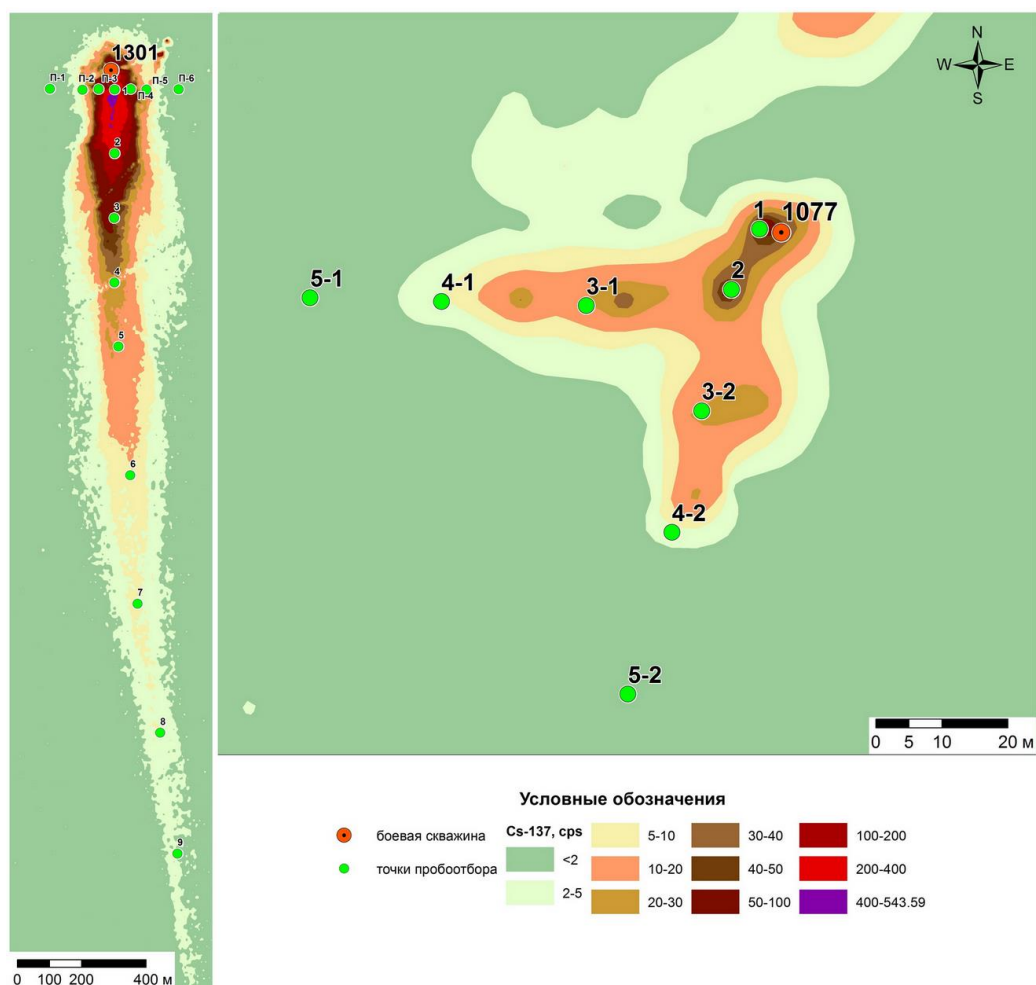


Рисунок 1. Схема расположения точек отбора проб в районе скважин 1301 (слева) и 1077 (справа)

**Радионуклидные анализы.** Определение удельной активности радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{241}\text{Am}$  проводилось на гамма-спектрометре с полупроводниковым детектором Canberra BE5030 (CANBERRA, США) [17]. Определение удельной активности  $^{90}\text{Sr}$  проводилось прямым измерением на бета-спектрометре «Прогресс-БГ», Россия [18]. Однако в случае, если удельная активность радионуклида в образцах находилась ниже детектируемого предела, который составляет 100 Бк/кг, проводился радиохимический анализ.

Радиохимическое выделение  $^{90}\text{Sr}$ , а также и  $^{239+240}\text{Pu}$ , состояло из нескольких этапов: извлечения радионуклидов из почвенной матрицы методом полного разложения, очистки от мешающих радионуклидов, подготовки счетных образцов и определения удельной активности радиоизотопов [19]. Удельная активность  $^{239+240}\text{Pu}$  в счетном образце определялась с помощью альфа-спектрометра с полупроводниковым детектором «Alpha – Analyst» («CANBERRA», США). Удельная активность  $^{90}\text{Sr}$  определялась по равновесной удельной активности Y-90 на жидкоцинтилляционном бета-спектрометре Tri-Carb 2910TR (Perkin Elmer, США). Химический выход

стронция определялся методом атомно-эмиссионной спектроскопии (ICP-AS).

#### РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

**Микроагрегатный (гранулометрический) состав почв.** По относительному содержанию агрегатных фракций (таблица 1) дана характеристика макро- и микро- агрегатного состава исследуемых почв.

Макро- и микро-агрегатный состав почвы в районе скважины № 1301 складывается практически из равных долей всех фракций, за исключением илистой (<math><1</math> мкм). Илистая фракция занимает наименьшую долю в почвенной массе. В целом агрегатный состав почв в исследуемом районе однородный.

В почвах в районе скважины № 1077 преобладают крупнодисперсные (песчаные) фракции с размером агрегатов от 100 до 1000 мкм, на долю которых приходится в сумме 40–70% массы почвы. Следующую значимую долю занимает фракция микроагрегатов размером 8–40 мкм. Наименьшей массовой долей обладает фракция размером <math><1</math> мкм. Однако в единичных случаях выявлено, что содержание илистой фракции значительно увеличивается и она является доминирующей в микроагрегатном составе почвы.

**РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ИСКУССТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ПО АГРЕГАТНЫМ ФРАКЦИЯМ ПОЧВ В РАЙОНЕ  
ПРОВЕДЕНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В СКВАЖИНАХ НА ПЛОЩАДКЕ «БАЛАПАН»**

Таблица 1. Содержание агрегатных фракций в почвах в районе скважин № 1307 и № 1077, % по массе

Значение	Фракция, мкм								
	1000–500	500–250	250–100	100–63	63–40	40–8	8–5	5–1	<1
скважина № 1301									
мин.	6,1	5,7	10	4,1	6,3	11,2	8,3	8,7	2
макс.	13,7	15,2	18,1	13,4	17,2	17,9	13,8	35,5	5,2
ср.	10,2	9,1	15	9,9	10,4	14,8	10,7	15,3	3,5
скважина № 1077									
мин.	15,2	12	10,8	3	3	5,9	2,9	3,6	0,7
макс.	36,4	25	14,2	7,4	7,6	15,1	8,1	11,6	17,9
ср.	28,4	18,4	12,6	5,6	5,1	10,8	6,6	7,4	3,9

Таблица 2. Удельная активность радионуклидов в почвах на следе радиоактивных выпадений в районе скважин № 1301 и № 1077, Бк/кг

Точка отбора	Удельная активность, Бк/кг				<sup>137</sup> Cs/ <sup>241</sup> Am
	<sup>137</sup> Cs	<sup>90</sup> Sr	<sup>241</sup> Am	<sup>239+240</sup> Pu	
скважина № 1301					
П-1	36±7	24±5	24±5	190±40	1,5
П-2	430±90	260±45	6±1,2	63±18	75
П-3	9755±2000	5000±1000	34±7	585±120	290
П-4	6250±1200	4820±900	17±3	390±100	360
П-5	900±200	840±160	10±2	135±30	90
П-6	52±10	30±6	9±2	125±25	6
1	74800±15000	46350±9000	160±30	4830±950	470
2	13630±3000	9000±2000	28±5	640±130	480
3	3710±700	2970±600	355±70	120±20	10
4	3340±600	2600±500	84±17	1160±200	40
5	1000±200	670±130	150±30	1230±200	7
6	900±200	500±100	75±15	260±50	10
7	490±100	45±9	34±7	80±15	15
8	250±50	28±6	50±10	160±30	5
9	210±40	92±18	22±4	270±50	9
скважина 1077					
1	1860±400	40±8	42±8	23±8	44
2	24±5	20±4	6±1,2	70±9	4
3-1	1450±300	450±90	13±3	275±50	110
4-1	27±5	4±1	15±3	66±10	1,8
5-1	16±8	-	25±5	39±10	0,6
3-2	57±15	<6	27±6	150±50	2
4-2	920±160	-	30±6	120±40	30
5-2	200±40	-	7±1,4	53±15	28

Характер и уровень загрязнения исследуемых почв. Данные о содержании искусственных радионуклидов в почвах в районе скважин № 1301 и № 1077 представлены в таблице 2.

Из таблицы видно, что почвы на следе радиоактивных выпадений в районе скважины № 1301 характеризуются высоким уровнем радиоактивного загрязнения. Основной вклад в загрязнение вносят продукты деления (<sup>137</sup>Cs, <sup>90</sup>Sr), однако содержание трансурановых радионуклидов, в особенности <sup>239+240</sup>Pu, также значимое. В продольном профиле (т.1-9) по мере отдаления от места испытания удельная активность <sup>137</sup>Cs и <sup>90</sup>Sr постепенно снижается. В поперечном профиле отмечается схожая тенденция. В крайних точках поперечного профиля (т. П-1, т. П-6), удельная активность <sup>137</sup>Cs и <sup>90</sup>Sr в почве соизмерима с фоновым содержанием данных радионуклидов в почвах СИП [20].

В характере пространственного распределения <sup>241</sup>Am и <sup>239+240</sup>Pu в районе скважины № 1301 закономерного изменения их удельной активности по следу

не наблюдается. Однако, существенно меняется соотношение удельной активности <sup>137</sup>Cs и <sup>241</sup>Am. Вблизи места проведения испытания (т. 1-2, П-3, П-4) соотношение <sup>137</sup>Cs/<sup>241</sup>Am наиболее высокое и по мере отдаления от него разница между удельной активностью <sup>137</sup>Cs и <sup>241</sup>Am постепенно сокращается.

В почвах на следе радиоактивных выпадений в районе скважины № 1077 удельная активность <sup>137</sup>Cs сильно варьирует. Характер пространственного изменения его содержания по следам несколько хаотичен. В нескольких точках (т. 2, 4-1, 5-1, 3-2) удельная активность радионуклида находится на уровне фоновых значений для СИП [20], либо отклоняется от них незначительно. Данные точки, очевидно, не характеризуют исследуемое загрязнение. В некоторых точках (т. 1, 3-1, 4-2, 5-2) уровень загрязнения почвы <sup>137</sup>Cs значительный, а также заметно отличается соотношение <sup>137</sup>Cs/<sup>241</sup>Am. При этом данные точки в пространственном отношении расположены в разных местах следа и на некотором расстоянии друг от друга, что может свидетельствовать о том, что радио-

активное загрязнение почвы в действительности имеет пятнистый характер.

Характер загрязнения почвы  $^{241}\text{Am}$  в районе скважины № 1077 заметно отличается от загрязнения  $^{137}\text{Cs}$ . Удельная активность радионуклида по исследуемому следу распределена достаточно равномерно, вариативность значений невысокая. В точках с различным уровнем загрязнения соотношение удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{241}\text{Am}$  существенно различается. Вместе с тем, в некоторых местах на следе отмечается повышенное содержание  $^{239+240}\text{Pu}$  в почве (т. 3-1, 3-2, 4-2). Необходимо отметить, что для предполагаемых условий формирования радиоактивного загрязнения (истечение благородных газов) присутствие в почве трансурановых радионуклидов нехарактерно, так как они не имеют летучих и газообразных предшественников. Более того они относятся к классу тугоплавких радионуклидов и при подземных взрывах, которые не привели к нарушению почвенной толщи, как правило, задерживаются в полости взрыва. Трансурановые радионуклиды, присутствующие в данных почвах, вероятно, принадлежат иным испытаниям, радиоактивные выпадения которых оказали влияние на территорию площадки «Балапан». Также нельзя исключать вероятность выноса продуктов ядерного взрыва на дневную поверхность в результате проведения буровых работ до полости взрыва, которые нередко выполнялись в исследовательских целях после проведения подземных ядерных испытаний. На основании полученных данных об уровнях и характере загрязнения почвенного покрова предполагается, что из всех рассматриваемых проб наиболее достоверно характеризуют радиоактивное загрязнение, сформированное в результате испытания в скважине № 1077, точки 1, 3-1, 4-2 и 5-2.

*Распределение радионуклидов по гранулометрическим фракциям почвы.* В качестве параметра распределения искусственных радионуклидов  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{239+240}\text{Pu}$  и  $^{90}\text{Sr}$  по агрегатным фракциям почвы был использован коэффициент обогащения ( $K_o$ ), определяемый как отношение удельной активности радионуклида в гранулометрической фракции ( $A_{уд.}^{фр.}$ ) к его удельной активности в исходной почве ( $\bar{A}_{уд.}^п$ ) согласно формуле:

$$K_o = A_{уд.}^{фр.} / \bar{A}_{уд.}^п.$$

$K_o$  является показателем степени обогащенности или обедненности агрегатных фракций радионуклидами относительно их среднего содержания в почве.

Значения  $K_o$  агрегатных фракций почвы на следе радиоактивных выпадений в районе скважины № 1301 представлены в таблице 3.

В поперечном профиле, за исключением двух крайних точек (т. П-1, т. П-6), преобладающая аккумуляция  $^{137}\text{Cs}$  отмечается в крупнодисперсных фрак-

циях почвы. Наибольшие значения  $K_o$  установлены во фракции размером 500–1000 мкм. Вместе с тем, содержание радионуклида во фракции размером <1 мкм также несколько повышено. В точках, расположенных на периферии профиля (т. П-1, т. П-6), крупнодисперсные фракции почвы заметно обеднены  $^{137}\text{Cs}$ . Преимущественное обогащение радионуклидом в них выявлено во фракции размером <1 мкм. При этом значения  $K_o$  в данной фракции значительно выше, чем в остальных точках профиля. В продольном профиле выраженной дифференциации содержания радионуклида в агрегатных фракциях почвы не наблюдается.

Распределение  $^{90}\text{Sr}$  по агрегатным фракциям почвы в поперечном профиле характеризуется схожей тенденцией, что и распределение  $^{137}\text{Cs}$ . Отличается только незначительным обеднением фракции размером <1 мкм в точках П-2 – П-4. В продольном профиле преимущественная аккумуляция  $^{90}\text{Sr}$  выявлена в крупнодисперсных фракциях размером 250–500 мкм и 500–1000 мкм. По мере отдаления от места проведения испытания отмечается некоторое снижение значения  $K_o$  фракции размером 500–1000 мкм и увеличение значения  $K_o$  фракции размером 250–500 мкм. Тонкодисперсные фракции, в особенности фракция <1 мкм, обеднены радионуклидом.

В характере распределения  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$  отмечаются схожие тенденции. Крайние несколько точек поперечного профиля отличаются доминирующим содержанием радионуклидов во фракциях размером микроагрегатов менее 100 мкм. В средней части профиля (т. П-3 – П-4) преимущественная аккумуляция радионуклидов установлена в крупнодисперсных фракциях, в особенности во фракции размером 500–1000 мкм. Схожая тенденция также отмечается в точках, расположенных вблизи места проведения испытания (т. 1-2) в продольном профиле. В последующих точках (т. 3-9) наиболее высокие значения  $K_o$  сосредоточены во фракциях размером 8–40 мкм и 5–8 мкм. При этом значения  $K_o$  данных фракций повышенные.

Значения  $K_o$  агрегатных фракций почвы на следе радиоактивных выпадений в районе скважины № 1077 представлены в таблице 4.

Распределение  $^{137}\text{Cs}$  по агрегатным фракциям почв в районе скважины № 1077 характеризуется тенденцией наибольшего обогащения им тонкодисперсных фракций, в особенности фракции размером <1 мкм. При этом существенного отличия характера распределения в точках с различным уровнем радиоактивного загрязнения не наблюдается. Данное обстоятельство можно объяснить тем, что механизм формирования загрязнения почвы продуктами деления ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ) при условии истечения радиоактивных инертных газов по своей природе сходен с таковым при «фоновом» загрязнении, т.е. при глобальных выпадениях.



**РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ИСКУССТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ПО АГРЕГАТНЫМ ФРАКЦИЯМ ПОЧВ В РАЙОНЕ  
ПРОВЕДЕНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В СКВАЖИНАХ НА ПЛОЩАДКЕ «БАЛАПАН»**

Таблица 3. Ко агрегатных фракций почвы радионуклидами в районе скважины № 1301

Точка отбора	Фракция, мкм								
	1000-500	500-250	250-100	100-63	63-40	40-8	8-5	5-1	<1
<b><sup>137</sup>Cs</b>									
П-1	0,22	0,25	0,67	0,72	0,61	0,97	1,08	2,08	3,33
П-2	1,73	1,45	1,31	0,87	0,73	0,66	0,68	0,87	1,48
П-3	2,05	1,85	1,74	1,33	1,03	0,82	0,62	0,72	0,78
П-4	1,49	1,30	1,38	0,91	0,74	0,70	0,59	0,90	1,15
П-5	2,21	1,66	1,22	0,75	0,74	0,73	0,59	0,70	1,11
П-6	0,38	0,59	0,69	0,84	0,77	1,13	1,17	1,48	3,45
1	1,15	1,34	1,60	1,28	1,11	0,71	0,59	0,84	0,90
2	1,39	1,17	1,17	0,81	0,81	0,88	0,73	0,88	1,69
3	1,43	1,27	1,02	0,70	0,73	0,94	0,81	0,97	1,54
4	1,65	1,77	1,23	0,72	0,75	0,90	0,75	0,72	1,32
5	0,74	1,47	1,27	0,79	0,79	0,89	0,86	0,98	1,67
6	1,04	1,68	1,01	0,65	0,71	0,76	0,97	1,68	0,61
7	1,21	1,78	0,98	0,70	0,70	0,84	0,88	1,06	1,49
8	0,60	1,47	1,03	0,83	0,83	0,87	0,91	1,23	1,91
9	0,82	1,68	0,91	0,86	0,77	0,86	0,96	1,10	1,63
<b><sup>90</sup>Sr</b>									
П-1	0,76	0,81	0,89	0,89	1,19	0,55	0,98	1,40	2,21
П-2	2,03	1,95	1,80	1,19	0,92	0,63	0,51	<0,15	0,42
П-3	2,79	2,19	1,99	1,91	1,65	0,28	1,02	0,30	0,40
П-4	1,84	2,05	1,65	1,06	0,85	0,66	0,25	0,23	0,27
П-5	3,10	1,91	1,31	0,94	0,66	0,58	0,31	0,42	0,48
1	1,90	1,77	2,37	2,03	1,34	0,73	0,37	0,22	0,32
2	1,55	1,66	0,51	1,11	1,09	0,77	1,66	0,43	0,37
3	2,26	1,11	1,14	0,64	0,91	0,91	0,51	0,57	0,57
4	1,96	2,96	1,27	0,58	0,88	0,81	0,46	0,38	0,42
5	1,06	1,64	1,64	0,78	1,02	0,99	0,82	0,19	0,87
6	1,02	2,21	0,92	1,03	0,72	0,98	0,42	1,04	0,88
7	1,34	3,08	1,41	0,45	0,33	0,74	0,13	0,65	0,25
8	0,64	3,74	0,53	0,82	0,43	0,43	0,39	0,39	0,14
9	0,97	1,95	1,03	0,97	0,87	0,76	0,65	1,08	0,76
<b><sup>241</sup>Am</b>									
П-1	0,06	0,11	0,17	1,51	1,72	1,13	0,92	1,43	2,44
П-2	0,27	0,41	0,57	0,11	1,52	1,22	1,05	1,77	1,86
П-3	2,56	2,16	2,07	1,66	2,27	0,64	0,32	0,35	0,23
П-4	1,85	1,45	1,39	0,81	0,69	0,81	0,80	0,55	0,50
П-5	0,59	0,35	0,43	0,57	1,15	2,40	1,25	0,58	0,81
П-6	0,21	0,12	0,75	0,22	1,48	1,17	1,70	1,59	1,59
1	1,97	2,29	2,16	1,78	1,21	0,60	0,32	0,25	0,39
2	2,25	1,57	1,00	1,00	0,93	0,71	0,43	0,43	1,14
3	0,03	0,07	0,03	0,02	0,03	5,39	0,09	0,04	0,03
4	0,13	0,15	0,10	0,14	0,12	1,19	3,56	1,66	2,61
5	0,02	0,02	1,42	0,25	0,74	1,28	3,98	0,33	0,74
6	0,07	0,05	0,12	0,43	0,33	0,43	7,07	0,80	0,93
7	0,10	0,09	0,15	0,42	0,28	0,95	3,58	3,28	1,61
8	0,03	0,08	0,11	0,22	0,59	4,87	0,57	0,97	0,95
9	0,09	0,18	0,09	0,45	0,26	2,93	1,44	1,35	3,25
<b><sup>239+240</sup>Pu</b>									
П-1	0,04	0,10	0,35	0,52	1,25	1,19	0,78	2,08	3,79
П-2	0,95	0,48	0,30	0,29	2,86	0,49	0,95	1,4	1,11
П-3	3,07	3,25	2,56	1,40	1,30	0,63	0,27	0,22	0,34
П-4	2,62	1,05	1,72	0,26	0,49	0,67	0,51	0,69	0,64
П-5	1,56	0,89	0,64	3,11	0,89	0,60	0,42	0,89	0,60
П-6	0,14	0,17	0,26	0,89	1,46	2,27	1,38	1,05	0,89
1	2,05	2,7	2,49	1,45	1,04	0,64	0,25	0,12	0,23
2	2,66	2,97	0,92	0,91	0,64	0,49	0,45	0,25	0,21
3	1,63	1,06	0,60	0,51	0,74	1,88	0,63	0,69	0,51
4	0,04	0,05	0,04	0,15	0,03	0,48	4,91	1,64	1,98
5	0,01	0,04	0,27	0,02	0,19	0,24	7,95	0,07	0,89
6	0,16	0,26	0,25	1,62	0,42	1,25	3,43	0,23	4,24
7	0,09	0,17	0,25	0,89	0,40	1,24	4,22	0,93	1,99
8	0,05	0,11	0,22	0,29	0,70	4,06	0,82	1,52	1,33
9	0,44	0,07	0,16	0,89	0,18	3,15	0,89	0,32	5,93

**РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ИСКУССТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ПО АГРЕГАТНЫМ ФРАКЦИЯМ ПОЧВ В РАЙОНЕ  
ПРОВЕДЕНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В СКВАЖИНАХ НА ПЛОЩАДКЕ «БАЛАПАН»**

Таблица 4.  $K_0$  агрегатных фракций радионуклидами в районе скважины № 1077

Точка отбора	Фракция, мкм								
	1000–500	500–250	250–100	100–63	63–40	40–8	8–5	5–1	<1
<b><sup>137</sup>Cs</b>									
1	0,39	0,65	1,18	1,18	0,97	1,51	1,94	2,15	2,69
2	0,28	0,41	1,45	1,82	1,12	1,33	1,95	2,65	2,44
3-1	0,53	0,69	0,96	0,83	0,83	1,03	1,24	1,51	1,31
4-1	0,35	0,55	1,24	1,42	0,76	1,31	1,82	2,44	2,51
5-1	<0,46	0,53	1,03	2,19	1,22	1,16	1,48	2,44	3,67
3-2	0,31	0,38	1,03	2,09	2,09	2,27	2,62	2,79	3,66
4-2	0,29	0,58	0,99	1,42	1,20	1,31	1,96	2,61	3,70
5-2	0,27	0,45	0,79	1,14	1,39	1,49	2,08	3,17	4,22
<b><sup>90</sup>Sr</b>									
1	1,25	0,62	0,48	0,19	0,51	0,84	1,76	4,30	3,93
2	0,44	1,81	2,69	0,88	0,44	0,44	<0,34	0,83	<0,15
3-1	0,25	0,29	0,36	0,60	1,43	1,54	1,50	2,24	1,23
4-1	<0,86	<1,91	1,3	1,51	1,3	<0,86	1,03	2,81	2,60
<b><sup>241</sup>Am</b>									
1	<0,03	<0,08	<0,05	8,09	<0,06	2,05	0,55	0,43	0,88
2	0,15	0,35	0,46	0,61	0,99	2,31	4,28	2,14	4,28
3-1	<0,13	<0,13	0,31	1,56	<0,23	2,82	0,70	3,04	0,50
4-1	<0,05	0,17	0,16	0,34	0,19	4,08	4,27	0,99	1,30
5-1	<0,16	<0,12	0,23	1,39	0,53	4,90	2,08	1,47	1,47
3-2	<0,04	<0,05	<0,04	0,10	0,33	2,06	1,29	3,27	62,45
4-2	0,13	0,16	<0,10	1,04	1,60	1,90	4,34	3,07	2,54
5-2	<0,15	1,15	<0,39	<1,21	1,44	2,12	1,52	2,88	2,42
<b><sup>239+240</sup>Pu</b>									
1	0,70	0,61	0,15	0,39	0,29	1,79	2,79	3,62	5,23
2	0,08	0,20	0,06	0,17	0,27	5,87	2,43	0,73	2,00
3-1	0,02	0,02	0,02	0,04	0,17	0,31	0,31	0,10	5,09
4-1	0,26	0,53	0,21	0,54	0,76	1,12	3,63	2,57	5,60
5-1	0,49	0,41	0,74	0,74	1,28	2,05	1,41	3,07	3,84
3-2	0,01	0,01	0,04	0,15	0,19	7,38	0,11	2,75	32,87
4-2	0,17	0,17	0,12	1,79	0,77	1,96	2,13	4,18	4,78
5-2	0,15	0,10	0,19	1,14	1,14	3,43	1,52	4,19	1,52

В обоих случаях к загрязнению почвенного покрова продуктами деления приводит осаждение мелкодисперсных аэрозольных частиц, образованных результате сорбции либо конденсации газообразных радиоактивных продуктов на мелкозернистых частицах в атмосфере и их дальнейшего радиоактивного распада [16, 21].

В целом, преимущественная аккумуляция <sup>90</sup>Sr происходит в тонкодисперсных фракциях почвы размером менее 5 мкм. Однако, в силу недостаточности данных не удастся дать объективную оценку характера распределения <sup>90</sup>Sr по агрегатным фракциям почвы в исследуемом районе.

Преобладающее содержание <sup>241</sup>Am сосредоточено в тонкодисперсных фракциях почвы размером менее 40 мкм. Однако, за исключением единичных случаев, в значительной степени радионуклид аккумулярован во фракциях размером от 5 до 40 мкм. Схожая тенденция отмечается и в характере распределения <sup>239+240</sup>Pu. Наряду с существенной аккумуляцией радионуклида во фракции размером <1 мкм, отмечается повышенное его содержание во фракции размером 8–40 мкм.

Графики, представленные на рисунках 2 и 3, наглядно демонстрируют особенности распределения радионуклидов по агрегатным фракциям почв на исследуемых объектах. В качестве интегрального пока-

зателя для построения графиков использованы средние значения  $K_0$  фракций. При этом из расчета среднего значения  $K_0$  исключены результаты, полученные в местах (точках), не характеризующих соответствующее радиоактивное загрязнение. Так, из расчета средних значений  $K_0$  фракций для <sup>137</sup>Cs и <sup>90</sup>Sr в районе скважины № 1301 исключены крайние точки поперечного профиля (П-1, П-6). Вместе с тем, средние значения  $K_0$  для <sup>241</sup>Am и <sup>239+240</sup>Pu рассчитаны для двух условных зон, различающихся по характеру распределения радионуклидов по агрегатным фракциям почвы: зона 1 – близлежащая к месту проведения испытания, характеризующаяся наибольшим накоплением радионуклидов в крупнодисперсной фракции почвы (т. ПЗ–П4, 1-2); зона 2 – последующая за 1-й условной зоной, характеризующаяся наибольшим накоплением радионуклидов в тонкодисперсных фракциях почвы (т. 4-9).

На следе в районе скважины № 1077 расчет средних значений  $K_0$  фракций для <sup>137</sup>Cs и <sup>90</sup>Sr производился с использованием результатов, полученных в точках 1, 3-1, 4-2, 5-2, так как они в наибольшей степени характеризуют данное загрязнение. В расчетах средних значений  $K_0$  для <sup>241</sup>Am и <sup>239+240</sup>Pu использовался весь массив полученных данных, поскольку выраженной трансформации характера распределения радионуклидов по следу не установлено.

**РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ИСКУССТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ПО АГРЕГАТНЫМ ФРАКЦИЯМ ПОЧВ В РАЙОНЕ  
ПРОВЕДЕНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В СКВАЖИНАХ НА ПЛОЩАДКЕ «БАЛАПАН»**

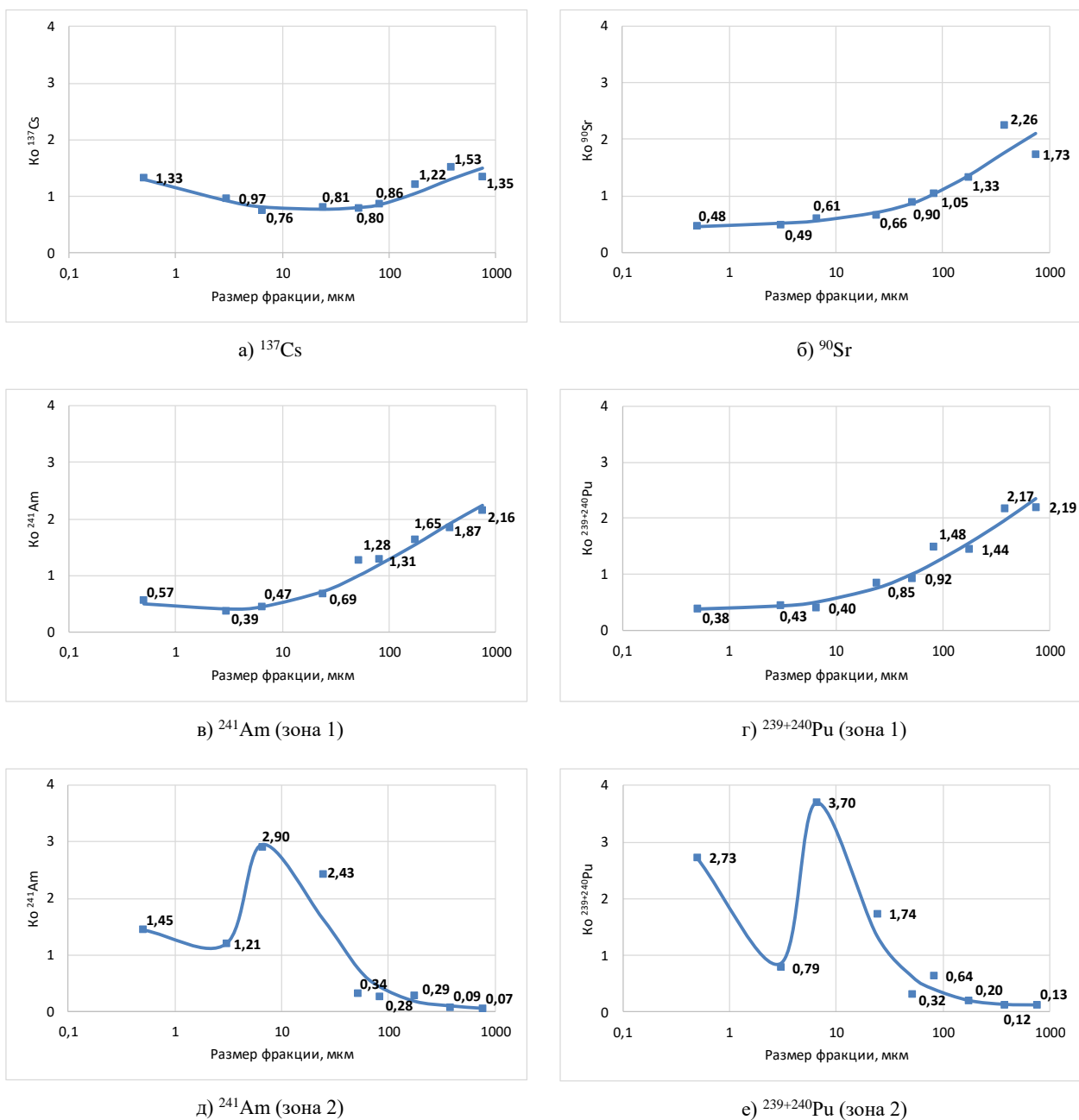
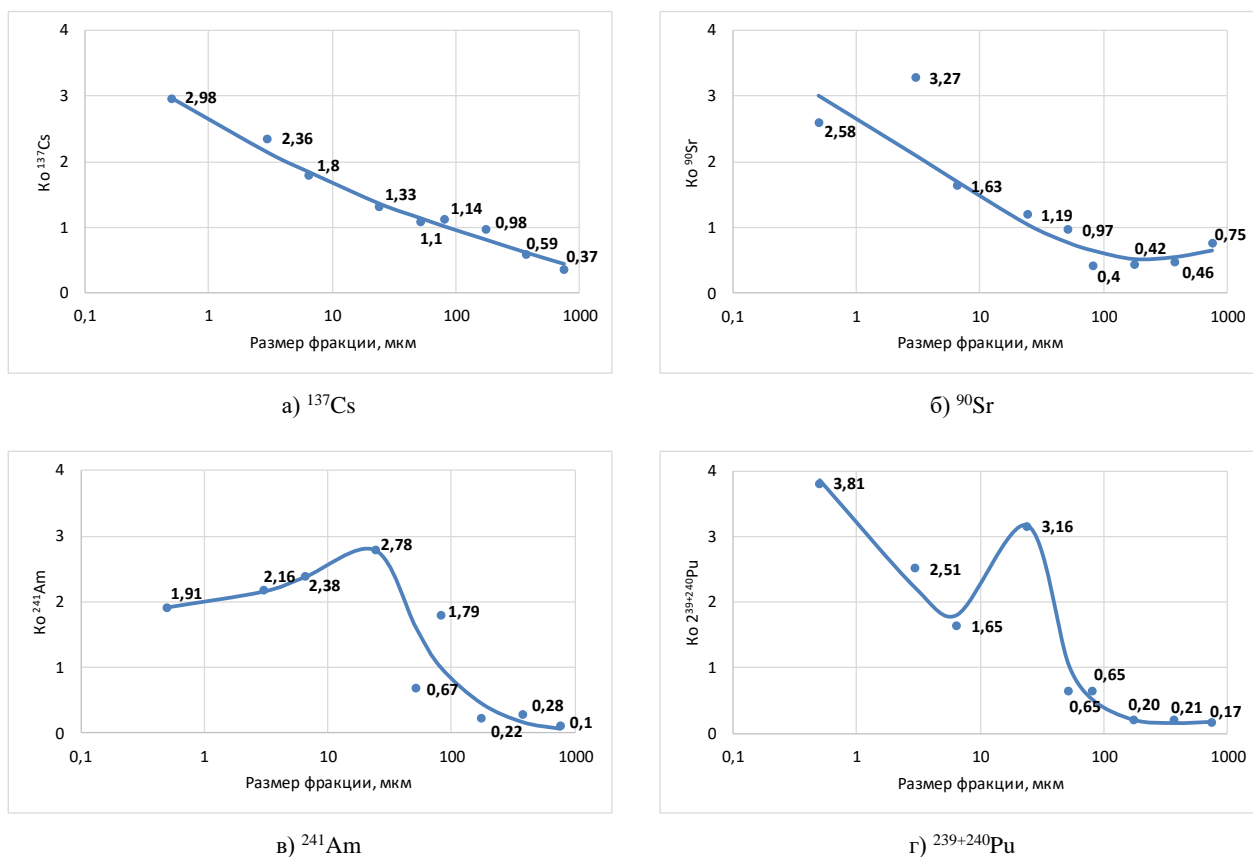


Рисунок 2. Распределение искусственных радионуклидов по агрегатным фракциям почвы в районе скважины № 1301

Распределение  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  на следе радиоактивных выпадений в районе скважины № 1301 можно охарактеризовать тенденцией наибольшей их аккумуляции в крупнодисперсных фракциях почвы, несмотря на то, что для  $^{137}\text{Cs}$  она выражена в незначительной степени. В характере распределения  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$  можно выделить две различающиеся тенденции. Первое – преимущественное обогащение радионуклидами крупнодисперсных фракций размером от 250 до 1000 мкм, характерное для местности, прилегающей к месту проведения испытания (рисунки 2 в, г). Второе – преимущественное обогащение фракций размером от 5 до 40 мкм, установленное на удалении

от места проведения испытания (рисунки 2 д, е). Таким образом, на следе радиоактивных выпадений в районе скважины № 1301 можно выделить две условные зоны, различающиеся по характеру распределения трансурановых радионуклидов. Такая особенность распределения радионуклидов по агрегатным фракциям почвы имеет сходство с таковой на следе радиоактивных выпадений от экскавационного взрыва в районе «Атомного озера». На основании полученных результатов можно полагать, что характер распределения радионуклидов, в особенности трансурановых, отражает первичные условия формирования радиоактивного загрязнения на местности.

**РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ИСКУССТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ПО АГРЕГАТНЫМ ФРАКЦИЯМ ПОЧВ В РАЙОНЕ  
ПРОВЕДЕНИЯ ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В СКВАЖИНАХ НА ПЛОЩАДКЕ «БАЛАПАН»**



*Рисунок 3. Распределение искусственных радионуклидов по агрегатным фракциям почвы в районе скважины № 1077*

Как отмечалось ранее, первоначальным механизмом загрязнения почв продуктами деления ( $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ ) на следе радиоактивных выпадений от подземного ядерного испытания с истечением радиоактивных инертных газов является выпадение из атмосферы мелкодисперсных аэрозольных частиц, образованных в результате конденсации на них газообразных продуктов ядерного взрыва. Отмеченная специфика первичных условий формирования загрязнения, очевидно, проявляется в характере распределения продуктов деления по агрегатным фракциям почвы на следе в районе скважины № 1077. Кроме того, известно, что такие аэрозольные частицы характеризуются высокой растворимостью и подвижностью радионуклидов [21, 22]. В этой связи аккумуляция  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  в тонкодисперсных фракциях также может являться признаком вторичного перераспределения радионуклидов, под которым подразумевается высвобождение радионуклидов из первичных выпадений и их дальнейшее включение в сорбционно-десорбционные процессы.

Из графиков, представленных на рисунке 3 видно, что характер распределения трансурановых ( $^{241}\text{Am}$ ,  $^{239+240}\text{Pu}$ ) радионуклидов в районе скважины № 1077 имеет схожие тенденции с таковым на следе радиоактивных в районе скважины № 1301. В обоих случаях наряду с тонкодисперсной фракцией размером

<1 мкм, существенная аккумуляция радионуклидов происходит во фракциях средних размеров (от 5 до 40 мкм). Преимущественное обогащение данных фракций  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$  также установлено на следе экскавационного взрыва, проведенного на площадке «Балапан». Данное обстоятельство может свидетельствовать о том, что испытание, проведенное в скважине № 1077, не является основным источником поступления трансурановых радионуклидов в исследуемые почвы.

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Средние значения  $K_0$ , установленные для всего диапазона рассматриваемых размеров фракций, в районе скважин № 1301 и № 1077 на площадке «Балапан» составили:

- в районе скважины № 1301 – для  $^{137}\text{Cs}$  – 0,8–1,5, для  $^{90}\text{Sr}$  – 0,3–2,5, для  $^{241}\text{Am}$  – 0,1–3, для  $^{239+240}\text{Pu}$  – 0,1–4.
- в районе скважины № 1077 – для  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  – 0,4–3, для  $^{241}\text{Am}$  – 0,1–3, для  $^{239+240}\text{Pu}$  – 0,1–4.

Распределение радионуклидов по фракциям почвенных агрегатов в районе скважины № 1301 имеет следующие особенности: 1) наибольшая аккумуляция продуктов деления ( $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$ ) происходит в крупнодисперсных фракциях (от 250 до 1000 мкм; 2) существуют два отличающиеся характера (тенденций) распределения  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$ . В ближней зоне

следа, прилегающей к месту проведения взрыва (до 250 м), радионуклиды в наибольшей степени сконцентрированы в крупнодисперсных фракциях (от 250 до 1000 мкм), на удаленном участке следа (от 700 до 2500 м) – в тонкодисперсных фракциях (5–8 мкм, <1 мкм).

В районе скважины № 1077 распределение радионуклидов по фракциям почвенных агрегатов характеризуется концентрированием радионуклидов в тон-

кодисперсных фракциях почвы:  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  – во фракциях размером менее 5 мкм,  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$  – во фракциях размером менее 40 мкм.

Таким образом, полученные результаты показали, что характер распределения радионуклидов в местах проведения подземных ядерных испытаний в скважинах на площадке «Балапан» существенно различается в зависимости от условий формирования радиоактивного загрязнения местности.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Ядерные испытания СССР. Семипалатинский полигон. Обеспечение общей и радиационной безопасности ядерных испытаний / Под ред. В.А. Логачева. – М.: ФУ «Медбиоэкстрем», 1997. – 344 с.
2. Мирные ядерные взрывы: обеспечение общей и радиационной безопасности их при проведении / Кол. авторов под рук. проф. В.А. Логачева. – М.: Изд.АТ, 2001. – 519 с.
3. Семипалатинский испытательный полигон. Создание деятельности, конверсия: монография / Под ред. В. С. Школьника. – Алматы, 2003. – 344с.
4. Назарбаев Н. А. Проведение комплекса научно-технических и инженерных работ по приведению бывшего Семипалатинского испытательного полигона в безопасное состояние / Н. А. Назарбаев, В. С. Школьник, Э. Г. Батырбеков, С.А. Березин, С.Н. Лукашенко, М.К. Скаков. – Курчатов, РГП НЯЦ РК, 2016. – Т. 2. – 448 с.: Илл. 220 с.
5. Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана. Оптимизация исследований территории Семипалатинского испытательного полигона с целью их передачи в хозяйственный оборот / под рук. С.Н. Лукашенко. – Павлодар: Дом печати, 2015. – 356 с.: ил. – Библиогр.: с. 332–349.
6. Отчет о научно-технической деятельности Института радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, выполненной по РЦНТП «Развитие атомной энергетики в Казахстане» за 2000 г.: отчет о НТД (информационный) / Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК (ИРБЭ НЯЦ РК); рук. Птицкая Л.Д. – Курчатов: ИРБЭ НЯЦ РК, 2000. – 72 с.
7. Отчет о научно-технической деятельности Института радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, выполненной по РЦНТП «Развитие атомной энергетики в Казахстане» за 2001 г.: отчет о НТД (информационный) / Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК (ИРБЭ НЯЦ РК); рук. Птицкая Л.Д. – Курчатов, 2001. – 77 с.
8. Отчет о научно-технической деятельности Института радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, выполненного по РЦНТП «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» за 1999-2003 г.: отчет о НТД (заключительный) / Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК (ИРБЭ НЯЦ РК); рук. Птицкая Л.Д. – Курчатов, 2003. – 117 с. – Инв. № О-464.
9. Kabdyrakova, A.M. Technogenic radionuclides distribution in grain-size fractions of soil in the area of excavation nuclear test («Atomic lake») / A.M. Kabdyrakova, A.T. Mendubaev, N.V. Larionova // the 8<sup>th</sup> International Symposium on «In situ nuclear metrology as tool for radioecology»: full text book. – Kusadasi, 2019. – P. 51–54.
10. Кабдыракова, А.М. Распределение искусственных радионуклидов по гранулометрическим фракциям почвы в районе проведения экскавационного ядерного взрыва («Атомное озеро») / А.М. Кабдыракова, А.Т. Меньдубаев, Н.В. Ларионова // Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала: тез. докл. VIII междунар. конф., 21–23 сентября 2016 г / Национальный ядерный центр Республики Казахстан. – Курчатов, 2018. – С. 55.
11. Кабдыракова, А. М. Исследования распределения техногенных радионуклидов по гранулометрическим фракциям почв Семипалатинского испытательного полигона / А. М. Кабдыракова, С. Н. Лукашенко, А. Е. Кундузбаева, Л. В. Ларионова // Взгляд молодых ученых на современные проблемы развития радиобиологии, радиоэкологии и радиационных технологий: сб. докл. молодеж. конф. с междунар. участием, 7–8 сентября 2016 г. / ФГБНУ ВНИИРАЭ. – Обнинск, 2016. – С. 102–110.
12. Ахметов, Е.З. Распределение цезия-137 и америция-241 по гранулометрическим фракциям почвенного грунта на площадках Азгирского полигона / Е.З. Ахметов, Ж.И. Адымов, А.С. Ерматов, А.К. Калиева, В.В. Поденежко, В.В. Сметаников // Вестник НЯЦ РК. – 2001. – Вып. 3. – С. 47–50.
13. Полешко, А.Н. Ликвидация последствий ядерных испытаний на полигоне «Азгир» и современная радиационная обстановка / А.Н. Полешко., С.Н. Лукашенко, В.Н. Глушенко, Е.З. Ахметов, Б.Т. Мухамбетжанов, М.А. Севериенко // Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана [Сб. тр. Национального ядерного центра РК за 2010 г.] / под. рук. С.Н. Лукашенко. – Павлодар: Дом печати, 2011. – С. 201–246.
14. Ахметов, Е.З. Азгирский полигон (объект «Галит»): ретроспектива и современное состояние / Е.З. Ахметов, Д.Г. Гильманов // Вестник НЯЦ РК. – 2001. – Вып. 3. – С. 51–56.
15. Отчет по Республиканской бюджетной программе 008 «Обеспечение радиационной безопасности на территории Республики Казахстан», мероприятию 1 «Обеспечение безопасности бывшего Семипалатинского испытательного полигона» за 2015 г.: отчет (информационный) // ИРБЭ НЯЦ РК; рук. Лукашенко С.Н. – Курчатов, 2015. – 148 с.
16. Ядерные испытания СССР. / Кол. авторов под ред. В.Н. Михайлова. – М. : ИздАТ, 1997. – Т.2. – 304 с.; ил.
17. Активность радионуклидов в объемных образцах. Методика выполнения измерений на  $\gamma$ -спектрометре: МИ 2143–91. – Введ. 1998–06–02. – Рег. № 5.06.001.98. – М. : НПО ВНИИФТРИ, 1991. – 17 с.

18. Методика измерения активности радионуклидов с использованием сцинтилляционного бета-спектрометра с программным обеспечением «Прогресс». - Зарегистрирован РГП «Казахстанский институт метрологии» № KZ.07.00.00303-2014 от 25.06.2014 г. – М.: Центр метрологии ионизирующих излучений ГНМЦ «ВНИИФТРИ», 2014.
19. Методика выполнения измерений «Определение удельной активности искусственных радионуклидов плутония-(239+240), стронция-90 в объектах окружающей среды: почвах, грунтах, донных отложениях и растениях» МЭ РК. – Зарегистрирован РГП «Казахстанский институт метрологии», № KZ.07.00.03445-2016 от 24.11.16 г. Алматы: РГП «Институт ядерной физики», 2017.
20. Каширский, В.В. О некоторых параметрах радионуклидного загрязнения бывшего Семипалатинского испытательного полигона / В.В. Каширский, С.Н. Лукашенко, Ю.Ю. Яковенко, Е.В. Романенко // Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана [Сб. тр. Национального ядерного центра Республики Казахстан за 2011-2012 г.]. – Вып. 4. – Т. 2. – Павлодар: Дом печати, 2013. – С. 9–24.
21. Марей, А.Н. Глобальные выпадения цезия-137 и человек / А.Н. Марей, Р.М. Бархударов, Н.Я. Новикова. – М.: Атомиздат, 1974. – 168 с.
22. Павлоцкая, Ф.И. Миграция радиоактивных продуктов глобальных выпадений в почвах / Ф.И. Павлоцкая. – М.: Атомиздат, 1974. – 216 с.

### «БАЛАПАН» АЛАҢЫНДАҒЫ ҰҢҒЫМАЛАРДА ЖЕРАСТЫ ЯДРОЛЫҚ СЫНАҚТАР ӨТКІЗІЛГЕН АУМАҚТА ТОПЫРАҚТЫҢ АГРЕГАТТЫҚ ФРАКЦИЯЛАРЫ БОЙЫНША ЖАСАНДЫ РАДИОНУКЛИДТЕРДІҢ ТАРАЛУЫ

А.М. Қабдырақова, А.Т. Мендубаев

*ҚР ҰЯО РМК «Радиациялық қауіпсіздік және экология институты» филиалы, Курчатова, Қазақстан*

Бұл жұмыста, радиациялық ахуалының нақты сипаты бойынша ерекшеленетін жерасты ядролық сынақтары іске асырылған № 1301 және № 1077 (бұрынғы «Балапан» сынақ алаңы) – екі ұңғыманың аумағында радиоактивті түсу іздерінде топырақтың агрегаттық фракциялары бойынша жасанды радионуклидтердің таралуын зерттеу нәтижелері келтірілген. Жарылыстың радиоактивті өнімдерінің атмосфераға күтпеген шығарындылары ілескен жерасты ядролық жарылыс жасалған № 1301 ұңғыманың аумағында  $^{137}\text{Cs}$  және  $^{90}\text{Sr}$  кішігірім аккумуляциясы көлемі 250 бастап 1000 мкм дейінгі аралықтағы фракцияларда өтеді.  $^{241}\text{Am}$  және  $^{239+240}\text{Pu}$  таралуы – басым күйде іздің жақын жатқан аймағында (250 м дейін) көлемі 250 бастап 1000 мкм дейінгі фракциялармен байытылған және басым күйде іздің алыс жатқан аймағында (700 бастап 2500 м дейінгі аралықта) 5–8 мкм және <1 мкм дейінгі фракциялармен байытылған бір-бірінен ерекшеленетін үрдіспен сипатталады. Жерасты жарылыстары радиоактивті инертті газдардың өтуі ілескен деп болжанған № 1077 ұңғыманың аумағында  $^{137}\text{Cs}$  және  $^{90}\text{Sr}$  басым түрде көлемі 5 мкм төмен фракцияларда,  $^{241}\text{Am}$  және  $^{239+240}\text{Pu}$  – көлемі 8–40 мкм және <1 мкм фракцияларда шоғырланған.

**Кілт сөздер:** Семей сынақ полигоны (ССП), «Балапан» алаңы, жерасты ядролық сынақтары, ұңғыма, жасанды радионуклидтер, цезий ( $^{137}\text{Cs}$ ), стронций ( $^{90}\text{Sr}$ ), америций ( $^{241}\text{Am}$ ), плутоний ( $^{239+240}\text{Pu}$ ), топырақ, агрегатты фракциялар.

### DISTRIBUTION OF ARTIFICIAL RADIONUCLIDES IN AGGREGATE FRACTIONS OF SOILS IN THE VICINITY OF UNDERGROUND NUCLEAR TESTS CONDUCTED IN BOREHOLES AT “BALAPAN” SITE

A. Kabdyrakova, A. Mendubayev

*Branch “Institute of Radiation Safety and Ecology” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

The paper provides findings on distribution of artificial radionuclides in aggregate fractions of soils in radioactive fallout plumes near two Boreholes – 1301 and 1077 (the former ‘Balapan’ testing area), in which underground nuclear tests were conducted that differed in the nature of the real radiological situation. In the vicinity of Borehole 1301 in which an underground nuclear explosion was accompanied by the unforeseen release of debris into the atmosphere, the highest accumulation of  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{90}\text{Sr}$  occurs in 250 to 1,000  $\mu\text{m}$  fractions. Distribution of  $^{241}\text{Am}$  and  $^{239+240}\text{Pu}$  is characterized by two different tendencies – the predominant enrichment of 250 to 1,000  $\mu\text{m}$  fractions in the near zone of the plume (up to 250 m) and predominantly enriched fractions of 5–8  $\mu\text{m}$  and <1  $\mu\text{m}$  in the distant plume area (700 to 2,500 m). Near Borehole 1077, near which the underground explosion is assumed to have been accompanied by escaping radioactive inert gases,  $^{137}\text{Cs}$  and  $^{90}\text{Sr}$  are mainly concentrated in less than 5  $\mu\text{m}$  fractions,  $^{241}\text{Am}$  and  $^{239+240}\text{Pu}$  – in fractions of 8–40  $\mu\text{m}$  and <1  $\mu\text{m}$ .

**Keywords:** Semipalatinsk Test Site (STS), “Balapan” site, underground nuclear tests, borehole, artificial radionuclides, cesium ( $^{137}\text{Cs}$ ), strontium ( $^{90}\text{Sr}$ ), americium ( $^{241}\text{Am}$ ), plutonium ( $^{239+240}\text{Pu}$ ), soil, aggregate fractions.

## СПИСОК АВТОРОВ

- Abilev M., 103  
Kantay N., 103  
Kenesbekov A., 126  
Kozhanova R., 126  
Pashkovsky M., 103  
Plotnikov S.V., 103  
Rakhadilov B., 103, 126  
Zhurerova L., 126  
Айткулов М., 34  
Ақболатов Е.Ж., 108  
Аргынова А.Х., 23, 28  
Аргынова К.А., 28  
Бакланов В.В., 73  
Бедельбекова К.А., 17  
Бейсебаев А.О., 5  
Бейсенова А., 23  
Букина О.С., 119  
Верещак М.Ф., 13, 17  
Гизатулин Ш., 34  
Даулетханов Е.Д., 113  
Дегтярева А.С., 17  
Дюсамбаев Д., 34  
Ермаков В.А., 38  
Ермолаев А.А., 108  
Застрожнова Н.Н., 23
- Ильиных С.А., 38  
Искаков Б.А., 23  
Кабдыракова А.М., 131  
Кавамура Х., 34  
Кайырды Г.К., 51, 59  
Каназава Х., 34  
Касмамытов Н.К., 68  
Кенжин Е., 34  
Кожаметов Е.А., 113  
Коровиков А.Г., 108  
Коровиков П.Г., 73  
Котов В.М., 79, 86, 91, 98  
Котов С.В., 86, 91  
Коянбаев Е.Т., 113  
Кудранова А.Б., 38  
Кукушкин И.М., 119  
Қантай Н., 68  
Максимкин О.П., 45  
Манакова И.А., 13, 17  
Меньдубаев А.Т., 131  
Миниязов А.Ж., 51, 59  
Мухамеджанова Р.М., 113  
Наурызбаев Р.Ж., 38  
Нуртазина Ә.Р., 5  
Озерной А.Н., 17
- Ота А., 34  
Пискаль В.В., 23  
Плотников С.В., 68  
Поспелов В.А., 73  
Рахадиллов Б.К., 68  
Романова Н., 34  
Садыков Ж.Т., 28  
Садыков Т.Х., 28  
Салихов Н.М., 23  
Сапатаев Е.Е., 113  
Семенова А.В., 119  
Ситников А.А., 59  
Скаков М.К., 51  
Соколов И.А., 51  
Сысалетин А.В., 38  
Тастанова К., 23, 28  
Таутаев Е.М., 23, 28  
Тулегенов М.Ш., 5  
Туленбергенов Т.Р., 51, 59  
Умархалинова А.Ж., 5  
Уркунбай А.С., 113  
Хабаргельдина М., 23, 28  
Шаймерденов А., 34  
Шоканов А.К., 13  
Яровчук А.В., 45

---

## ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи предоставляются в электронном виде (на CD, DVD диске или по электронной почте присоединенным [attachment] файлом) в формате MS WORD и печатной копии.

Текст печатается на листах формата А4 (210×297 мм) с полями: сверху 30 мм; снизу 30 мм; слева 20 мм; справа 20 мм, на принтере с высоким разрешением (300-600 dpi). Горизонтальное расположение листов не допускается.

Используются шрифт Times New Roman высотой 10 пунктов для обычного текста и 12 пунктов для заголовков. Пожалуйста, для заголовков используйте стили (Заголовок 1, 2...) и не используйте их для обычного текста, таблиц и подрисовочных подписей.

Текст печатается через одинарный межстрочный интервал, между абзацами – один пустой абзац или интервал перед абзацем 12 пунктов.

В левом верхнем углу должен быть указан индекс УДК. Название статьи печатается ниже заглавными буквами. Через 3 интервала после названия, печатаются фамилии, имена, отчества авторов и полное наименование, город и страна местонахождения организации, которую они представляют. После этого, отступив 2 пустых абзаца или с интервалом перед абзацем 24 пункта, печатается аннотация к статье на русском языке, ключевые слова и основной текст. В конце статьи, после списка литературы, повторяются блоки «название, авторы, организации, аннотация, ключевые слова» на казахском и английском языке.

Максимально допустимый объем статьи – 10 страниц.

### **При написании статей необходимо придерживаться следующих требований:**

- Статья должна содержать аннотации на казахском, английском и русском языках (130-150 слов) с указанием ключевых слов, названия статьи, фамилии, имени, отчества авторов и полного названия организации, города и страны местонахождения, которую они представляют.
- Ссылки на литературные источники даются в тексте статьи цифрами в квадратных [1] скобках по мере упоминания. Список литературы следует привести по ГОСТ 7.1-2003.
- Иллюстрации (графики, схемы, диаграммы) должны быть выполнены на компьютере (ширина рисунка 8 или 14 см), либо в виде четких чертежей, выполненных тушью на белом листе формата А4. Особое внимание обратите на надписи на рисунке – они должны быть различимы при уменьшении до указанных выше размеров. На обороте рисунка проставляется его номер. В рукописном варианте на полях указывается место размещения рисунка. Рисунки должны быть представлены отдельно в одном из форматов \*.tif, \*.gif, \*.png, \*.jpg, \*.wmf с разрешением 600 dpi.
- Математические формулы в тексте должны быть набраны как объект Microsoft Equation или MathType. Химические формулы и мелкие рисунки в тексте должны быть вставлены как объекты Рисунок Microsoft Word. Следует нумеровать лишь те формулы, на которые имеются ссылки.

### **К статье прилагаются следующие документы:**

- 2 рецензии высококвалифицированных специалистов (докторов наук) в соответствующей отрасли науки;
- выписка из протокола заседания кафедры или методического совета с рекомендацией к печати;
- акт экспертизы (экспертное заключение);
- сведения об авторах (в бумажном и электронном виде): ФИО (полностью), наименование организации и ее полный адрес, должность, ученая степень, телефон, e-mail.

Текст должен быть тщательным образом выверен и отредактирован. В конце статья должна быть подписана автором с указанием домашнего адреса и номеров служебного и домашнего телефонов, электронной почты.

Статьи, оформление которых не соответствует указанным требованиям, к публикации не допускаются.

---



---

**Ответственный секретарь** к.ф.-м.н. В.А. Витюк  
тел. (722-51) 3-33-35, E-mail: VITYUK@NNC.KZ

**Технический редактор** И.Г. Перепелкин  
тел. (722-51) 3-33-33, E-mail: IGOR@NNC.KZ

---

**Адрес редакции:** 071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 2Б  
<https://www.nnc.kz/publications/bulletin.html>

---

© Редакция журнала «Вестник НЯЦ РК», 2019

---

**Свидетельство о постановке на учет №17039-Ж от 13.04.2018 г.**  
Выдано Комитетом информации Министерства информации и коммуникаций Республики Казахстан

---

---

Тираж 300 экз.

---

Выпуск набран и отпечатан в типографии  
**Национального ядерного центра Республики Казахстан**  
071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 2Б

