2021
ВЫПУСК 4
ISSN 1729-7516

Вестник НЯЦРК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

ВЫПУСК 4(88), ДЕКАБРЬ 2021

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., к.ф.-м.н. ВИТЮК В.А., к.ф.-м.н. ВУРИМ А.Д.,
д.ф.-м.н. МИХАЙЛОВА Н.Н., д.ф.-м.н. СОКОЛОВА И.Н., д.ф.-м.н. СОЛОДУХИН В.П.,
д.ф.-м.н. ТАЖИБАЕВА И.Л., PhD Takahiro HAYASHI (Япония)

ҚР ҰЯО Жаршысы

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫНЫҢ
МЕРЗІМДІК ҒЫЛЫМИ-ТЕХНИКАЛЫҚ ЖУРНАЛЫ

4(88) ШЫҒАРЫМ, ЖЕЛТОҚСАН, 2021 ЖЫЛ

NNC RK Bulletin

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

ISSUE 4(88), DECEMBER 2021

СОДЕРЖАНИЕ

МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ И ИХ ПРИМЕНЕНИЕ К ИЗУЧЕНИЮ РАДИОУГЛЕРОДА В ПОЧВЕ ПЛОЩАДКИ «ОПЫТНОЕ ПОЛЕ»
Раимканова А.М., Ляхова О.Н., Айдарханова А.К., Сержанова З.Б. 3

RESULTS OF SPECTROSCOPIC MEASUREMENTS OF PLASMA DISCHARGES AT THE KTM TOKAMAK
S.A. Zhunisbek, B.Zh. Chektybaev, A.D. Sadykov, A.A. Zhaksybaeva, K. Zhenis, A.N. Madiyanova 10

БАРЬЕРЫ НА ПУТЯХ ЯДЕРНОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ ПРИ ЭКСПОРТЕ РОССИЙСКИХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ЗАМКНУТЫМ ЯТЦ (НА ПРИМЕРЕ БРЕСТ-ОД-300)
Горин Н.В., Кузнецов Е.В., Кучинов В.П., Чебесков А.Н., Моисеев А.В., Шидловский В.В., Кривцов А.В. 16

ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА РУЧНОЙ АРГОНОДУГОВОЙ СВАРКИ РАЗНОРОДНЫХ АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЕЙ 12Х18Н10Т И AISI 316
Ақболатов Е.Ж., Коровиков А.Г. 22

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОЛОНИЯ-210 В ПРОБАХ УРИНЫ. ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК
Умарова А.В., Шатров А.Н., Умаров М.А., Шакенова Ю.А. 30

РАДИАЦИОННАЯ ПОВРЕЖДАЕМОСТЬ БЕРИЛЛИЯ ПРИ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОМ НЕЙТРОННОМ ОБЛУЧЕНИИ
Оразгалиев Н.А., Сапатаев Е.Е., Кожахметов Е.А., Даулетханов Е.Д., Уазырханова Г.К. 37

ПОДХОД К ЦЕЛЕВОЙ СИСТЕМАТИЗАЦИИ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИИ НА ОСНОВЕ ДЛИТЕЛЬНОГО РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА
Куприянова И.А., Каткова М.Н. 45

ЭКСЕРГЕТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ АЭС, РАБОТАЮЩЕЙ НА БИНАРНОМ ЦИКЛЕ
Сунгатова Т.С., Степанова О.А., Ермоленко М.В., Касымов А.Б. 51

СПИСОК АВТОРОВ 57

https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-4-3-9
УДК 631.41: 504.53

МЕТОДИЧЕСКИЕ ПОДХОДЫ И ИХ ПРИМЕНЕНИЕ К ИЗУЧЕНИЮ РАДИОУГЛЕРОДА В ПОЧВЕ ПЛОЩАДКИ «ОПЫТНОЕ ПОЛЕ»

Раимканова А.М., Ляхова О.Н., Айдарханова А.К., Сержанова З.Б.

Филиал «Институт радиационной безопасности и экологии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

E-mail для контактов: raimkanova@nnc.kz

В статье описаны экспериментальные работы, основанные на жидкосцинтилляционным методе определения концентрации ^{14}C. Разработаны методические подходы радиоуглеродного анализа с применением системы для прокаливания и озоления проб *Pyrolyser-6 Trio*. Проведена оценка точности проведенных исследований посредством анализа сертифицированных стандартов радиоуглерода. В результате экспериментальных работ впервые получены количественные данные по содержанию ^{14}C в почве испытательной площадки «Опытное поле» Семипалатинского испытательного полигона. На исследуемой территории выявлена неравномерность распределения концентрации радиоуглерода, наиболее высокое содержание которого зафиксировано непосредственно в эпицентрах мест проведения наземных ядерных испытаний.

Ключевые слова: *радиоуглерод, почва, жидкосцинтилляционный метод, «Опытное поле», СИП, Pyrolyser-6 Trio, альфа-бета радиометра SL-300.*

Введение

Радиоуглерод (^{14}C) – долгоживущий изотоп с периодом полураспада 5730 лет. В природных условиях он образуется в верхних слоях атмосферы под воздействием космического излучения. Стабильный изотоп азота (^{14}N) в атмосфере подвергается воздействию нейтронов космического происхождения, в результате чего образуется изотоп углерода ^{14}C по реакции:

$$N_7^{14} + n_0^1 \rightarrow C_6^{14} + p_1^1 .$$

Радиоуглерод техногенного происхождения («бомбовый углерод») образуется при взаимодействии нейтронов, возникающих при ядерном взрыве, с ядрами атомов азота, в количествах, которые приводят к заметному увеличению его содержания в атмосфере и биосфере (рисунок 1) [1].

Радиоуглерод, окисленный во внешней среде до $^{14}CO_2$, в процессе фотосинтеза накапливается в растениях, а затем по пищевым цепочкам поступает в организм животных и человека. Вследствие того, что ^{14}C может накапливаться и оставаться долгое время в биотических и абиотических компонентах экосистем, исследование его распределения в природных объектах является составной частью радиационного мониторинга, а также позволяет проводить ретроспективный и текущий анализ состояния окружающей среды [2].

Существуют понятия локального и глобального загрязнения радиоуглеродом. Источником локального загрязнения можно рассматривать не только атомный взрыв, но и каждую АЭС, предприятия ЯТЦ, изотопные производства по получению препаратов, меченных ^{14}C, научно-исследовательские учреждения. Локальные очаги загрязнения ^{14}C могут оказаться как вблизи такого источника, на расстоянии 1–2 км от него, так и на расстоянии 20–30 км. Радиоуглерод, образующийся в процессе рабочего цикла ядерного реактора, частично или полностью выбрасывается в окружающую среду в виде газоаэрозолей, а содержащийся в топливе реактора – с твердыми и жидкими радиоактивными отходами [3].

Глобальное радиоуглеродное загрязнение окружающей среды связано с развитием атомной энергетики в целом и ядерными испытаниями. При ядерных испытаниях ^{14}C возникает путём захвата избыточных нейтронов атмосферным азотом. Взрыв ядерного боеприпаса мощностью 1 Мт приводит к образованию $3{,}2 \cdot 10^{26}$ атомов ^{14}C. Количество образовавшегося ^{14}C зависит от типа бомбы, её конструкции и используемых материалов, а также мощности. За период 1945–1980 гг. образовалось 249,2 ПБк ^{14}C, что в 1,6 раза больше активности ^{14}C природного происхождения в тропосфере [4].

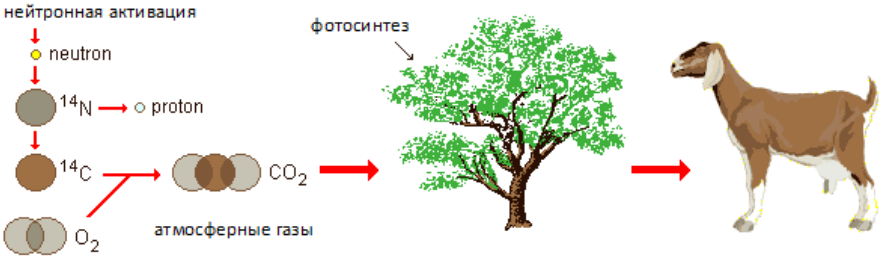


Рисунок 1. Круговорот радиоуглерода в природе

С этой точки зрения изучение распределения ^{14}C в окружающей среде представляется интересным на территории Семипалатинского испытательного полигона (СИП). На СИП были проведены самые разнообразные испытания как по характеру проведения (наземные, воздушные, в тоннелях, в скважинах, экскавационные), так и по типу ядерного устройства (ядерные, термоядерные) и характеру энерговыделения (сверхмалые, малые, средней и большой мощности), что в сочетании с различными ландшафтно-геологическими условиями местности сформировало весьма разнообразную картину радиоактивного загрязнения.

Чтобы установить закономерности в перераспределении радионуклидов в природных компонентах и выполнить прогнозные оценки таких процессов, важно знать элементы природной среды, отвечающие за процессы накопления и миграции. В наземных пищевых цепочках, приводящих к поступлению радионуклидов в организм человека, почва является наиболее емким и инерционным звеном, вследствие чего от скорости миграции радионуклидов в почве во многом зависит скорость их распространения во всей цепочке (атмосфера - почва - растения - человек; атмосфера - почва - растения - животные - человек).

Существует два основных метода по определению содержания радиоуглерода в составе природных объектов — с применением ускорительной масс-спектрометрии (AMS) и с использованием сцинтилляционных счетчиков для определения его активности [5].

При использовании ускорительной масс-спектрометрии из полученных препаратов подготавливают графитовые мишени, которые затем помещаются в ускоритель для определения количества ^{14}C. Метод позволяет получать точную информацию об изотопном составе образцов миллиграммового и микрограммового веса. Однако это оборудование весьма дорогое и достаточно сложное в управлении, что далеко не все лаборатории могут себе позволить использование данного метода.

При применении сцинтилляционного метода в бензоле (бензольный метод) полученный из образца углеродсодержащий газ превращают в бензол, в который добавляют сцинтиллятор. Процесс подготовки проб для получения карбида лития и бензола требует сложных конструкции установок для синтеза данных веществ. Основным недостатком метода являются довольно трудоемкие операции по подготовке образца.

Разновидностью сцинтилляционного метода также является методика прямой абсорбции углекислого газа сцинтиллятором. При данном методе используется каталитическое сжигание образца и пропускание углекислого газа через специальный сорбент, захватывающий углекислый газ и образующий нелетучее соединение – карбамат, который при смешивании с сцинтиллятором представляет собой счетный образец. Данный принцип лежит в основе работы *Pyrolyser-6 Trio,* предназначенного для автоматизированной подготовки проб, используемых при жидкостном сцинтилляционном анализе.

Изучение уровня концентрации радиоуглерода с целью осуществления радиационного контроля и радиоэкологического мониторинга до настоящего времени в Казахстане не проводились. Прежде всего, это обусловлено высокой стоимостью оборудования для определения содержания ^{14}C. Также, определенные затруднения у исследователей вызывают достаточно трудоемкие и затратные по времени методы подготовки проб и проведения измерений.

Цель данной работы заключалась в разработке и опробовании методических подходов исследования радиоуглерода в почве жидкосцинтилляционным методом.

Исходя из цели были выделены следующие задачи:

– разработать методические приемы определения ^{14}C путем установления основных параметров, влияющих на химический выход ^{14}C при окислительных процессах;

– исследовать уровни содержания ^{14}C в почве испытательной площадки «Опытное поле».

Результаты данной работы будут в дальнейшем использоваться для определения уровня концентрации радиоуглерода в местах проведения ядерных испытаний с целью проведения радиоэкологической оценки, а также в объектах окружающей среды с целью изучения климатических изменений в регионе.

1 Материалы и методы исследований

1.1 Объекты исследований

Для разработки методических подходов к исследованию ^{14}C были проведены модельные эксперименты с образцами песка, предварительно промытого раствором соляной кислоты, позволяющей удалить из песка подвижные органические соединения углерода, которые могли бы повлиять на химический выход ^{14}C.

Ряд экспериментов поставлен на реальных образцах почв с площадки «Опытное поле», где было проведено 116 ядерных испытаний (86 воздушных и 30 наземных).

В качестве участков исследований выбраны основные технические площадки «Опытного поля» – П-1, П-2, П-3, П-5, П-7 (рисунок 2). На технических площадках (П-1, П-3, П-5) проводились наземные ядерные испытания. В местах проведения наземных испытаний имеются воронки с навалами грунта и фрагментами оплавленной почвы, содержащей продукты ядерных взрывов. Значительное радиоактивное загрязнение местности распространяется на сотни метров от эпицентров [6].

На технических площадках П-2, П-7 проводились гидроядерные и гидродинамические эксперименты, в процессе которых практически отсутствовало значи-

мое ядерное энерговыделение. Это привело к образованию небольшого количества «продуктов деления», поэтому радиационное воздействие на окружающую среду в ходе их осуществления, в основном, происходило за счет диспергирования ядерных взрывчатых веществ (делящихся материалов), входящих в состав взрывных устройств.

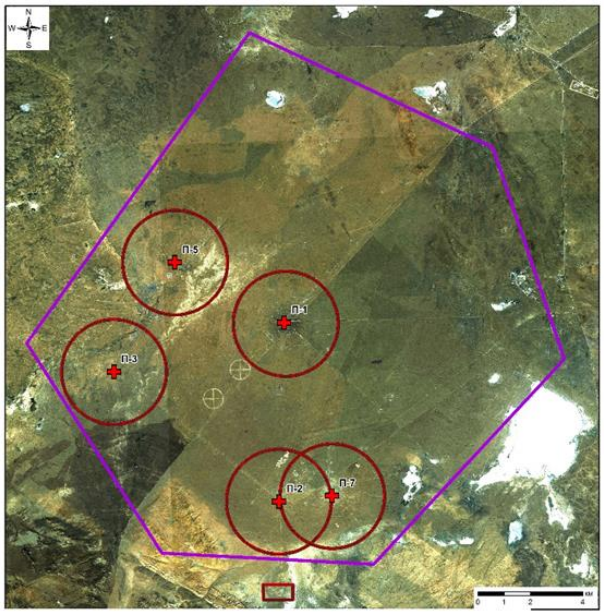


Рисунок 2. Технические площадки на «Опытном поле»

На каждом участке была отобрана одна проба на глубину 0–10 см с площади 100 см^2. Пробы почвы собирались в чистые полиэтиленовые пакеты. Отобранные образцы почвы высушивали до воздушно-сухого состояния в сушильном шкафу при температуре 105 °С, удаляли включения (камни, корни растений и т.п.) и гомогенизировали.

1.2 Методология исследований

Общая методология исследований заключалась в определении концентрации ^{14}C методом жидкостного сцинтилляционного счета. Для чего на начальном этапе проводилась калибровка альфа-бета радиометра *SL300* по эффективности с использованием калибровочных стандартов ^{14}C.

Подготовка проб на радиоуглеродный анализ проводилась методом прокаливания и озоления. Для этого использовалась автоматизированная система *Pyrolyser-6 Trio,* специально разработанная для эффективного извлечения ^{3}H, ^{14}C, а также других летучих радионуклидов из различных матриц (почва, донные отложения, пищевые продукты, биота, бетон и другие строительные материалы, металлы и биопробы).

В систему включены 6 трубок с кварцевым покрытием, которые проходят через три смежных печи (рисунок 3). В эти трубки загружаются рабочие трубки из кварцевого стекла с внутренним диаметром 30 мм, сужающиеся с одного конца для размещения таблеток катализатора. Пробы помещают в лодочку из кварцевого стекла, которые затем переносятся в середину печи с зоной пробы в рабочей трубке, также выполненной из кварцевого стекла. Концевое гнездо из боросиликата прикрепляют к барботеру для определения ^{3}H, заполненного улавливающей средой в виде 0,1М HNO_3. При исследовании ^{14}C подключается дополнительный барботер, содержащий уловитель ^{14}C, в качестве которого используется *CARBO-SORB®E.* Воздух пускается по пробе, которая в свою очередь поступательно нагревается до максимальной температуры, используя заданный цикл линейного изменения. К концу прогона дополнительное количество кислорода перемешивается с воздухом для полного окисления. Продукты горения пробы пропускаются по катализатору из 0,5% оксида алюминия и платины, нагретого до 800 °С в печи с зоной катализатора. Радионуклидные компоненты преобразуются в тритиевую воду и радиоактивную двуокись углерода ($^{14}CO_2$), захват которых происходит в барботажных устройствах, заполненных соответствующими химическими уловителями.

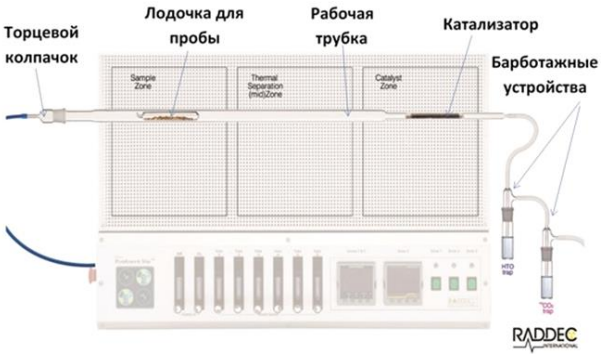


Рисунок 3. Принципиальная схема Pyrolyser-6 Trio

Эффективное горение проб зависит от профиля линейного изменения, применяемого к печи с зоной проб. Быстрое нагревание пробы приводит к отсутствию контроля за горением, неэффективному захвату радионуклидов в барботажных устройствах и возможному повреждению рабочих трубок из кремниевого стекла. Наиболее приемлемый цикл нагрева будет зависеть от матрицы проб и формы нахождения радионуклидов в пробе. *Pyrolyser-6 Trio* имеет 8 предустановленных программ, разработанных для сжигания различных типов образцов (таблица 1).

Для оценки возможного влияния температурного фактора на химический выход ^{14}C и выбора оптимального температурного режима, эксперименты проведены с помощью программ «Normal» и «Graphite» с продолжительностью анализа 4 и 6 часов, соответственно. Данные программы являются наиболее подходящими для анализа почвы, так как обеспечивается эффективное горение проб.

Таблица 1. Программы, предварительно загруженные в контроллер Pyrolyser-6 Trio

№ программы	Название	Максимальная температура (°C)	Применение
1	Normal	600	Общее использование
2	Fast	600	Пробы с низким содержанием органического вещества, которые могут быстро нагреваться
3	Organic	500	Пробы с высоким содержанием органического вещества, требующие медленного нагрева.
4	Wet asbestos	600	Пробы асбеста со значительным содержанием воды
5	Dry asbestos	600	Сухой асбест
6	Graphite	900	Графит и негорючие пробы, для которых требуется анализ на ^{14}C
7	Bioconc	900	Бетон для биологического экранирования
8	Fish	800	Пробы рыбы и другие органические пробы / пробы с высоким содержанием жира

Производительность процедуры сжигания (включая производительность катализатора) оценивалась посредством анализа сертифицированных стандартов. Также проводился мониторинг общего накопления фоновых уровней активности. Для извлечения ^{14}C на приборе *Pyrolyser-6 Trio*, в качестве стандартов возможно использование сертифицированного ^{14}C-тимидина или ^{14}C-карбоната. В наших исследованиях применен стандартный образец ^{14}C, представленный в виде неорганического соединения карбоната натрия. Начальная активность ^{14}C в стандартном образце до сжигания составляла 3430±515 Бк/л.

В некоторых случаях горение жидких проб, а также проб почвы, богатых органическими веществами, может привести к разбрызгиванию, стремительному, неконтролируемому образованию газообразных продуктов распада, в результате чего может произойти разрыв рабочих кварцевых трубок. Учитывая это, существуют ограничения по массе анализируемой пробы и ее положке. С целью обеспечения стабильного горения жидких проб были использованы подложки в виде песка, промытого 10% раствором соляной кислоты, и фильтровальной бумаги. Масса песка составила 3 г, размеры фильтровальной бумаги – 10×40 мм. На выбранные подложки наносились стандартные растворы объемом 0,5 мл при помощи градуированной пипетки.

На эффективное извлечение ^{14}C при прокаливании и озолении проб на *Pyrolyser-6 Trio* могут повлиять абсорбирующие свойства реагента *CARBO-SORB®E.* В ходе экспериментальных исследований изучено влияние количества подаваемого абсорбента. Объемы *CARBO-SORB®E,* вводимые в барботажные устройства, составили 10 мл, 15 мл, 20 мл.

Таким образом, оценка точности радиоуглеродного анализа проводилась при изменении 3-х основных составляющих анализа, которые могут оказать наибольший эффект на конечный результат – это матрица образца, температурный режим и количество подаваемого абсорбента. Учет и контроль данных параметров гарантирует получение высококачественных и воспроизводимых проб для жидкосцинтилляционного метода анализа.

Бета-спектрометрические измерения концентрации ^{14}C проводились на основе аттестованной методики [7]. Определение удельной активности ^{14}C в полученных образцах осуществлялось с использованием высокочувствительного альфа-бета радиометра *SL-300.* В начале исследований выполнена калибровка радиометра по эффективности с использованием калибровочных стандартов ^{14}C фирмы *PerkinElmer* с построением кривой гашения, которая хорошо согласуется с заводской (рисунок 4).

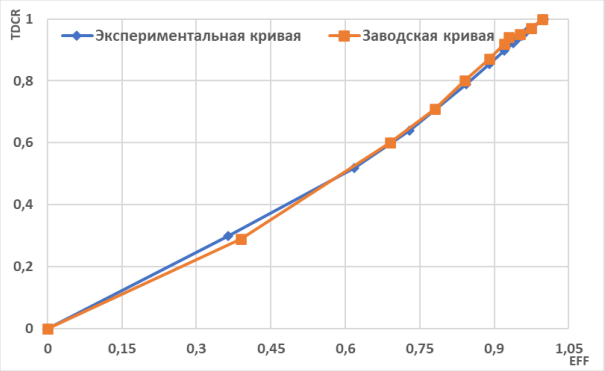


Рисунок 4. Калибровочные кривые гашения

Для подготовка счетных образцов с барботажных устройств ^{14}C отбиралась аликвота объемом 7 мл, которая смешивалась с 12 мл сцинтилляционной жидкости *PERMAFLUOR® E+.* Время измерения одного образца составляло 300 мин. Минимальная детектируемая активность составила 4 Бк/кг.

2 Результаты и обсуждения

2.1 Параметры, влияющие на химический выход ^{14}C при окислительных процессах

Результаты экспериментов, проведенных с учетом влияния матрицы образца и температурного режима на эффективность извлечения ^{14}C, представлены в таблице 2.

Из результатов проведенных исследований следует, что при анализе стандартного образца ^{14}C можно использовать подложки в виде песка и фильтра, так как в обоих случаях наблюдается эффективное извлечение ^{14}C. Эти вещества обладают впитывающими свойствами, что обеспечивает стабильное горение стандартного образца. Использование данных программ окислительного процесса показывает высокий химический выход ^{14}C, который в среднем составил 93–94%. Однако, для дальнейших исследований стандартных растворов можно использовать более экспрессный метод с использованием программы «Normal».

Таблица 2. Влияние матрицы образца и температурного режима на химический выход ^{14}C

№	Тип подложки	Удельная активность ^{14}C, Бк/кг «Normal» (T= 600°C)	Химический выход ^{14}C, %	Удельная активность ^{14}C, Бк/кг «Graphite» (T= 900°C)	Химический выход ^{14}C, %
1	песок	3050±460	89	3490±520	100
2	песок	3100±470	90	3170±480	93
3	песок	3120±470	91	3140±470	91
1	фильтр	3300±500	96	3210±480	94
2	фильтр	3370±510	98	3170±480	92
3	фильтр	3150±470	92	3300±500	96
Среднее значение:			**93**		**94**

В результате экзотермической реакции взаимодействия углекислого газа с абсорбентом *CARBOSORB®E* в барботажных устройствах образуется карбамат, который при смешивании со сцинтиллятором ^{14}C *PERMAFLUOR® E+,* представляет собой счетный образец. Объемы абсорбента, вводимые в барботажные устройства, составили 10 мл, 15 мл, 20 мл. Из результата анализа, следует, что при исследовании повышенных концентраций ^{14}C оптимальным объемом абсорбента является 20 мл (рисунок 5).

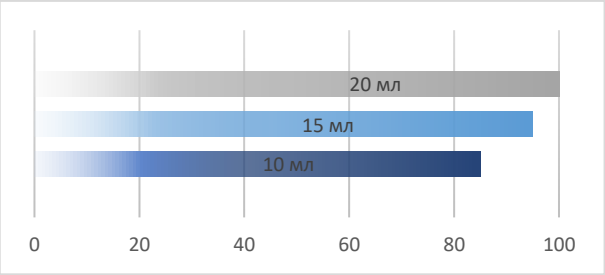


Рисунок 5. Химический выход ^{14}C в зависимости от объема абсорбента

2.2 Определение уровня содержания ^{14}C в почве технических площадок «Опытного поля»

Для апробации предлагаемого метода было принято решение провести определение уровня содержания ^{14}C в почве в местах проведения ядерных испытаний на технических площадках «Опытного поля». Так как почва представляет собой многокомпонентную систему, важнейшей составляющей частью которой является органическое вещество, подготовка проб проводилась при программе «Graphite» (T = 900 °C). В ходе проведенных исследований получены количественные данные по ^{14}C, представленные на рисунке 6.

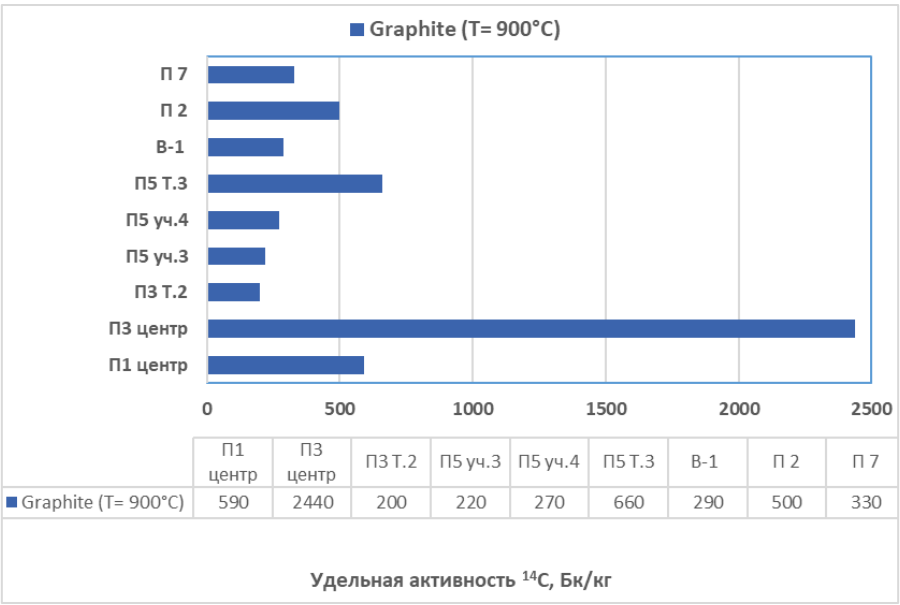


Рисунок 6. Распределение ^{14}C в почвах площадки «Опытное поле»

Из результатов исследований следует, что для проб с высоким содержанием органического вещества следует использовать температурный режим программы «Graphite», так как при таких условиях обеспечивается эффективный выход ^{14}C. Вторым немаловажным выводом является установление неравномерного характера распределения ^{14}C в почвах исследовательских участков. Наиболее высокое содержание радиоуглерода зафиксировано в эпицентрах площадки «Опытное поле», которое достигало 2500 Бк/кг.

Заключение

Определение концентраций ^{14}C с помощью системы для прокаливания и озоления проб Pyrolyser-6 Trio потребовало разработки методических подходов, гарантирующих получение достоверных данных. Одной из первоочередных задач являлось использование сертифицированных стандартов для контроля качества результатов исследований.

Важным моментом при разработке методического подхода исследования ^{14}C являлось выявление основных факторов, влияющих на радиоуглеродный

анализ. В ходе проведенных исследований определены особенности анализа растворов и проб почвы. Анализ жидких образцов показал эффективность использования подложек в виде фильтра и песка. Альтернативной программой для прокаливания и озоления жидких образцов на Pyrolyser-6 Trio предложена экспрессная программа «Normal» (T=600ºC) с продолжительностью анализа 4 ч. Пробы почв с высоким содержанием органического вещества рекомендуется исследовать по программе «Graphite» (T=900ºC), которая обеспечивает полное количественное восстановление ^{14}C из исследуемого образца. Также, в ходе экспериментальных работ установлено, что оптимальный объем химического уловителя CARBO-SORB®E в барботажных устройствах должен составлять 20 мл.

Таким образом, методические подходы, разработанные и апробированные на натурных образцах почв с площадки «Опытное поле», показали значимость проводимых исследований. По результатам экспериментов на исследуемой площадке определены повышенные концентрации ^{14}C, достигающие 2500 Бк/кг. Более того, выявлен неравномерный характер распределения ^{14}C в почвах: радиоактивное загрязнение местности приурочено непосредственно к местам проведения испытаний – эпицентрам и эпицентральным зонам. Данные исследования требуют продолжения работ по изучению вертикального распределения ^{14}C по почвенному профилю и пополнению базы данных по радиоуглеродному мониторингу исследуемой территории.

Разработанный методический подход будет в дальнейшем использован для проведения комплексных исследований распределения ^{14}C в почве, растительности и водных объектах, что позволит выявить потенциальные источники радиоактивности и проследить динамику радиоактивного загрязнения окружающей среды во времени.

Литература

1. Айтмухамбетов А. А., Коломеец Е. В., Мансуров К. Ж. Радиационные аспекты испытания атомного оружия в атмосфере; Радиационные аспекты от испытания атомного оружия в атмосфере // Вестник КазГУ. Серия физика. – 1998. – № 4. – С. 51–53.
2. Калашникова Д. А., Волков Ю. В., Маркелова А. Н. и др. Радиоуглерод и тритий в объектах окружающей среды // Практическое использование этих радиоизотопов: Матер. V Междунар. конф., 13–16 сентября 2016 г. – Томск, 2016. – С. 274–277.
3. Чеботина М. Я., Пономарева Р. П. Особенности накопления радиоуглерода в компонентах природной среды // Уральский геофизический вестник. – 2007. – № 4 (13). – С. 86–94.
4. Кулькова М. А. Радиоуглерод (^{14}C) в окружающей среде и метод радиоуглеродного датирования: учебно-методическое пособие. – Санкт-Петербург, 2011. – С. 8.
5. Зазовская Э. П. Радиоуглеродное датирование – современное состояние, проблемы, перспективы развития и использование в археологии // Вестник археологии, антропологии и этнографии. – 2016. – № 1 (32). – С. 158.
6. Семипалатинский испытательный полигон. Современное состояние. – Изд. 3-е, перер. и доп. – Павлодар: Дом печати, 2017. – С. 6–8.
7. Качество воды. Определение активности ^{14}C. Метод жидкостного сцинтилляционного счета: Международный стандарт ISO 13162. – Первое изд. 01.11.2011. – Швейцария, 2011. – С. 2–5.

References

1. Aytmukhambetov A. A., Kolomeets E. V., Mansurov K. Zh. Radiatsionnye aspekty ispytaniya atomnogo oruzhiya v atmosfere; Radiatsionnye aspekty ot ispytaniya atomnogo oruzhiya v atmosfere // Vestnik KazGU. Seriya fizika. – 1998. – No. 4. – P. 51–53.
2. Kalashnikova D. A., Volkov Yu. V., Markelova A. N. i dr. Radiouglerod i tritiy v ob"ektakh okruzhayushchey sredy // Prakticheskoe ispol'zovanie etikh radioizotopov: Mater. V Mezhdunar. konf., 13–16 sentyabrya 2016 g. – Tomsk, 2016. – P. 274–277.
3. Chebotina M. Ya., Ponomareva R. P. Osobennosti nakopleniya radiougleroda v komponentakh prirodnoy sredy // Ural'skiy geofizicheskiy vestnik. – 2007. – No. 4 (13). – P. 86–94.
4. Kul'kova M. A. Radiouglerod (^{14}C) v okruzhayushchey srede i metod radiouglerodnogo datirovaniya: uchebno-metodicheskoe posobie. – Sankt-Peterburg, 2011. – P. 8.
5. Zazovskaya E. P. Radiouglerodnoe datirovanie – sovremennoe sostoyanie, problemy, perspektivy razvitiya i ispol'zovanie v arkheologii // Vestnik arkheologii, antropologii i etnografii. – 2016. – No. 1 (32). – P. 158.
6. Semipalatinskiy ispytatel'nyy poligon. Sovremennoe sostoyanie. – Izd. 3-e, perer. i dop. – Pavlodar: Dom pechati, 2017. – P. 6–8.
7. Kachestvo vody. Opredelenie aktivnosti ^{14}C. Metod zhidkostnogo stsintillyatsionnogo scheta: Mezhdunarodnyy standart ISO 13162. – Pervoe izd. 01.11.2011. – Shveytsariya, 2011. – P. 2–5.

«ТӘЖІРИБЕ ДАЛАСЫ» АЛАҢЫНЫҢ ТОПЫРАҒЫНДАҒЫ РАДИОКӨМІРТЕГІН ЗЕРТТЕУГЕ АРНАЛҒАН ӘДІСТЕМЕЛІК ТӘСІЛДЕР ЖӘНЕ ОЛАРДЫ ҚОЛДАНУ

А.М. Раимканова, О.Н. Ляхова, А.К. Айдарханова, З.Б. Сержанова

ҚР ҰЯО РМК «Радиациялық қауіпсіздік және экология институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан

Мақалада ^{14}C шоғырлануын анықтаудың сұйық сцинтилляциялық әдісіне негізделген тәжірибелік жұмыстар сипатталған. Pyrolyser-6 Trio сынамаларын қыздыруға және күлдендіруге арналған жүйені қолдана отырып, радиокөміртегілік талдаудың әдістемелік тәсілдері әзірленді. Радиокөміртегінің сертификатталған стандарттарын талдау арқылы жүргізілген зерттеулердің дәлдігін бағалау жүргізілді. Тәжірибелік жұмыстар нәтижесінде алғаш рет Семей сынақ полигонының «Тәжірибе даласы» сынақ алаңының топырағындағы ^{14}C құрамы бойынша мөлшерлік деректер алынды. Зерттеліп жатқан аумақта радиокөміртегігің шоғырлануы біркелкі бөлінбейтіндігі анықталды, оның ең жоғары құрамы жердегі ядролық сынақтар жүргізілетін орындардың эпицентрінде тікелей тіркелген.

***Түйін сөздер**: радиокөміртегі, топырақ, сұйықсцинтилляциялық әдіс, «Тәжірибе даласы», ССП, Pyrolyser-6 Trio, SL-300 альфа-бета радиометр.*

METHODOLOGICAL APPROACHES AND THEIR USE IN STUDYING RADIOCARBON IN SOIL OF THE «EXPERIMENTAL FIELD» SITE

A.M. Raimkanova, O.N. Lyakhova, A.K. Aidarkhanova, Z.B. Serzahnova

Branch "Institute of Radiation Safety and Ecology" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The paper describes experimental works, based on liquid-scintillation method of determining ^{14}C concentration. Methodological approaches were developed for radiocarbon analysis using Pyrolyser-6 Trio system for samples ignition and ashing. Accuracy of researches performed was assessed by means of analysis of certified radiocarbon standards. As the result of experimental activities, for the first time the quantitative data was obtained for ^{14}C concentration in soil of the «Experimental Field» testing site of Semipalatinsk Test Site. Radiocarbon was found to have a non-uniform character of distribution at the territory researched. The highest concentration of the radionuclide was registered directly in the epicenters of surface nuclear tests.

***Keywords:** radiocarbon, soil, liquid-scintillation method, «Experimental Field», STS, Pyrolyser-6 Trio, SL-300 alpha-beta radiometer.*

https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-4-10-15
УДК: 533.9.03, 533.9.082

RESULTS OF SPECTROSCOPIC MEASUREMENTS OF PLASMA DISCHARGES AT THE KTM TOKAMAK

S.A. Zhunisbek, B.Zh. Chektybaev, A.D. Sadykov, A.A. Zhaksybaeva, K. Zhenis, A.N. Madiyanova

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

E-mail for contacts: zhunisbek@nnc.kz

The paper presents the results of spectroscopic measurements of plasma discharges at the KTM tokamak. The measurements were carried out during the June 2021 campaign, which plasma discharges were obtained with a plasma current from 120 kA to 150 kA and a duration of ~250 ms.
In connection with the design changes inside the vacuum chamber of the tokamak, special attention is paid to the study of the elemental composition of the plasma and the analysis of impurities and the ways of their entry is carried out. Impurities in plasma directly affect radiation losses. Optical spectroscopy (OS) is one of the main methods for studying the penetration of impurities into plasma.
An Avaspec-ULS2048CL-EVO-RS-BB spectrometer was used to determine the emission spectrum of the KTM tokamak plasma. The time evolution of the hydrogen lines was measured using the diagnostics of a Hα-Dα monitor equipped with narrow-band interference filters (FWHM 1 nm).
Based on the measured emission spectrum, it was found that in the hydrogen plasma of the KTM tokamak, in addition to the presence of a working gas, there were also impurities of carbon, oxygen, nitrogen and argon (C, O, N, Ar) in various ionization states.
Keywords: *KTM tokamak, plasma, optical diagnostics, spectroscopy, spectral lines.*

INTRODUCTION

In November 2019, the final stage of the physical start-up was implemented at the KTM tokamak [1], which demonstrated the operability of the facility and its main technological systems. During the experimental campaign, plasma discharges with plasma currents up to 100 kA and durations of 65 ms were obtained at the KTM Tokamak. To increase the parameters of plasma discharges, the vacuum chamber (VC) of the KTM tokamak was covered with graphite tiles.

An important role in studies of plasma physics and plasma-wall interaction is played by plasma emission measurements in the visible spectrum range. Such diagnostics include Hα-Dα hydrogen line emission monitor, survey spectrometer, video observation system, etc. The above-mentioned diagnostics are basic and are used in practically all facilities with magnetic plasma confinement. The performance of the above-mentioned diagnostics and the quality of the data they provide determines the performance of the facility and the quality of the investigations performed. For example, the level and dynamics of hydrogen lines emission can be used to judge about achieving the plasma discharge and hydrogen recycling mode on the first wall of the tokamak VC [2]. The elemental composition of the plasma and the amount of impurities in it can be determined from the survey spectrometer diagnostics [3]. The system of high-speed video observation allows observations of the process of plasma formation and development, the process of plasma-wall interaction, to study and monitor different kinds of turbulences, MHD instabilities and disruptions.

The present work shows results of spectroscopy measurements of visible and near-infrared (360-900 nm) plasma radiation from the KTM tokamak.

EQUIPMENT AND SCHEME OF MEASUREMENT

The Hα-Dα monitor diagnostic is used to observe the time evolution of the emission intensity of Hα 656.3 nm hydrogen lines. During the June 2021 campaign, an upgraded Hα-Dα monitor diagnostic was used. In upgrading the diagnostics of Hα-Dα monitor, the optical unit and the receiving and transmitting path of the diagnostics have been modified. The optical unit is based on a single collecting lens and an interference filter with a bandwidth of 1 nm, the receiving and transmitting path includes a collimating lens and a 10-meter fibre optic cable. Figure 1 shows the schematic diagram and general view of Hα-Dα monitor.

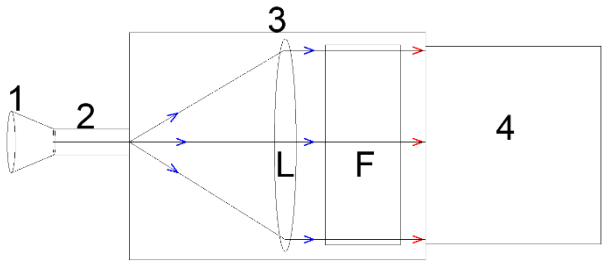
Diagnostics of Hα-Dα monitor consists from three main parts:

– input objective lens and fiber optic cable that collects light from the installation and transmits it to the optical diagnostics unit;

– optical block, that transmits Hα lines emission (656.3 nm);

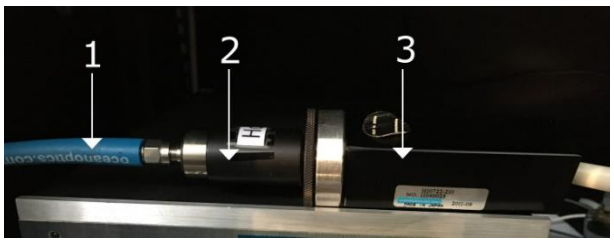
– radiation detector (PMT) designed to detect the emission of Hα lines (656.3 nm).

Avaspec-ULS2048CL-EVO-RS fiber optic spectrometer from Avantes is used to record the most intense spectral lines. The spectrometer is based on a CMOS linear image sensor and a BB diffraction grating of 600 ln/mm. The main technical specifications of the spectrometer are given in the table below 1.



1 – collimating lens; 2 – 10-meter fiber optic cable; 3 – optical block
(L – collecting lens, F – interference filter); 4 – photomultiplier tube (PMT)

a) Basic Scheme



1 – Fiber optic cable; 2 – optical block;
3 – photomultiplier tube H10722-210 (PMT)

b) General View of Diagnostics

Figure 1. Diagnostics of the hydrogen emission intensity monitor

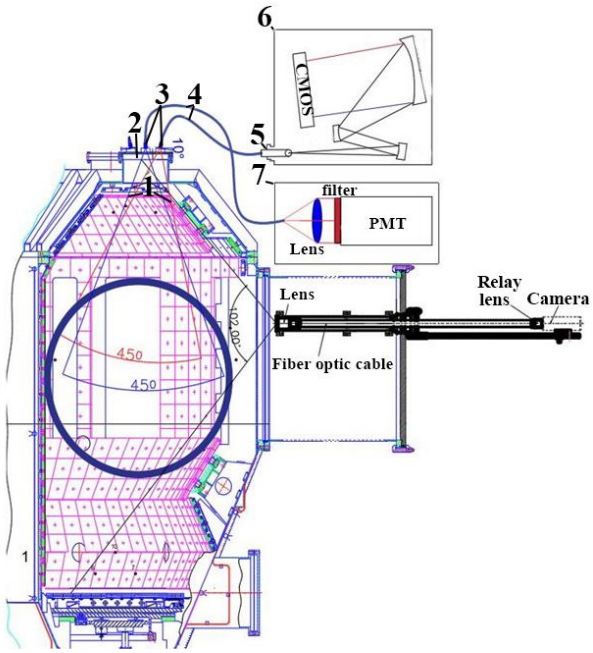
Table 1. Basic Technical Specifications of Spectrometer

Optical bench	Symmetric Czerny-Turner
Detector	CMOS line, 2048 elements (14×200 μm)
Operating range	360–880 nm
Optical resolution	0,6–0,7 nm
Sensitivity	375 000 counts/μW for the integration time
Integration time	9 μs – 59 s
Input slit	25 μm

High-speed video surveillance system [4] based on a Fastec Inline camera with a maximum rate of 1000 fps at a resolution of 320×240 is used to monitor visually the formation and development of plasma thread.

In order to increase the field of observation, the system of collecting light diagnostics of the survey spectrometer and the monitor Hα-Dα are installed on the track branch of the 10th sector of the VC of tokamak KTM. The location of the light collection system components at the VC of tokamak KTM is shown in Figure 2.

The optical diagnostics light acquisition and image transmission systems consist of collimating lenses F110SMA-633 with ~45° viewing angle and FC-600VIS fiber optic cables with 600 μm core diameter. The length of fiber optic cables is 5–10 m that allows diagnostics with a recording system to be located at a safe distance from the installation, creating conditions for high interference immunity of the equipment against electromagnetic interference and ionising radiation.



1 – field of view of lenses; 2 – quartz window; 3 – collimating lens;
4 – fiber optic cable; 5 – entrance slit; 6 – spectrometer Avaspec;
7 – diagnostics of monitor Hα-Dα

Figure 2. Measurement Scheme at KTM tokamak

RESULTS AND DISCUSSIONS

During the experimental campaigns, plasma radiation was measured in the range of 360-900 nm. As an example, measurements in a series of repeated plasma discharges #4396-4398 in ohmic heating mode are shown. Figure 3 shows the main parameters of plasma discharges and measurement results.

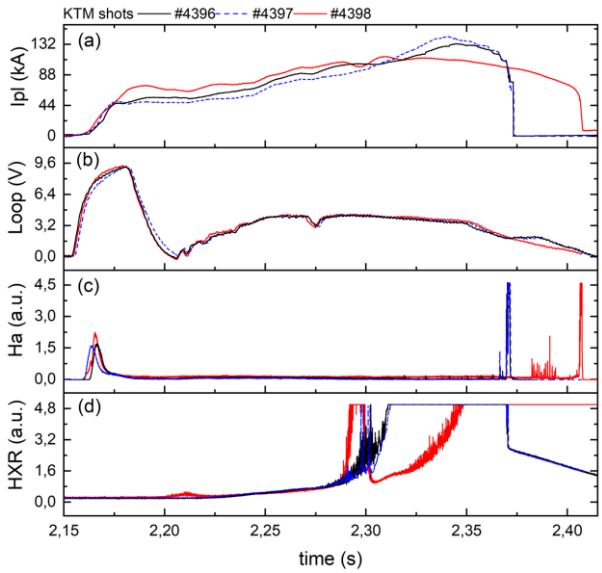


Figure 3. Temporal evolution of main parameters of plasma discharges: (a) plasma current; (b) bypass voltage; (c) intensity of emission of Hα lines; (d) intensity of hard X-rays

Figure 3 shows the value of the plasma current, loop voltage, intensity of the luminescence of the Hα lines, and the data from HXR (Hard X-ray Rays) diagnostics for discharges #4396-4398. As it is seen from Figure 3, the maximum achieved plasma current was about 150 kA. The loop voltage on internal bypass of VC during the working gas breakdown (2.16–2.20 sec.) was about ~6 V.

The monitor of hydrogen line emission intensity recorded an increase in the luminous intensity of the Hα lines during the first 10 ms due to hydrogen breakdown. After the breakdown at the stage of plasma current growth, the Hα luminous level drops, indicating complete ionization of the working gas. In the stable phase of discharge (2190–2360 ms) no bright bursts of Hα glow were observed. Increase of Hα glow was observed at plasma attenuation, which is connected with recharge (recombination) of working gas.

At the higher discharge parameters, the presence of hard X-ray emission was regularly observed. According to HXR diagnostics the level of hard X-ray emission starts to increase closer to the end of the discharge starting from the moment of 2300 ms. It seems to be caused by formation of beams of accelerated electrons, that periodically emerge on the chamber wall with increasing plasma current and cross section of the cord during the considered time interval. At the same time during the campaign, the inlet of hydrogen working gas into VC was carried out in a constant static mode without changing its flow during the whole discharge. Thus, at increase of plasma cord cross-section there is decrease of plasma density that promotes generation of beams of accelerated electrons.

The intense glow of hard X-ray radiation after the plasma current decays is due to the fact that afterglow is observed after long-term emission of the natrium iodine scintillator.

Figure 4 shows the emission spectra of hydrogen plasma of KTM tokamak in the wavelength range of 360–820 nm. The main characteristic lines for hydrogen plasma are Hα (656.3 nm), Hβ (486.14 nm), Hγ (434.05 nm) and Hδ (410.18 nm). From the spectra registered, besides the working gas lines, the impurity lines (C, O, N, Ar) can be observed.

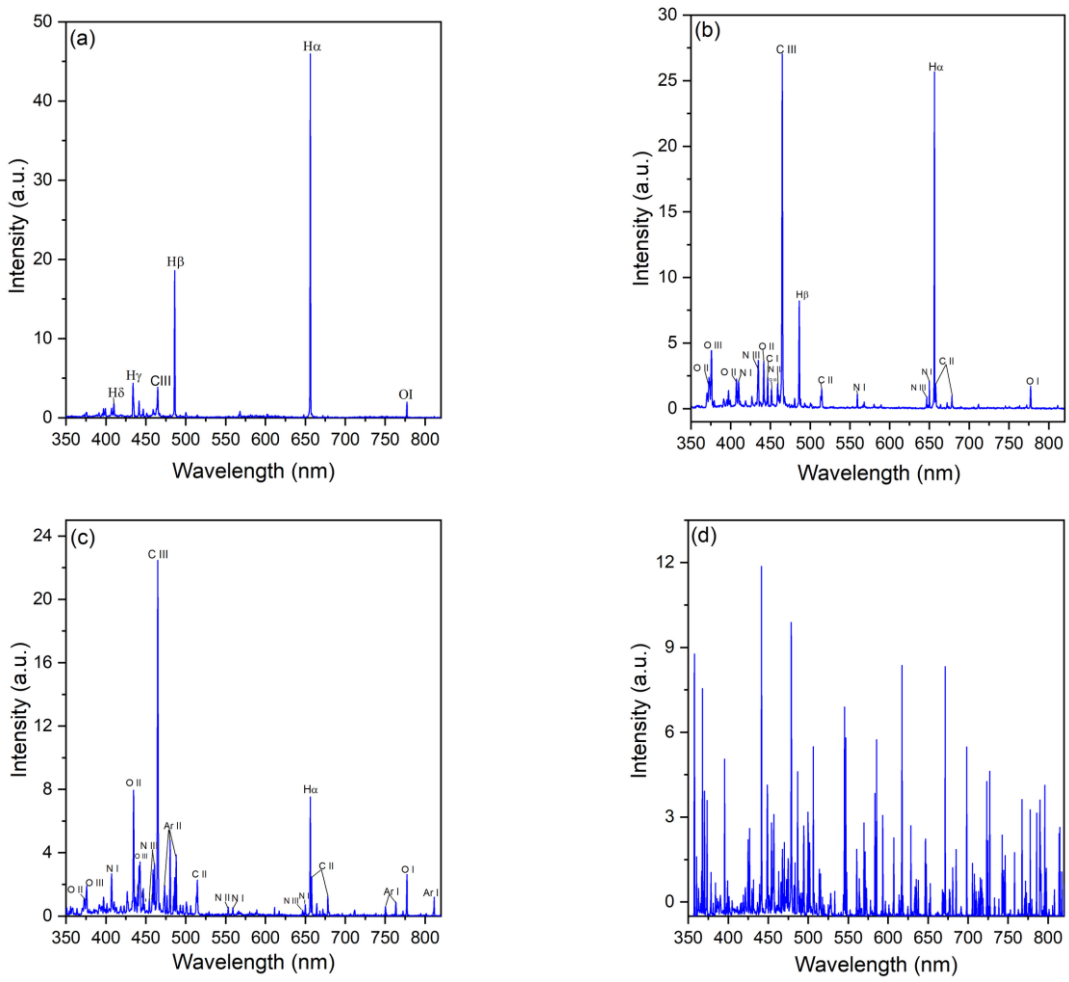


Figure 4. Plasma emission spectrum of KTM tokamak: (a) during breakdown (2160–2170 ms); (b) after breakdown (2170–2180 ms); (c) at plasma current growth stage (2210–2220 ms); (d) at the end of discharge (2290–2370 ms)

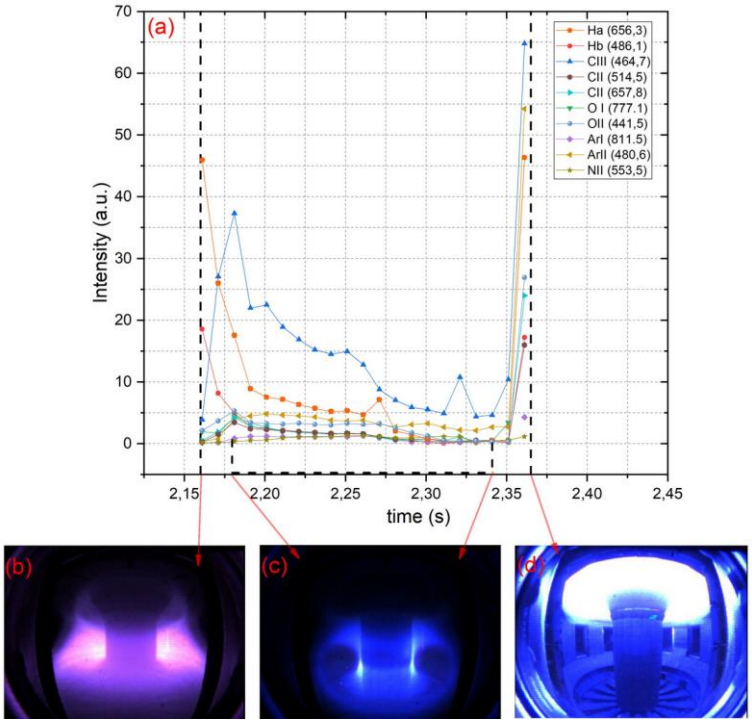


Figure 5. Evolution of spectral lines glow intensity (a) and video shots made during breakdown (b), at plasma current growth stage (c) and at the end of the discharge (d)

As is seen from the Figure 4, hydrogen spectral lines of Balmer series prevails during breakdown (Hα, Hβ, Hγ, Hδ). After breakdown the intensity of Balmer lines emission reduces by half, that gives evidence on the working gas ionization (see Figure 4, b). Starting from 2170 ms the impurity lines glow is observed such as oxygen (O I, O II, O III), carbon (C I, C II, C III) and nitrogen (N I, N II, N III). Argon spectral lines (Ar I, Ar II) appear in spectrum at plasma current growth stage (see Figure 4, c). During plasma attenuation from 2290 ms, spectrometer starts to register lines (see Figure 4, d) not typical for these elements. Such effect is most likely associated with close location of spectral equipment to VC of KTM tokamak and electro-magnetic waves, caused by plasma, such as hard x-rays, influencing on electronic parts of spectrometer. These factors cause the instrument not to work properly displaying incorrect spectrum. Accordingly, spectral equipment is supposed to be shielded with lead plates during further experimental start-ups.

Figure 5 presents the dynamic of glow intensity change for brighter spectral lines (Hα 656.28 nm, Hβ 486.1 nm, C III 464.7 nm, C II 657.8 nm, C II 5145 nm, O I 777.1 nm, O II 441.5 nm, Ar I 811.5 nm, Ar II 480.6 nm, N II 553.5 nm) and video images from fast camera.

It is clearly seen in the Figure 5, that the main impurity element in tokamak plasma is twice ionized carbon C III (464.7 nm). Bright burst of C III lines (464.7 nm) was observed after breakdown during plasma thread boundary increase.

Then, the intensity of C III lines glow (464.7 nm) varied within 18–10 conventional units. The glow of dominant dark-blue color on the plasma boundary corresponds well with spectral measurements. At the moment of registration, the exposure of fast camera composed about 4 ms at the shooting speed of 250 k/s. The video images show the discharge developing near the central solenoid (see Figure 5, b). At the stage of plasma current growth after 2170 ms, the plasma thread begins to press against VC inner wall, then from 2220 ms the plasma thread separates from inner wall and the next 150 ms holds the thread-ring shape (see Figure 5, c).

Table 2 presents the main reasons of registered impurities presence in KTM tokamak plasma.

Table 2. Main reasons of impurities presence in KTM tokamak plasma

N, O	1. Oxygen and nitrogen are the main air components and their availability is associated with their escape from the chamber walls as a residual gas. 2. Oxygen may occur due to dissociation of water and other oxides molecules, adsorbed on vacuum chamber walls. 3. Also, additional intake of the mentioned gases is not excluded due to leaking from the atmosphere through microleakage in VC structure elements.
Ar	Technological regimes of KTM VC cleaning at night is one of the reasons of Ar lines appearance on line spectra. During VC preparation for operational modes, high vacuum pumping and VC degasification are carried out with periodical baking of chamber walls and their cleaning with glow discharge. Argon was used as gas in glow discharge. Argon refers to heavy elements that are hard to pump out from working chamber.
C	The source of such impurity ingress are graphite tiles, that cover practically the whole inner surface of vacuum chamber, resulting in carbon intake under plasma influence.

Registered lines were identified using reference tables [5, 6], on the assumption of which types of impurities are possible, for instance, from mass-spectrometric analysis and intrachamber lining composition. However, the correct identification of specific emission line is rather complicated. Firstly, the line relative intensity depends on both density and temperature of the colliding particles. Moreover, within the range of waves length of the spectrometer used there are many emission lines with different ionization degree, and within its resolution capability it is usually possible to identify several potential emitting elements for a particular emission line.

Comparison with emission spectra, measured at other tokamaks (T-10 [3], COMPASS [7]), shows the coincidence of the main spectral lines observed. These spectral lines were taken from the National Institute of Standards and Technology (NIST) database [8]. Studying data on KTM tokamak plasma emission spectrum, the following conclusions can be made:

1. Peaks of Hα lines are observed at the beginning of the discharge, due to hydrogen ionization and at the end of the discharge due to plasma-wall interaction and at the end of the discharge. Hα lines emission intensity decreases between peaks in the beginning and at the end of the discharge.

2. Line spectrum of tokamak plasma composes of limited quantity of lines (N, O, Ar) and with clearly noticeable lines Hα and C III. Relatively bright carbon lines during discharge formation and maintenance are due to plasma interaction with graphite tiles of the VC inner walls at KTM tokamak. To reduce the entry of carbon impurities it is necessary to optimize the tokamak operating scenario by reducing the plasma interaction with the wall.

3. In the process of measurements, it was found, that under certain conditions the emission intensity of Ar I and Ar II lines rather exceeded the emission of other impurity lines that occurred in plasma. A serious disadvantage while using argon in glow discharges is the difficulty of pumping when reaching the optimum vacuum ($5\cdot10^{-5}$ Torr) in the discharge chamber. To exclude Ar from plasma composition during VC technological cleaning in glow discharges, lighter gases shall be used such as hydrogen and helium.

4. Noise appearance in the spectrum is associated with instrument exposure by hard x-rays that appear during plasma attenuation.

Conclusion

In the process of 2021 experimental campaign to obtain plasma charge at extended parameters, the measurements were made to obtain plasma in visual and near IR spectrum areas (360–900 nm). Upon results of emission spectra measurements, the plasma impurity composition, sources and mechanisms of their entry were identified. It was found, that in the hydrogen plasma of the KTM tokamak, besides the presence of working gas lines (Hα (656.3 nm), Hβ (486.1 nm), Hγ (434.1 nm), Hδ (410.2 nm)), there were also impurity lines (C, O, N, Ar) in various ionization states.

Time evolution of Hα lines (656.3 nm) with 0.005 ms time resolution showed the increase in Hα lines intensity (656.3 nm) in the beginning and at the end of the discharge. As expected, no bright bursts of Hα lines were observed in stable phase of the discharge, which indicates the absence of overcharge processes.

The shape and position of plasma thread in the dynamics were identified upon measurements from the video observation system. The working results will be used for further experiments on plasma obtaining and increasing its parameters.

References

1. Study of breakdown and plasma formation in the KTM tokamak with the massive conductive vacuum chamber / B. Chektybayev, A. Sadykov, E. Batyrbekov, M. Skakov, D. Zarva, I. Tazhibayeva, A. Korovikov, Ye. Kashikbayev, D. Olkhovik, V. Savkin, P. Khvostenko, I. Belbas, D. Sergeyev, A. Kavin, A. Lee, V. Pavlov // Fusion Engineering and Design Volume 163, February 2021, 112167.
2. H.K. Na, S. Sajjad, J.M. Park, M. Kwon. Configuration and installation design of optical diagnostic systems on KSTAR. Fusion Engineering and Design. Volume 86 (2011). – P. 66–70.
3. A.V. Gorbunov, L.A. Klyuchnikov, K.V. Korobov. Spektr izlucheniya plazmy tokamaka T-10 v vidimom diapazone. VANT. Ser. Termoyadernyy sintez, 2015, T. 38, issue. 2.
4. Visible wide angle view imaging system of KTM tokamak based on multielement image fiber bundle / B. Chektybayev, G. Shapovalov, A. Kolodeshnikov // Review of Scientific Instruments. – May 2015. – Vol. 86, Issue 5. – https://doi.org/10.1063/1.4921475.
5. A.N. Zeydel', V.K. Prokof'ev, S.M. Rayskiy, V.A. Slavnyy, E.Ya. Shreyder. Tablitsa spektral'nykh liniy. – Moscow, 1977.
6. A.R. Striganov, N.S. Svintitskiy. Tablitsy spektral'nykh liniy neytral'nykh i ionizovannykh atomov. – Moscow, 1966.
7. D. Naydenkova, J. Stöckel, V. Weinzettl, D. Šesták, J. Havlíček. First Spectroscopic Measurements on the COMPASS Tokamak. WDS'09 Proceedings of Contributed Papers, Part II, 158–162, 2009.
8. NIST.AtomicSpectraDatabase.LinesData / (https://physics.nist.gov/PhysRefData/ASD/lines_form.html).

Литература

1. Study of breakdown and plasma formation in the KTM tokamak with the massive conductive vacuum chamber / B. Chektybayev, A. Sadykov, E. Batyrbekov, M. Skakov, D. Zarva, I. Tazhibayeva, A. Korovikov, Ye. Kashikbayev, D. Olkhovik, V. Savkin, P. Khvostenko, I. Belbas, D. Sergeyev, A. Kavin, A. Lee, V. Pavlov // Fusion Engineering and Design Volume 163, February 2021, 112167.
2. H.K. Na, S. Sajjad, J.M. Park, M. Kwon. Configuration and installation design of optical diagnostic systems on KSTAR. Fusion Engineering and Design. Volume 86 (2011). – P. 66–70.

3. А.В. Горбунов, Л.А. Ключников, К.В. Коробов. «Спектр излучения плазмы токамака Т-10 в видимом диапазоне». ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2015, т. 38, вып. 2.
4. Visible wide angle view imaging system of KTM tokamak based on multielement image fiber bundle / B. Chektybayev, G. Shapovalov, A. Kolodeshnikov // Review of Scientific Instruments. – May 2015. – Vol. 86, Issue 5. – https://doi.org/10.1063/1.4921475.
5. А.Н. Зейдель, В.К. Прокофьев, С.М. Райский, В.А. Славный, Е.Я. Шрейдер «Таблица спектральных линий». – Москва, 1977 г.
6. А.Р. Стриганов, Н.С. Свинтицкий «Таблицы спектральных линий нейтральных и ионизованных атомов». – Москва, 1966.
7. D. Naydenkova, J. Stöckel, V. Weinzettl, D. Šesták, J. Havlíček. First Spectroscopic Measurements on the COMPASS Tokamak. WDS'09 Proceedings of Contributed Papers, Part II, 158–162, 2009.
8. NIST.AtomicSpectraDatabase.LinesData / (https://physics.nist.gov/PhysRefData/ASD/lines_form.html).

ҚТМ ТОКАМАК ПЛАЗМА РАЗРЯДТАРЫН СПЕКТРОСКОПИЯЛЫҚ ӨЛШЕУДІҢ НӘТИЖЕЛЕРІ

С.А. Жүнісбек, Б.Ж. Чектыбаев, А.Д. Садыков, А.А. Жаксыбаева, Қ. Женіс, Ә.Н. Мадиянова

ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазахстан

Мақалада ҚТМ токамагындағы плазмалық разрядтардың спектроскопиялық өлшеу нәтижелері берілген. Өлшемдер 2021 жылдың маусым айындағы науқан кезінде алынды. Науқан барысында плазмалық разрядтар 120 кА-ден 150 кА-ге дейінгі плазмалық токпен және ~250 мс ұзақтығымен алынды.
Бұл жұмыста плазманың элементтік құрамын зерттеуге, қоспаларды талдауға және олардың түсу жолдарын анықтауға ерекше назар аударылады. Плазмадағы қоспалар радиациялық шығындарға тікелей әсер етеді. Оптикалық спектроскопия (ОС) қоспалардың плазмаға түсуін зерттейтін негізгі әдістерінің бірі болып табылады. ҚТМ токамак плазмасының эмиссия спектрін анықтау үшін Avaspec-ULS2048CL-EVO-RS-BB спектрометрі пайдаланылды. Сутегі спектрлік сызығының уақыт эволюциясы тар жолақты интерференционды сүзгілерімен (FWHM 1 нм) жабдықталған Hα-Dα мониторының диагностикасы арқылы өлшенді.
Сәуле шығару спектрі негізінде ҚТМ токамак сутегі плазмасында жұмысшы газдан бөлек көміртегі, оттегі, азот және аргон (C, O, N, Ar) қоспалары да әртүрлі иондану күйінде болатыны анықталды.
Түйін сөздер: *ҚТМ токамак, плазма, оптикалық диагностика, спектроскопия, спектрлік сызықтар.*

РЕЗУЛЬТАТЫ СПЕКТРОСКОПИЧЕСКИХ ИЗМЕРЕНИЙ ПЛАЗМЕННЫХ РАЗРЯДОВ НА ТОКАМАКЕ КТМ

Жүнісбек С.А., Чектыбаев Б.Ж., Садыков А.Д., Жаксыбаева А.А., Женіс Қ., Мадиянова Ә.Н.

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

В работе приведены результаты спектроскопических измерений плазменных разрядов на токамаке КТМ. Измерения проводились во время июньской кампании 2021 года, в ходе которой были получены плазменные разряды с током плазмы от 120 кА до 150 кА и длительностью ~250 мс.
В работе особое внимание уделено изучению элементного состава плазмы и проводится анализ примесей и путей их поступления. Примеси в плазме напрямую влияют на радиационные потери. Оптическая спектроскопия (ОС) является одним из основных методов исследования поступления примесей в плазму.
Для определения спектра излучения плазмы токамака КТМ использовался спектрометр Avaspec-ULS2048CL-EVO-RS-BB. Временная эволюция линий водорода измерялась с помощью диагностики монитора Hα-Dα, снабженной узкополосными интерференционными фильтрами (FWHM 1 нм).
По измеренному спектру излучения было обнаружено, что в водородной плазме токамака КТМ кроме наличия рабочего газа, также имелись примеси углерода, кислорода, азота и аргона (C, O, N, Ar) в различных ионизационных состояниях.
Ключевые слова: *токамак КТМ, плазма, оптические диагностики, спектроскопия, спектральные линии.*

https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-4-16-21
УДК 621.039.5

БАРЬЕРЫ НА ПУТЯХ ЯДЕРНОГО РАСПРОСТРАНЕНИЯ ПРИ ЭКСПОРТЕ РОССИЙСКИХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ЗАМКНУТЫМ ЯТЦ (НА ПРИМЕРЕ БРЕСТ-ОД-300)

[1] Горин Н.В., [1] Кузнецов Е.В., [2] Кучинов В.П., [3] Чебесков А.Н., [4] Моисеев А.В., [5] Шидловский В.В., [5] Кривцов А.В.

[1] ФГУП «Российский Федеральный ядерный центр – Всероссийский НИИ технической физики им. академика Е.И. Забабахина», Снежинск, Россия
[2] НИЯУ МИФИ, Москва, Россия
[3] АО «ГНЦ РФ-ФЭИ», Обнинск, Россия
[4] АО НИКИЭТ им. Н.А. Доллежаля, Москва, Россия
[5] АО «Прорыв», Москва, Россия

E-mail для контактов: nvgorin@mail.ru

В течение ближайших десятилетий возможно начало экспорта быстрых реакторов с замкнутым ядерным топливным циклом в страны, не обладающие ядерным оружием, что потребует усиления режима ядерного нераспространения и повышения эффективности гарантий МАГАТЭ. Этого можно достичь как созданием технических барьеров, так и совершенствованием системы учета и контроля ядерных материалов и обеспечением их надежной физической защитой. На примере строящегося реактора БРЕСТ-ОД-300 в составе опытно-демонстрационного энергетического комплекса выполнен анализ конструктивных и технологических особенностей, которые препятствуют или серьёзно затрудняют переключение ядерных материалов и использование не по назначению ядерных установок и технологий государством-импортёром для производства ядерного оружия или других ядерных взрывных устройств в нарушение принятых на себя международных обязательств.

Ключевые слова: *реакторы на быстрых нейтронах, замкнутый ядерный топливный цикл, экспорт, режим нераспространения, ядерные материалы, физическая защита.*

Введение

В настоящее время человечество одновременно столкнулось с тремя основными вызовами – пандемией коронавируса, глобальным потеплением и загрязнением окружающей среды. Пандемия временно оттеснила на второй план проблемы глобального потепления и экологии и затронула все сферы человеческой деятельности. После завершения первоочередных мер борьбы с коронавирусом на первый план вновь выходят прежние, не менее серьезные вызовы – глобальное потепление и загрязнение окружающей среды с их одновременным влиянием на здоровье людей и природу. Возможно, что у этих двух вызовов общая причина, связанная со сжиганием углеводородных энергоносителей на производстве, транспорте и в быту. Дискуссии по этому вопросу в научной среде продолжаются уже достаточно долго, но окончательного решения пока не найдено [1, 2].

Проблемы энергетики и экологии актуальны, и не только в России, что подтверждается позицией Президента и Правительства РФ[1], а МИД РФ назвал основные инструменты борьбы с изменением климата[2]. Один из них заключается в использовании атомной энергетики, которая должна заменить сжигание углеводородов. В РФ принята «Стратегии 2018» с реакторами на быстрых нейтронах (РБН) и замкнутым ЯТЦ, которые станут основой энергетической и экологической безопасности[3] после переходного периода продолжительностью ~50 лет с одновременным существованием быстрых и тепловых реакторов.

Можно прогнозировать:

– экологически чистая атомная энергетика распространится по всему миру, так как никакая другая не справится с производством энергии в масштабах десятка и более млрд т нефтяного эквивалента без загрязнения окружающей среды [3, 4];

– доля атомной энергии в энергетическом балансе неизбежно будет возрастать и вытеснять традиционные способы получения энергии на станциях при сжигании углеводородного топлива;

– атомная энергетика только с тепловыми реакторами и открытым ЯТЦ с этими задачами не справится из-за ограниченности ресурсов ^{235}U, нарастающих масштабов накопления и обращения с отработавшим ядерным топливом и радиоактивными отходами;

– в основе нового энергетического направления РБН и замкнутым ЯТЦ лежат достаточно сложные и наукоемкие технологии. РФ и КНР, которые в настоящее время лидируют в работах над их созданием и,

[1] Прямая линия Президента РФ 30.06.21 // Вести [Электронный ресурс]. URL: https://www.vesti.ru/video/2313066 (дата обращения 01.07.2021)

[2] МИД назвал основные инструменты борьбы с изменением климата https://ria.ru/20211102/mid-1757317457.html (дата обращения 03.11.21)

[3] План на 100 лет – «Росатом» принял долгосрочную стратегию развития ядерной энергетики // Страна Росатом [Электронный ресурс]. URL: https://strana-rosatom.ru/2019/02/05/den-nauki-kruglyj-god (дата обращения 01.11.2021).

скорее всего, первыми доведут свои исследования до готового коммерческого продукта не смогут обеспечить энергией все население мира, поэтому неизбежен экспорт энергетических технологий, в том числе российских;

− экспорт должен быть заранее подготовлен не только специалистами атомной отрасли, но прежде всего государственными структурами в интересах формирования востребованного отношения населения к атомной энергетике вначале в России [5–7], а затем и в других странах, прежде всего в странах-импортерах.

− экспорт РБН совместно с установками замкнутого ЯТЦ формально не запрещен ни российским, ни международным правом. Он будет принят мировой общественностью только при соблюдении режима ядерного нераспространения и возможности эффективного применения гарантий МАГАТЭ в течение жизненного цикла как реактора, так и установок замкнутого ЯТЦ.

Лучший аргумент в пользу российских технологий РБН с замкнутым ЯТЦ это пример их успешной эксплуатации в России. При этом подразумевается не только экономическая выгода, но и отсутствие выбросов в атмосферу углекислого газа и потребления кислорода производственными предприятиями, решение проблем высокоактивных отходов и ядерного нераспространения и обеспечение топливом атомных станций на ближайшие несколько сотен лет. Один из важнейших факторов – безопасность реактора, основанная на присущих ему внутренних физических принципах и фундаментальных законах природы, а не только за счет усложнения инженерных технических решений и организационных мероприятий. Такая безопасность РБН гарантирует отсутствие рисков аварий, требующих эвакуации населения.

Все это может обеспечить поддержку населением ядерных технологий РБН и замкнутого ЯТЦ. Для этого необходима целенаправленная информационная работа по разъяснению как вопросов безопасной эксплуатации РБН с замкнутым ЯТЦ, так вопросов соблюдения международного режима нераспространения ядерного оружия (ядерного нераспространения).

Соблюдение режима ядерного нераспространения

Экспорт РБН совместно с установками замыкания ЯТЦ, может вызвать тревогу у политиков и мировой общественности в связи с потенциальными рисками распространения ядерного оружия. Важными особенностями РБН и установок замыкания ЯТЦ по сравнению с тепловыми реакторами является более высокая доля плутония в топливных сборках (ТВС) и большее количество плутония на всех этапах ЯТЦ, находящегося как в форме учетных единиц (например, плутоний в ТВС), так и в балк форме (например, плутоний в порошках и растворах, находящийся, например, на перерабатывающем заводе). Действительно в РБН существует потенциальная возможность наработки плутония оружейного качества в зоне воспроизводства (при её наличии), поскольку имеются две необходимые составляющие: нейтроны и воспроизводящий материал ^{238}U. Однако следует отметить, что весь существующий оружейный плутоний произведен в тепловых реакторах и нет фактов о его значительном производстве в реакторах с быстрым спектром нейтронов [8].

Ответ на такую серьезную озабоченность заключается в существовании технических барьеров в ЯТЦ РБН и применяемых внешних (институциональных) мер, затрудняющих переключение используемых ядерных материалов на производство ядерного оружия, а также затрудняющих использование не по назначению установок и технологий атомной энергетики. Важнейшими из внешних мер являются гарантии МАГАТЭ в государстве импортёре РБН и установок замыкания ЯТЦ, как это осуществляется сейчас в случае экспорта реакторов на тепловых нейтронах.

Гарантии МАГАТЭ и экспорт реакторов на быстрых нейтронах

В настоящее время системой гарантий МАГАТЭ не предусматривается особый порядок контроля и проверки обязательств государства-импортера при экспорте РБН и установок замкнутого ЯТЦ. Гарантии МАГАТЭ в государстве, не обладающим ядерным оружием и имеющим соглашение о гарантиях с МАГАТЭ в связи с ДНЯО, применяются в отношении *всего* ядерного материала (ЯМ) во *всей* мирной ядерной деятельности этого государства для проверки того, чтобы такой материал не переключался на ядерное оружие или другие ядерные взрывные устройства.

Необходимо учитывать, что соглашения о гарантиях заключается МАГАТЭ с государством-импортером и процедуры и методы контроля плутония в замкнутом ЯТЦ будут обсуждаться с государством-импортером, а не с Россией, как государством-экспортёром. Однако, в случае намерения России экспортировать РБН и технологии замкнутого ЯТЦ, эффективность мер контроля плутония должна будет учитываться при проектировании технологического процесса. Это намерение также должно обсуждаться с государствами-членами Группы ядерных поставщиков (ГЯП), поскольку в соответствии с пунктом 17 b) Руководящих принципов для ядерного экспорта (INFCIRC/254/Rev.12/Part 1) до начала передач установок, оборудования или технологии по обогащению или переработке поставщики должны провести консультации с участвующими в работе ГЯП правительствами относительно связанных с ядерным нераспространением положений и условий, применимых к передаче.

Рабочая группа Госкорпорации «Росатом» в 2018 г. рассмотрела условия экспорта из РФ РБН и установок замкнутого ЯТЦ и заключила, что такой экспорт возможен с соблюдением требований соответствующих международных договоров и соглаше-

ний, требований российского экспортного законодательства и не требует модификации существующего международного законодательства. Однако при экспорте в государства, не обладающие ядерным оружием, необходимо обязательное участие РФ в эксплуатации и в управлении замкнутым ЯТЦ и соблюдение баланса производства и потребления плутония без его выхода за контур энергокомплекса. Это станет надежным дополнением к применению гарантий МАГАТЭ.

Барьеры на путях возможного ядерного распространения

Качества ЯМ, особенности технологии и институциональные механизмы представляют собой барьеры, которые создают трудности при использовании гражданских ядерных энергетических систем (ЯЭС) в целях создания ядерного оружия или ядерных взрывных устройств. Конкретная форма и значения атрибутов (характеристик) таких барьеров меняются в зависимости от конкретной рассматриваемой системы. Внешние институциональные барьеры зависят от деталей их реализации и призваны компенсировать недостатки внутренне присущих барьеров.

Барьеры не представляют из себя абсолютной защиты, их можно преодолеть с помощью комбинации технологий и инженерных решений. Вместе с тем, более эффективные барьеры требуют больших ресурсов и усилий для их преодоления, чем менее эффективные барьеры. Барьеры тоже не действуют независимо друг от друга, и эффект применения сразу нескольких барьеров может быть больше, чем сумма их индивидуальных эффектов. В общем, барьеры, обусловленные свойствами ЯМ, – это те качества, которые затрудняют использование их для производство ядерного взрывного устройства. Они включают изотопный состав, плотность материала, его химическую форму, его радиационную опасность и отслеживаемые основные характеристики ЯМ на каждом этапе ЯТЦ гражданской ЯЭС и в любом процессе создания материала, пригодного для оружейного применения, а также мониторинг и детектирование (обнаруживаемость) и сложность движения массы и/или объема ЯМ.

Другой набор внутренне присущих технических барьеров – это технические и связанные с ними элементы самого ЯТЦ, включая установки и оборудование, которые служат для того, чтобы затруднить доступ к ЯМ или использовать установки не по назначению для получения оружейно-пригодных материалов. Эти технические препятствия, подобно барьерам, обусловленным свойствами ЯМ, являются внутренне присущими системе, в отличие от внешних институциональных мер, и могут значительно повлиять на осуществимость ядерного распространения.

Сложность и/или временные затраты, связанные с потенциальным изменением или реконфигурацией установки или технологического процесса для производства ЯМ оружейного качества, – еще один пример внутренне присущего технического барьера. Темп наработки нужного ЯМ является еще одним техническим барьером, по крайней мере, в той степени, в которой процессы с низким темпом наработки могут быть менее привлекательными или могут иметь повышенную вероятность обнаружения переключения. Например, более вероятно, что переключение 1 кг ЯМ будет замечено в процессе, в котором задействовано 100 кг/день ЯМ, чем в процессе при обработке 1000 кг/день. Следует учитывать, что преодоление технических барьеров требует специальных знаний, навыков, инструментов, материалов и принадлежностей.

Оба типа барьеров – барьеры, обусловленные свойствами ЯМ, и технологические барьеры связаны с внутренне присущей природой конкретного ЯТЦ и зависят от его конкретной организации. С другой стороны, институциональные барьеры, будь то методы применения гарантий МАГАТЭ, средства контроля и учёта ЯМ, а также меры, предназначенные для защиты от различных террористических угроз, полностью или частично компенсируют недостатки внутренне присущих барьеров, связанных со свойствами ЯМ, или технических барьеров, или других особенностей ЯЭС, способствующих ядерному распространению.

Применимость институциональных барьеров для гражданской ЯЭС, зависит от эффективности внутренне присущих барьеров этой системы. В свою очередь, внутренне присущие барьеры могут оказывать значительное влияние на повышение эффективности процедур гарантий МАГАТЭ – физической безопасности в целом и СУиК ЯМ.

В настоящее время существует несколько методологий оценки устойчивости с точки зрения ядерного нераспространения, которые могут служить также для сравнения различных концепций ЯЭС с точки зрения сопротивляемости ядерному распространению. Поэтому при рассмотрении инновационных концепций ЯЭС, в частности ЯЭС с РБН и замкнутым ЯТЦ, целесообразно отталкиваться от референтных, практически реализованных в настоящее время концепций ЯЭС, в качестве примера которых может служить ЯЭС с реакторами LWR. Следует отметить, что любые сравнения, которые проводятся здесь, не означают, что какая-то ЯЭС и ЯТЦ лучше или хуже референтного цикла реакторов LWR (взятого для сравнения) в аспекте устойчивости к ядерному нераспространению. Например, одна ЯЭС и ЯТЦ может быть лучше по изотопному барьеру, но уступать референтному циклу реакторов LWR по барьеру обнаруживаемости переключения ЯМ.

Барьеры на примере реактора БРЕСТ

Реактор на быстрых нейтронах БРЕСТ с нитридным уран-плутониевым топливом и свинцовым теплоносителем создается для специфического пристанционного замкнутого топливного цикла. Основные особенности его технологии, позволяющие создать

следующие технические барьеры на возможных путях потенциальных нарушений режима ядерного нераспространения:

− плотное теплопроводное топливо на основе (U-Pu-MA)N,

− химически инертный свинцовый теплоноситель при контакте с водой и воздухом окружающей среды,

− отсутствие зон воспроизводства топлива,

− замкнутый топливный цикл без обогащения и без выделения делящихся изотопов.

Использование в быстрых реакторах мононитридного уран-плутониевого топлива высокой плотности и теплопроводности позволяет принципиально изменить конструкцию и параметры быстрого реактора и, прежде всего, отказаться от уранового бланкета. Исключение уранового бланкета в быстрых реакторах с полным воспроизводством плутония в активной зоне (КВА~1) создаёт необходимые предпосылки для технологической поддержки режима ядерного нераспространения. Вместо уранового бланкета в конструкцию введен свинцовый отражатель, что, как показали соответствующие расчеты и эксперименты, заметно улучшает нейтронно-физические характеристики активной зоны и параметры безопасности реактора.

Стартовая загрузка активной зоны реактора БРЕСТ формируется из смеси плутония с природным или обедненным ураном. При этом плутоний получается при переработке ОЯТ реакторов ВВЭР. Изготовление первых загрузок быстрых реакторов при их широком массовом внедрении приведет к постепенному освобождению хранилищ выделенного плутония и переработки всего объема хранящегося в бассейнах выдержки отработавшего топлива современных АЭС для его переработки. С точки зрения режима ядерного нераспространения это будет самое заметное действие по снижению количества плутония на нашей планете. Однако отметим, что стартовая загрузка реактора БРЕСТ может вместо плутония использовать также обогащенный уран.

Одним из ключевых моментов применения плутония в быстрых реакторах нового поколения является использование топлива равновесного состава. В этом случае масса и изотопный состав загружаемого и выгружаемого в конце компании плутония и минорных актинидов практически остаются неизменными. В выгружаемом топливе в конце кампании уменьшается количество урана-238 относительно исходного, что должно быть компенсировано при изготовлении новой топливной загрузки. При переработки отработавшего топлива выделяется продукт – смесь плутония, урана, МА с небольшой долей продуктов деления. К этой смеси добавляется уран-238 и этот материал служит для изготовления новой топливной загрузки. При этом нет необходимости добавлять плутоний. В этом и состоит смысл топлива равновесного состава.

Топливный цикл реакторов БРЕСТ можно разделить на следующие этапы, которые совпадают с этапами замкнутого топливного цикла традиционного быстрого реактора за исключением цикла воспроизводящих экранов:

− облучение топлива в реакторе,

− послереакторная выдержка облученных ТВС и их перемещение в цех по регенерации,

− разделка ТВС, извлечение топлива и отделение стальных элементов ТВС,

− радиохимическая переработка топлива,

− корректировка топливной смеси,

− изготовление нитридных таблеток,

− изготовление твэлов и ТВС,

− временное хранение,

− транспортировка в реактор.

Важным результатом топливного цикла является отсутствие этапа обогащения урана и его использования для изготовления топлива. Поэтому, критерий удовлетворения принципам нераспространения трансформируется только в требование к радиохимической технологии переработки облученного топлива не допускать разделения урана и плутония на всех стадиях процесса переработки. Физические особенности реактора на быстрых нейтронах допускают неполную очистку топлива от продуктов деления при переработке (остаток продуктов деления от 1% до 5%). Кроме этого в топливе остаются для трансмутации америций, нептуний и часть кюрия. Вместе указанные примеси в топливе создают высокий уровень радиоактивности (примерно 50 Ки/кг при остатке продуктов деления в топливе 1%) и являются внутренней физической (радиационной) защитой топлива от переключения, включая несанкционированное изъятие. Не выделяющая плутоний радиохимическая переработка сводится в основном к очистке топлива от продуктов деления. Кроме этого, весь циклический оборот топлива сосредоточен в здании реактора и примыкающем к нему здании топливного цикла, что очень важно в плане повышения защищенности материала от несанкционированного использования.

Таким образом, на реакторе БРЕСТ в составе опытно-демонстрационного энергетического комплекса созданы следующие барьеры на путях нарушения режима ядерного нераспространения:

− в быстром реакторе с полным воспроизводством плутония в активной зоне при КВА~1,05 количества делящегося плутония, загружаемого в реактор и выгружаемого из него, примерно равны между собой и нет необходимости выделять плутоний, чтобы изготавливать «свежее топливо»,

− в реакторе не нужны и исключены ураносодержащие экраны, нарабатывающие плутоний оружейного качества,

− присутствие в топливе трансмутируемых актинидов и неглубокая его очистка от продуктов деления повышает его самозащищенность от противоправных действий во всех звеньях топливного цикла;

– все производства топливного цикла расположены на площадке атомной станции и исключены промежуточные хранилища и перевозки с риском хищения или утери топлива,

– от технологии регенерации топлива не требуется выделять плутоний в чистом виде,

– принципиальным свойством энерготехнологии БРЕСТ является полный отказ от использования обогащенного урана, что усиливает режим нераспространения ядерного оружия.

Литература

1. Нигматулин Р.И. Четыре «э» современности: экономика, экология, энергетика, этнос. // СПб.: СПбГУП, – 2015. избранные лекции Университета.
2. Шполянская Н.А. Геокриология. Эволюция криолитозоны и глобальные изменения климата. Учебное пособие. // М.: «КДУ» (Книжный Дом Университета), «Добросвет», 2018.
3. Адамов Е.О., Орлов В.В., Рачков В.И., Слесарев И.С., Хомяков Ю.С. Ядерная энергетика с естественной безопасностью: смена устаревшей парадигмы, критерии. // Известия академии наук. Энергетика. 2015. № 1. С. 13–29.
4. Пономарев Л.И. Без ядерной энергетики у нынешней цивилизации нет будущего // Атомный эксперт. 2018. № 3–4. С. 70–75.
5. Панченко С.В., Линге И.И., Сахаров К.В., Воробьева Л.М., Мелихова Е.М., Уткин С.С., Крышев И.И, Сазыкина Т.Г., Гераськин С.А. Радиологическая обстановка в регионах расположения предприятий Росатома. // М.: «САМ полиграфист», 2015.
6. Горин Н.В., Абрамова Н.Л., Нечаева С.В., Головихина О.С. Воспитание у населения востребованного отношения к атомной энергетике // Государственное управление. Электронный вестник. 2021. № 87, С. 7–18. https://doi.org/10.24412/2070-1381-2021-87-7-18.
7. Горин Н.В., Екидин А.А., Нечаева С.В., Головихина О.С. Информационные интересы общества и объектов атомной отрасли: уроки конфликтов // Государственное управление. Электронный вестник. 2020. № 83. С. 47–61. https://doi.org/10.24411/2070-1381-2020-10108.
8. Аврорин Е.Н., Чебесков А.Н. Быстрые реакторы и проблема ядерного нераспространения. // Изв. вузов. Ядерная энергетика, 2014, № 1, С. 64–76.
9. Гулевич А.В., Декусар В.М., Чебесков А.Н. и др. Возможность экспорта быстрых реакторов в условиях международного режима ядерного нераспространения. // Атомная энергия, 2019, т. 127, вып. 3, С. 171–175.

References

1. Nigmatulin R.I. Chetyre «e» sovremennosti: ekonomika, ekologiya, energetika, etnos. // SPb.: SPbGUP, – 2015. izbrannye lektsii Universiteta.
2. Shpolyanskaya N.A. Geokriologiya. Evolyutsiya kriolitozony i global'nye izmeneniya klimata. Uchebnoe posobie. // Moscow: “KDU” (Knizhnyy Dom Universiteta), “Dobrosvet”, 2018.
3. Adamov E.O., Orlov V.V., Rachkov V.I., Slesarev I.S., Khomyakov Yu.S. Yadernaya energetika s estestvennoy bezopasnost'yu: smena ustarevshey paradigmy, kriterii. // Izvestiya akademii nauk. Energetika. 2015. No. 1. P. 13–29.
4. Ponomarev L.I. Bez yadernoy energetiki u nyneshney tsivilizatsii net budushchego // Atomnyy ekspert. 2018. No. 3–4. P. 70–75.
5. Panchenko S.V., Linge I.I., Sakharov K.V., Vorob'eva L.M., Melikhova E.M., Utkin S.S., Kryshev I.I, Sazykina T.G., Geras'kin S.A. Radiologicheskaya obstanovka v regionakh raspolozheniya predpriyatiy Rosatoma. // Moscow: “SAM poligrafist”, 2015.
6. Gorin N.V., Abramova N.L., Nechaeva S.V., Golovikhina O.S. Vospitanie u naseleniya vostrebovannogo otnosheniya k atomnoy energetike // Gosudarstvennoe upravlenie. Elektronnyy vestnik. 2021. No. 87, P. 7–18. https://doi.org/10.24412/2070-1381-2021-87-7-18.
7. Gorin N.V., Ekidin A.A., Nechaeva S.V., Golovikhina O.S. Informatsionnye interesy obshchestva i ob"ektov atomnoy otrasli: uroki konfliktov // Gosudarstvennoe upravlenie. Elektronnyy vestnik. 2020. No. 83. P. 47–61. https://doi.org/ 10.24411/2070-1381-2020-10108.
8. Avrorin E.N., Chebeskov A.N. Bystrye reaktory i problema yadernogo nerasprostraneniya. // Izv. vuzov. Yadernaya energetika, 2014, No. 1, P. 64–76.
9. Gulevich A.V., Dekusar V.M., Chebeskov A.N. i dr. Vozmozhnost' eksporta bystrykh reaktorov v usloviyakh mezhdunarodnogo rezhima yadernogo nerasprostraneniya. // Atomnaya energiya, 2019, T. 127, Issue 3, P. 171–175.

ТҰЙЫҚТАЛҒАН ЯОЦ-дегі РЕСЕЙЛІК ШАПШАҢ РЕАКТОРЛАРДЫ ЭКСПОРТТАУ КЕЗІНДЕГІ ЯДРОЛЫҚ ТАРАЛУ ЖОЛДАРЫНДАҒЫ ТОСҚАУЫЛДАР (БРЕСТ-ОД-300 ҮЛГІСІНДЕ)

[1] Н.В. Горин, [1] Е.В. Кузнецов, [2] В.П. Кучинов, [3] А.Н. Чебесков,
[4] А.В. Моисеев, [5] В.В. Шидловский, [5] А.В. Кривцов

[1] «Ресей Федералдық ядролық орталығы – Академик Е. И. Забабахин атындағы Бүкілресейлік техникалық физика ҒЗИ» ФМУК, Снежинск, Ресей
[2] МИФИ ҰЯЗУ, Мәскеу, Ресей
[3] «РФ МҒО-ФЭИ» АҚ, Обнинск, Ресей
[4] Н.А. Доллежаль атындағы ҒЗКЭТИ АҚ, Мәскеу, Ресей
[5] «Прорыв» АҚ, Мәскеу, Ресей

Таяудағы онжылдықтар ішінде тұйықталған ядролық отын циклiндегі шапшаң реакторларды ядролық қаруы жоқ елдерге экспорттаудың басталуы мүмкін, бұл ядролық қаруды таратпау режимін күшейтуді және МАГАТЭ кепілдіктерінің тиімділігін арттыруды талап етеді. Бұған техникалық тосқауылдар жасау арқылы да, ядролық материалдарды есепке алу және бақылау жүйесін жетілдіру және оларды сенімді физикалық қорғауды қамтамасыз ету арқылы да қол жеткізуге болады. Тәжірибелік-демонстрациялық энергетикалық кешен құрамында салынып жатқан БРЕСТ-ОД-300 реакторының үлгісінде конструкциялық және технологиялық ерекшеліктерге талдау жасалды, бұл импорттаушы мемлекеттің өзі қабылдаған халықаралық міндеттемелерді бұза отырып, ядролық материалдардың мақсатын өзгертуге және ядролық қаруды немесе басқа да ядролық жарылғыш құрылғыларды жасап шығару үшін ядролық қондырғылар мен технологияларды мақсатсыз пайдалануына кедергі келтірмек немесе айтарлықтай қиындатпақ.
Түйін сөздер: *шапшаң нейтрондағы реакторлар, жабық ядролық отын циклі, экспорт, таратпау режимі, ядролық материалдар, физикалық қорғау.*

BARRIERS TO NUCLEAR PROLIFERATION IN THE EXPORT OF THE RUSSIAN FAST REACTORS WITH CLOSED NFC (USING EXAMPLE BREST-OD-300)

[1] N.V. Gorin, [1] E.V. Kuznetsov, [2] V.P. Kuchinov, [3] A.N. Chebeskov,
[4] A.V. Moiseev, [5] V.V., Shidlovskiy, [5] A.V. Krivtsov

[1] FSUE RFNC - VNIITF named after Academ. E.I. Zababachin, Snezhinsk, Russia
[2] National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russia
[3] JSC "SSC RF – IPPE", Obninsk, Russia
[4] Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering (NIKIET), Moscow, Russia
[5] JSC "Proryv", Moscow, Russia

In the coming decades, it is possible to start exporting fast reactors with a closed nuclear fuel cycle to non-nuclear-weapon countries, which will require strengthening the nuclear non-proliferation regime and increasing the effectiveness of IAEA safeguards. This can be achieved both by creating technical barriers and by improving the system of accounting and control of nuclear materials and ensuring their reliable physical protection. Using the example of the BREST-OD-300 reactor under construction as part of a pilot demonstration power complex, the analysis of design and technological features that prevent or seriously hinder the switching of nuclear materials or the use of technologies by the importing State in violation of its international obligations to produce nuclear weapons or other nuclear explosive devices has been carried out.
Keywords: *fast-neutron reactors, closed nuclear fuel cycle, export, non-proliferation regime, nuclear materials, physical protection.*

https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-4-22-29
УДК 658.562.3: 621.791.05

ОПТИМИЗАЦИЯ ПРОЦЕССА РУЧНОЙ АРГОНОДУГОВОЙ СВАРКИ РАЗНОРОДНЫХ АУСТЕНИТНЫХ СТАЛЕЙ 12Х18Н10Т И AISI 316

Ақболатов Е.Ж., Коровиков А.Г.

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

E-mail для контактов: akhbolatov@nnc.kz

В работе представлены результаты испытания на склонность к межкристаллитной коррозии сварных соединений разнородных сталей 12Х18Н10Т и AISI 316 без термообработки, а также после закалки и стабилизирующего отжига. Путем сварки контрольных образцов определены оптимальные параметры аргонодуговой сварки для труб диаметром 42 мм, толщиной стенки 3,5 мм. Подобрана присадочная проволока по диаграмме Шеффлера.

Ключевые слова: *нержавеющие стали, разнородное сварное соединение, межкристаллитная коррозия, аргонодуговая сварка, термообработка.*

Введение

В настоящее время тенденция развития атомной энергетики идет в направлении улучшения технологии быстрых реакторов с натриевым теплоносителем. Необходимым условием при разработке данных типов реакторов является обоснование безопасности топлива и элементов активной зоны. На реакторе ИГР существует возможность проведения экспериментов по испытанию модельных тепловыделяющих сборок реакторов с натриевым теплоносителем, но для этих целей необходимо строительство петлевого контура, который будет обеспечивать циркуляцию жидкого натрия через экспериментальное устройство. Однако в связи с использованием в строительстве комплектующих зарубежного производства в частности высокотемпературных клапанов, выполненных в основном из стали AISI 316 (США), возникает трудности с получением сварных соединений с трубопроводом контура, который, как и другие компоненты контура (трубы, насосы, аккумуляторные баки, расходомеры, емкости, фильтры, запорная арматура) будет выполнен из нержавеющей стали 12Х18Н10Т. Таким образом, при создании контура будут встречаться сварные соединения разнородных сталей AISI 316 и 12Х18Н10Т.

В мировой практике стали марки AISI 316 (США) и 12Х18Н10Т (Россия) известны под наименованием хромоникелевые стали типа 18-10 (в них содержатся ~18% Cr и 10% Ni), которые относятся к одному структурному классу – аустенитному, однако отличаются по уровню легирования химическими элементами. Данные марки сталей обладают важными физическими и механическими свойствами, благодаря которому получили широкое распространение при изготовлении, монтаже, ремонте и реконструкции оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.

Несмотря на сложный химический состав, нержавеющие аустенитные стали можно отнести хорошо свариваемым материалам [1]. Однако, при сварке этих сталей вследствие сварочного нагрева возникает склонность к межкристаллитной коррозии (МКК) и горячим трещинам металла шва и зоны термического влияния (ЗТВ). Вероятность появления таких разрушений в основном зависит от структуры и химического состава сталей. Поэтому для правильного подбора сварочных материалов, параметров режима сварки, а также вида и режимов термообработки требуются индивидуальные исследования для конкретной комбинации сварки аустенитных сталей.

Анализ возможных дефектов и методы их устранения при сварке разнородных аустенитных сталей 12Х18Н10Т и AISI 316

За последние годы опубликованные работы в основном посвящены сварке аутенитных сталей (12Х18Н10Т, AISI 304) со сталями ферритного, перлитного класса (AISI 430, Ст20, 12Х2М, 10CrNi3MoV) [2–5]. Исключением является работы [6, 7], в которых представлены результаты аргонодуговой и лазерной сварки разнородных аустенитных сталей марки AISI 316L с AISI 304.

Обобщая результаты исследований в приведенных работах и накопленный опыт сварки аутенитных хромоникелевых сталей можно выделить две основные проблемы, которые могут возникнуть при сварке сталей марки 12Х18Н10Т и AISI 316 между собой. Это склонность сварных швов к МКК и горячие трещины в швах и в околошовной зоне.

Возникновение горячих трещин в сварных швах аустенитных сталей обусловлено действием двух факторов – металлургического и механического [8]. В процессе сварки происходит быстрый нагрев и охлаждение относительно небольшого объема металла. В результате неравномерного нагрева свариваемого изделия возникают растягивающие напряжения, оказывающие механическое воздействие на трещинообразование. Действие растягивающих напряжений можно несколько ослабить путем изменения режимов сварки (уменьшением погонной энергии), изменением сечения шва, порядка наложения швов или принудительным охлаждением шва в процессе сварки. Однако перечисленные меры недостаточно эффективны для аустенитных сталей. Многочисленные исследо-

вания показали, что в механизме образования горячих трещин решающее значение имеют металлургические процессы, которые зависят от первичной микроструктуры шва. Известно, что однофазные чисто аустенитные швы по сравнению с двухфазной аустенитно-ферритной структурой в большей степени подвержены горячим трещинам [8, 9, 13, 14]. Однако высокое содержание феррита (более 8%) в сварном шве способствует выделению интерметаллических соединений на базе железа и хрома, обладающих очень высокой твердостью и хрупкостью, что приводит к снижению ударной вязкости и пластичности стали [13]. Производственный опыт показал, что содержание феррита в структуре сварного шва не более 5 % является оптимальным [8, 9, 13, 14]. Такое количество обеспечивает более высокую вязкость металла, т.к. феррит, располагаясь по границам аустенитных зерен, ограничивает их рост. Следовательно, для повышения стойкости сварных швов против горячих трещин при сварке аустенитных сталей необходимо применять сварочные материалы, которые обеспечивают содержание ферритной фазы в наплавленном металле не менее 2,5–3%.

Склонность хромоникелевых сталей к МКК многие исследователи [8–11] объясняют следующим образом. В процессе сварки, а также при эксплуатации технических устройств из хромоникелевых сталей в результате длительного воздействия температуры в интервале 470–840 °С у границ зерен металла могут возникнуть условия интенсивного взаимодействия углерода с хромом. Это приводит к образованию сложных карбидов хрома по границам кристаллов аустенита (рисунок 1). Сталь при этом становится восприимчивой к межкристаллитной коррозии в локальном участке из-за резкого снижения содержания количества хрома в пограничных областях зерен. Процесс карбидообразования самопроизвольный и начинается, как только металл попадает в указанные интервалы температур. В результате воздействий внешних и внутренних статистических растягивающих напряжений и коррозионной среды металл может легко разрушаться именно по сварному шву и в околошовной зоне.

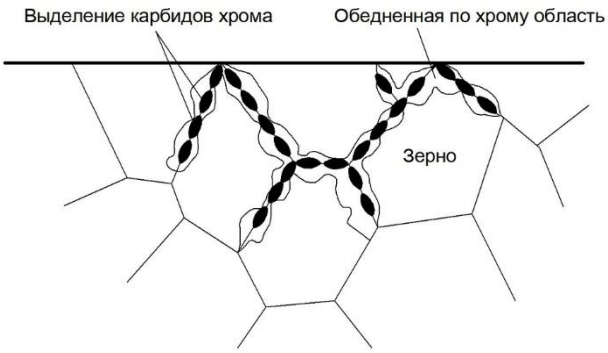


Рисунок 1. Схематическое изображение выделения карбидов на границах зерен в аустените [12]

В настоящее время на практике нашли применение следующие меры предотвращения горячих трещин и МКК в сварных соединениях аустенитных хромоникелевых сталей [10]:

Максимальное снижение концентрации углерода и введение в сталь таких сильных карбидообразующих элементов, как титан, ниобий, молибден, ванадий и др., обладающих большим сродством к углероду, чем хром. Тогда углерод выделится не в виде карбидов хрома, а в виде карбидов TiC, NbC, MoC, хром при этом сохраняется в твердом растворе и коррозионная стойкость стали не уменьшается.

Формирование благоприятной двухфазной аустенитно-ферритной структуры в шве. Двухфазная аустенитно-ферритная структура (легирование металла шва элементами ферритизаторами) может полностью исключить появление разрушения. Стойкость к МКК увеличивается при наличии первичного феррита в аустенитном шве благодаря тому, что необходимая концентрация хрома в обедненных участках быстро восстанавливается за счет высокой скорости диффузии хрома в феррите.

Проведение гомогенизирующей термообработки. Закалка (аустенизация) в интервале температур 1050–1100 °С вызывает растворение избыточной фазы и фиксирует однофазную аустенитную структуру стали. Однако при повторном нагреве в интервале критических температур (500–800 °С) сталь повторно приобретает склонность к МКК. Еще один действенный метод предотвращения МКК это стабилизирующий отжиг, нагрев в течение 2–3 ч при t = 850…900 °С с последующим остыванием на воздухе. В данном случае карбиды выпадают более полно, однако за счет диффузионных процессов содержание хрома в объеме зерна аустенита выравнивается и металл становится нечувствительным к МКК.

Технологические меры. Оптимальные режимы сварки, исключающие перегрев металла способствуют предотвращению коррозионного разрушения сварных соединений (сварка с малой погонной энергией, искусственное охлаждение металла зоны термического воздействия, оптимальные конструктивные формы сварного соединения).

Получение двухфазной аустенитно-ферритной структуры, а также введение в металл шва карбидообразующих элементов достигается путем подбора присадочных материалов для конкретных комбинаций сталей. Поэтому в настоящей работе была произведена оценка правильности выбора присадочной проволоки по уточненной диаграмме Шеффлера путем определения количества феррита в металле шва.

Оценка структуры металла шва с помощью диаграммы Шеффлера

Диаграмма Шеффлера была построена в результате многочисленных опытов, на оценке эффективности действия на структуру сварного шва аустенитообразующих (C, N, Ni, Mn, Cu) и ферритообразующих (Cr, Si, Al, Mo, Vn, Nb, Ti, W) элементов. Эта

диаграмма не учитывает возможные изменения количества феррита при изменении скоростей охлаждения за счет изменения сварочных режимов или за счет последующей термообработки металла шва. Тем не менее с практической приемлемой степенью точности можно производить оценку структурного состояния металла в зависимости от химического состава.

В настоящей работе определение структуры металла шва с помощью диаграммы Шеффлера было произведено согласно методике, представленной в работе [15].

Исходные данные:

- сталь 12Х18Н10Т с химическим составом (в %) – 0,12C; 0,8Si; 1Mn; 18Cr; 10Ni, 1Ti;
- сталь AISI 316 с химическим составом (в %) – 0,08C; 1Si; 1Mn; 18Cr; 11Ni; 3Mo;
- диаметр свариваемых труб Ø42 мм, толщина стенки 3,5 мм;
- ручная аргонодуговая сварка;
- соединение стыковое с V-образной разделкой кромок (45°);
- сварка выполняется в два слоя.

1. Определяем долю участия основного и наплавленного металлов в первом (корневом) слое шва.

При сварке первого слоя с углом разделки 45° доля участия основного металла теоретически составляет 45% (рисунок 2). Значение теплопроводности сталей AISI 316 и 12Х18Н10Т одинаковое, поэтому степень проплавления данных сталей тоже одинаковое 50% от доли основного металла, т.е.:

- доля стали 12Х18Н10Т Ψ=45·0,5=22,5%;
- доля стали AISI 316 Ψ=45·0,5=22,5%;
- доля наплавленного металла 100%−(22,5%+ 22,5%)=55%.

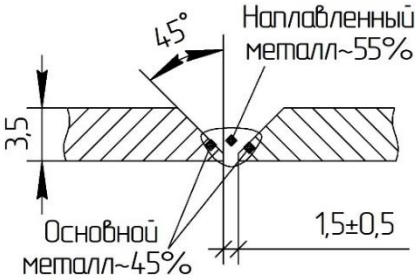


Рисунок 2. Доля участия основного и наплавленного металлов для первого слоя шва

2. Выбираем для сварки присадочную проволоку Св-04Х17Н10М2 с химическим составом (в %) – 0,4C; 0,7Si; 1Mn; 18Cr; 10Ni; 2,8Mo.

3. Вычисляем химический состав первого слоя металла шва:

$$X_{\text{мш}} = \Psi X_{\text{ом}} + (1-\Psi) X_{\text{нм}},$$

где $X_{мш}$, $X_{ом}$, $X_{нм}$ – соответственно содержание углерода или другого определяемого элемента в металле шва, основном и наплавленном металлах; Ψ – доля участия основного металла в металле шва.

Тогда химический состав металла шва при сварке первого слоя будет (в %):

$C_{мш} = (0,225 \cdot 0,12 + 0,225 \cdot 0,08) + 0,55 \cdot 0,4 = 0,265$;

$Si_{мш} = (0,225 \cdot 0,8 + 0,225 \cdot 1) + 0,55 \cdot 0,7 = 0,78$;

$Mn_{мш} = (0,225 \cdot 1 + 0,225 \cdot 1) + 0,55 \cdot 1 = 1$;

$Cr_{мш} = (0,225 \cdot 18 + 0,225 \cdot 18) + 0,55 \cdot 18 = 18$;

$Ni_{мш} = (0,225 \cdot 10 + 0,225 \cdot 11) + 0,55 \cdot 10 = 10,225$;

$Mo_{мш} = (0,225 \cdot 0 + 0,225 \cdot 3) + 0,55 \cdot 3 = 2,325$;

$Ti_{мш} = (0,225 \cdot 1 + 0,225 \cdot 0) + 0,55 \cdot 0 = 0,225$.

4. Вычисляем эквиваленты хрома и никеля для первого слоя:

$$\Phi = [Cr] = \%Cr + \%Si \cdot 1,5 + \%Mo + \%Ti \cdot 3,5 =$$
$$= 18 + 0,79 \cdot 1,5 + 2,325 + 0,225 \cdot 3,5 = 22,3\%$$
$$A = [Ni] = \%Ni + \%C \cdot 30 + \%Mn \cdot 0,5 =$$
$$= 10,225 + 0,265 \cdot 30 + 1 \cdot 0,5 = 18,6\%$$

5. Определяем долю участия, основного и наплавленного металлов во втором слое шва.

Доля основного металла в формировании шва будет уменьшаться по мере увеличения количества его слоев и для второго слоя теоретически будет составлять около 30 % (рисунок 3), следовательно:

- доля стали 12Х18Н10Т Ψ=30·0,5=15%;
- доля стали AISI 316 Ψ=30·0,5=15%;
- доля наплавленного металла 100−(15+15)=70%.

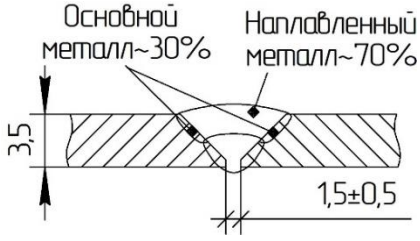


Рисунок 3. Доля участия основного и наплавленного металлов для второго слоя шва

6. Вычисляем химический состав второго слоя металла шва (в %):

$C_{мш} = (0,15 \cdot 0,12 + 0,15 \cdot 0,08) + 0,7 \cdot 0,4 = 0,31$;

$Si_{мш} = (0,15 \cdot 0,8 + 0,15 \cdot 1) + 0,7 \cdot 0,7 = 0,76$;

$Mn_{мш} = (0,15 \cdot 1 + 0,15 \cdot 1) + 0,7 \cdot 1 = 1$;

$Cr_{мш} = (0,15 \cdot 18 + 0,15 \cdot 18) + 0,7 \cdot 18 = 18$;

$Ni_{мш} = (0,15 \cdot 10 + 0,15 \cdot 11) + 0,7 \cdot 10 = 10,15$;

$Mo_{мш} = (0,15 \cdot 0 + 0,15 \cdot 3) + 0,7 \cdot 3 = 2,55$;

$Ti_{мш} = (0,15 \cdot 1 + 0,15 \cdot 0) + 0,7 \cdot 0 = 0,15$.

7. Вычисляем эквиваленты хрома и никеля для второго слоя:

$$\Phi = [Cr] = \%Cr + \%Si \cdot 1,5 + \%Mo + \%Ti \cdot 3,5 =$$
$$= 18 + 0,76 \cdot 1,5 + 2,55 + 0,15 \cdot 3,5 = 22,2\%;$$
$$A = [Ni] = \%Ni + \%C \cdot 30 + \%Mn \cdot 0,5 =$$
$$= 10,15 + 0,31 \cdot 30 + 1 \cdot 0,5 = 19,95\%$$

Полученные результаты расчета эквивалента хрома и никеля для первого и второго слоя наносим на диаграмму Шеффлера (рисунок 4, точка 1 и 2), из которой видно, что структура металла шва будет соответствовать двухфазной аустенитно-ферритной с количеством феррита до 5%. Следовательно, рекомендуемая присадочная проволока Св-04Х17Н10М2 минимизирует склонность к МКК и образование горячих трещин в сварном шве.

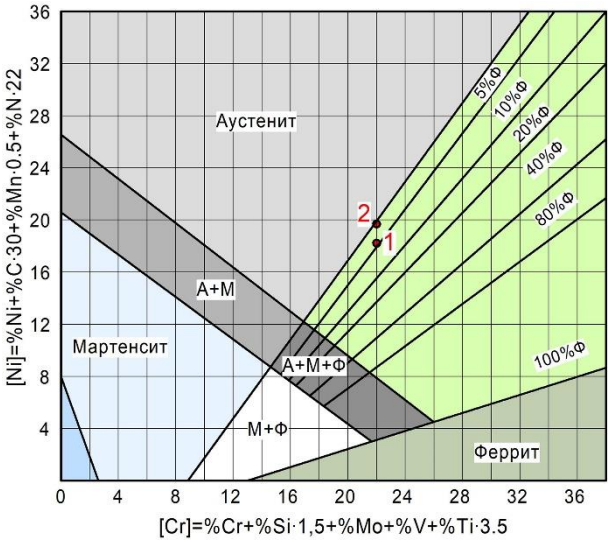


Рисунок 4. Структура сварного шва при сварке сталей 12Х18Н10Т с AISI 316 по диаграмме Шеффлера

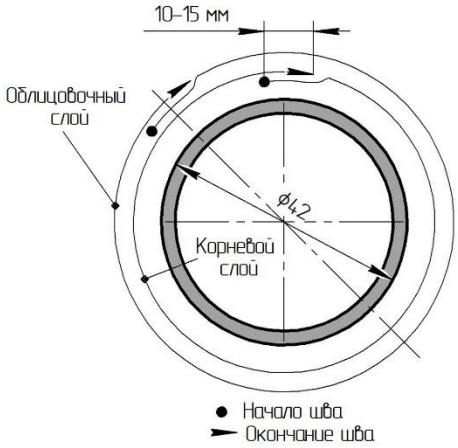
МЕТОДИКА ИССЛЕДОВАНИЯ

Сварка образцов

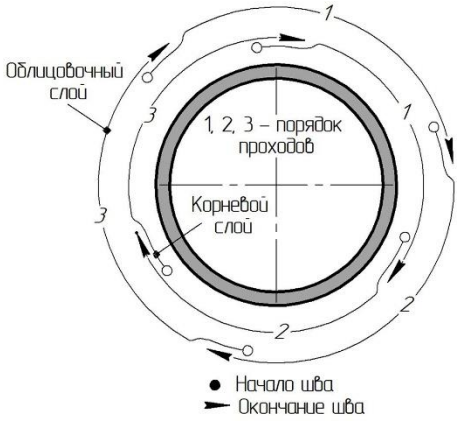
В качестве заготовки для изготовления образцов были использованы трубы из сталей 12Х18Н10Т и AISI 316 диаметром 42 мм, толщиной стенки 3,5 мм, длиной 70 мм. Сварка заготовок производилась на сварочном инверторном аппарате для аргонодуговой сварки TIG 200P AC/DC. Конструкция стыка соответствовала типу С-23-2 по НП-104-18 [16] с углом разделки 45° (рисунок 2). Для определения оптимальных значений сварочного тока была выполнена сварка 9 образцов на разных режимах в диапазоне от 50 до 70 А. В таблице 1 приведены параметры режима сварки. Режимы № 1, 2 и 3 были выполнены в классическом варианте, т.е. непрерывно выполнялось сварка корневого слоя, после его остывания до комнатной температуры выполнялось сварка облицовочного слоя (рисунок 5, а). В режиме № 4 каждый слой разделили на три прохода с временем выдержки между проходами до полного остывания ранее выполненного прохода (рисунок 5, б).

Таблица 1. Параметры режима сварки

Режим №	Сила тока, А	Диаметр вольфрамового электрода, мм	Диаметр присадочной проволоки, мм	Расход аргона, л/мин		Кол-во образцов, шт.
				в горелку	на поддув	
1	50	2	1,6	8	5	2
2	60					2
3	70					2
4	60 (с перерывом между проходами)					3



а)



б)

Рисунок 5. Порядок сварки для режимов № 1, 2, 3 (а) и режима № 4 (б)

Неразрушающий контроль качества и изготовление образцов для оценки склонности к МКК

После сварки образцов производился визуальный и измерительный контроль, а также радиографический контроль на рентгеновском аппарате «АРИНА-3». По результатам контроля качества бы-

Рисунок 6. Фотография сегментов: № 1 – без термообработки, № 2 – после закалки и № 3 – после стабилизирующего отжига

ли отобраны 3 образца без дефектов для оценки склонности к МКК. Согласно требованиям ГОСТ 6032-2017 [17] на образцах было снято усиление шва снаружи и внутри на токарном станке. Далее из этих образцов были вырезаны 9 сегментов шириной 15 мм и пронумерованы ударным клеймом (рисунок 6). В целях оценки эффективности термообработки сегменты под номером 2 были подвергнуты закалке, нагревом до температуры 1050 °С с последующим остыванием на воздухе. Сегменты под номером 3 были подвергнуты стабилизирующему отжигу нагревом до температуры 900 °С с выдержкой 2 ч с последующим остыванием на воздухе.

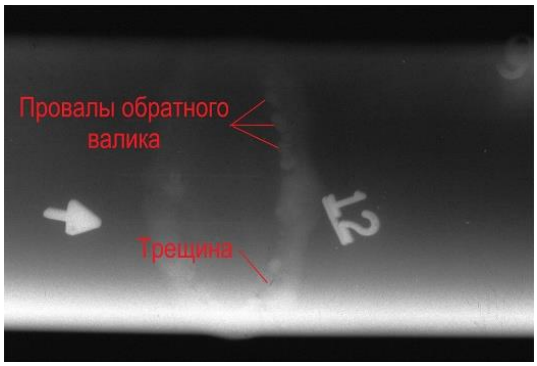
Испытания на стойкость против МКК

Испытания на склонность к МКК проводились по методике АМУ согласно ГОСТ 6032-2017 [17]. Вырезанные сегменты обматывались медной проволокой в соответствии с требованиями данного стандарта. Далее были помещены в стеклянную колбу с раствором и обратным холодильником. Сегменты выдерживались в кипящем растворе в течение 8 ч. Согласно специфике обнаружения развития МКК, сегменты подвергались последующему изгибу до угла 90° таким образом, чтобы корневой шов, обращенный к рабочей среде, находился на внешней стороне образца. Оценка результатов испытаний на МКК проводилась осмотром изогнутой части при 50-кратном увеличении на металлографическом микроскопе ММР-4.

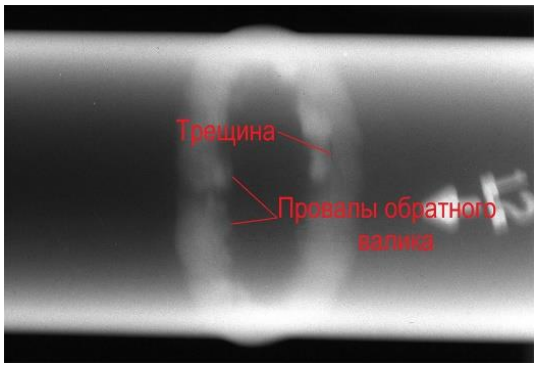
Результаты и обсуждение

Результаты неразрушающего контроля

При визуальном осмотре образцов, выполненных на сварочном токе 50 А, было обнаружено отсутствие обратного валика, которое свидетельствует о неполном проплавлении корня шва. Увеличение сварочного тока до 70 А привело к образованию горячих трещин, которые были обнаружены на рентгеновских снимках (рисунок 7). Вероятной причиной образования трещин является чрезмерный перегрев металла шва в процессе сварки, так как при визуальном осмотре и на рентгеновских снимках отчетливо видны провалы обратного валика. В целях минимизации тепловложения было решено, каждый слой (корневой и облицовочный) выполнять за три прохода со временем выдержки между проходами до полного остывания при сварочном токе 60 А. Такое технологическое решение позволило получить сварной шов свободных от горячих трещин (рисунок 8).



а)



б)

Рисунок 7. Рентгеновские снимки образцов при сварочном токе 60 А (а) и 70 А (б)

Необходимо отметить, что при визуальном и измерительном контроле была обнаружена разность размеров ЗТВ. На рисунке 9 видно, что участок ЗТВ со стороны стали AISI 316 практически в два раза больше по сравнению с 12Х18Н10Т. Наиболее вероятно, это связано с разными теплофизическими свойствами сталей, так как коэффициент линейного расширения у стали AISI 316 намного выше (при 20–100 °С равен $18 \cdot 10^6$ °С$^{-1}$), чем у стали 12Х18Н10Т (при 20–100 °С равен $16{,}6 \cdot 10^6$ °С$^{-1}$).

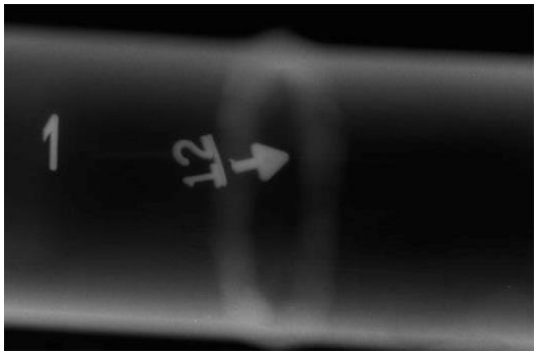


Рисунок 8. Рентгеновский снимок образца, выполненный за три прохода при сварочном токе 60 А

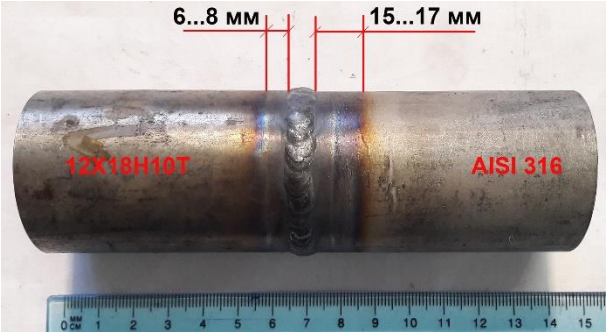


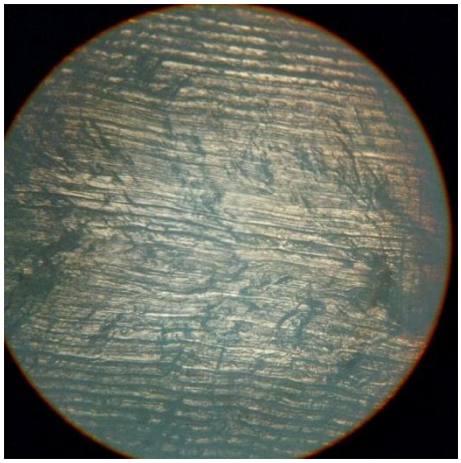
Рисунок 9. Фотография внешнего вида образца, выполненная за три прохода при сварочном токе 60 А

Результаты испытаний на стойкость против МКК

На сегментах №1, не подвергнутых термической обработке в изогнутой части при 50 кратном увеличении были выявлены многочисленные коррозионные повреждения (рисунок 10). Это является признаком склонности к МКК, степень деградации металла шва после испытаний не соответствует требованиям ГОСТ 6032-2017 [17].

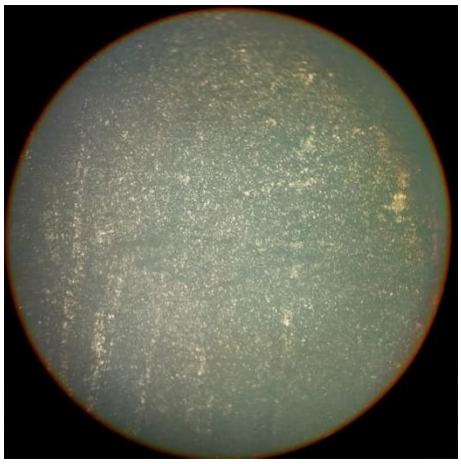
При визуальном осмотре на сегментах № 2 и № 3, подвергнутых термической обработке, трещин не выявлено. Однако при 50-кратном увеличении были замечены коррозионные повреждения (рисунок 11), но

а)

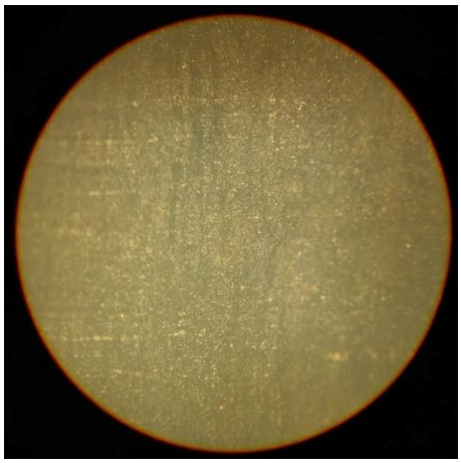


б)

Рисунок 10. Внешний вид сегмента № 1 без термической обработки после изгиба (а) и при 50-кратном увеличении зоны изгиба (б)



а)



б)

Рисунок 11. Зона изгиба сегмента № 2 после закалки (а) и № 3 после стабилизирующего отжига (б) при 50-кратном увеличении

по сравнению с сегментом № 1 их число намного меньше и имеет продольное расположение, которое допускается согласно требованиям ГОСТ 6032-2017 [17]. Таким образом, можно сделать вывод, что сварные швы из разнородных сталей 12Х18Н10Т и AISI 316 с последующей термообработкой не склонны к МКК.

Заключение

В результате проведенного исследования можно сделать следующие выводы:

− использованная присадочная проволока Св-04Х17Н10М2 и сварка на токе 60 А, выполненная за три прохода с временем выдержки между проходами до полного остывания обеспечили получение сварного шва без горячих трещин;

− для гарантированного обеспечения стойкости против МКК в сварных соединениях из разнородных сталей 12Х18Н10Т и AISI 316 необходимо провести термообработку по завершению процесса сварки;

− для определения эффективности стабилизирующего отжига по сравнению с закалкой необходимы дальнейшие исследования микроструктуры образцов металлографическим методом и механических свойств сварного соединения.

Литература

1. Дедюх Р. И. Материаловедение и технологии конструкционных материалов. Технология сварки плавлением / учебное пособие для прикладного бакалавриата. – М.: Изд-во «Юрайт», 2016. – 169 с.
2. Serinda H.T, Cam. G.G. Microstructure and mechanical properties of gas metal arc welded AISI 430/AISI 304 dissimilar stainless steels butt joints // The 9th Global Conference on Materials Science and Engineering (CMSE 2020). – 2021. – P. 2–11.
3. Wanga C., Yua Y., Yua J. et al. Microstructure evolution and corrosion behavior of dissimilar 304/430 stainless steel welded joints // Journal of Manufacturing Processes. – 2020. – Vol. 50 – P. 183–191.
4. Prabakaran M.P., Kannan G.R. Effects of post-weld heat treatment on dissimilar laser welded joints of austenitic stainless steel to low carbon steel // International Journal of Pressure Vessels and Piping. – 2021. – Vol. 191. – P. 1–11.
5. Changqing Ye, Guangyao Lu, Liang Ni. Effects of heat treatment on microstructure and mechanical properties of explosive welded 10CrNi3MoV steel – 304L stainless steel // Materials Letters. – 2020. – Vol. 262. – P. 1–4.
6. Soltani H.M., Tayebi M. Comparative study of AISI 304L to AISI 316L stainless steels joints by TIG and Nd:YAG laser welding // Journal of Alloys and Compounds. – 2018. – Vol. 767. – P. 112–121.
7. Vinothkumar H., Balakrishnan M., Gulanthaivel K. et al. Investigation on effects of flux assisted GTAW welding process on mechanical, metallurgical characteristics of dissimilar metals SS 304 and SS 316L // Materials Today: Proceedings. – 2020. – Vol. 33. – P. 3191–3196.
8. Медовар Б.И. Сварка хромоникелевых аустенитных сталей. – Киев: Государственное научно-техническое изд-во машиностроительной литературы, 1954. – 149 с.
9. Меркушкин Е.А., Березовская В.В., Сомина С.В. Межкристаллитная коррозия сталей. – Екатеринбург: Изд-во Уральского университета, 2020. – 69 с.
10. Кривоносова Е.А., Акулова С.Н., Мышкина А.В. К проблеме коррозионного разрушения сварных швов // Вестник ПНИПУ. – 2017. – Т. 19. – № 3. – С. 114–137.
11. Шлямнев А. Нержавеющие стали с низким содержание углерода // Национальная металлургия. – 2003. – С. 73–75.
12. Lawrynowicz, Z. Diagnostics of the effect of prior cold deformation and aging time on intergranular corrosion resistance in case of austenitic stainless steel: proceedings // 17th International Conference Diagnostics of Machines and Vehicles. MATEC Web of Conferences. – 2018. – p. 182.
13. Исламкулов К.М., Смагулов Д.У. Способ повышения сопротивляемости высоколегированной (аустенитной) стали образованию горячих трещин при сварке // Международный журнал прикладных и фундаментальных исследований. – 2014. – № 11. – С. 7–9.
14. Шабалин В.Н. Аргонодуговая сварка теплообменника ТКВ-600 из разнородных аустенитных сталей и сплава на железоникелевой основе // Ползуновский альманах. – 2015. – № 4. – С. 122–128.
15. Закс И.А. Сварка разнородных сталей. Л.: Машиностроение, 1973. – 208 с.
16. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Сварка и наплавка оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок» (НП-104-18): утв. Приказом Ростехнадзора от 14.11.2018 г. № 554. – URL: https://files.stroyinf.ru/Index2/1/4293733/ 4293733534.htm.
17. ГОСТ 6032-2017 «Стали и сплавы коррозионностойкие. Методы испытаний на стойкость против межкристаллитной коррозии». // Юридическая фирма «Интернет и Право» URL: https://www.internet-law.ru/gosts/gost/65201/

References

1. Dedyukh R. I. Materialovedenie i tekhnologii konstruktsionnykh materialov. Tekhnologiya svarki plavleniem / uchebnoe posobie dlya prikladnogo bakalavriata. – Moscow: Izd-vo «Yurayt», 2016. – 169 p.
2. Serinda N.T, Cam. G.G. Microstructure and mechanical properties of gas metal arc welded AISI 430/AISI 304 dissimilar stainless steels butt joints // The 9th Global Conference on Materials Science and Engineering (CMSE 2020). – 2021. – P. 2–11.
3. Wanga C., Yua Y., Yua J. et al. Microstructure evolution and corrosion behavior of dissimilar 304/430 stainless steel welded joints // Journal of Manufacturing Processes. – 2020. – Vol. 50 – P. 183–191.
4. Prabakaran M.P., Kannan G.R. Effects of post-weld heat treatment on dissimilar laser welded joints of austenitic stainless steel to low carbon steel // International Journal of Pressure Vessels and Piping. – 2021. – Vol. 191. – P. 1–11.
5. Changqing Ye, Guangyao Lu, Liang Ni. Effects of heat treatment on microstructure and mechanical properties of explosive welded 10CrNi3MoV steel – 304L stainless steel // Materials Letters. – 2020. – Vol. 262. – P. 1–4.
6. Soltani H.M., Tayebi M. Comparative study of AISI 304L to AISI 316L stainless steels joints by TIG and Nd:YAG

laser welding // Journal of Alloys and Compounds. – 2018. – Vol. 767. – P. 112–121.
7. Vinothkumar H., Balakrishnan M., Gulanthaivel K. et al. Investigation on effects of flux assisted GTAW welding process on mechanical, metallurgical characteristics of dissimilar metals SS 304 and SS 316L // Materials Today: Proceedings. – 2020. – Vol. 33. – P. 3191–3196.
8. Medovar B.I. Svarka khromonikelevykh austenitnykh staley. – Kiev: Gosudarstvennoe nauchno-tekhnicheskoe izd-vo mashinostroitel'noy literatury, 1954. – 149 p.
9. Merkushkin E.A., Berezovskaya V.V., Somina S.V. Mezhkristallitnaya korroziya staley. – Ekaterinburg: Izd-vo Urals'kogo universiteta, 2020. – 69 p.
10. Krivonosova E.A., Akulova S.N., Myshkina A.V. K probleme korrozionnogo razrusheniya svarnykh shvov // Vestnik PNIPU. – 2017. – T. 19. – No. 3. – P. 114–137.
11. Shlyamnev A. Nerzhaveyushchie stali s nizkim soderzhanie ugleroda // Natsional'naya metallurgiya. – 2003. – P. 73–75.
12. Lawrynowicz, Z. Diagnostics of the effect of prior cold deformation and aging time on intergranular corrosion resistance in case of austenitic stainless steel: proceedings // 17th International Conference Diagnostics of Machines and Vehicles. MATEC Web of Conferences. – 2018. – p. 182.
13. Islamkulov K.M., Smagulov D.U. Sposob povysheniya soprotivlyaemosti vysokolegirovannoy (austenitnoy) stali obrazovaniyu goryachikh treshchin pri svarke // Mezhdunarodnyy zhurnal prikladnykh i fundamental'nykh issledovaniy. – 2014. – No. 11. – P. 7–9.
14. Shabalin V.N. Argonodugovaya svarka teploobmennika TKV-600 iz raznorodnykh austenitnykh staley i splava na zhelezonikelevoy osnove // Polzunovskiy al'manakh. – 2015. – No. 4. – P. 122–128.
15. Zaks I.A. Svarka raznorodnykh staley. L.: Mashinostroenie, 1973. – 208 p.
16. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoy energii “Svarka i naplavka oborudovaniya i truboprovodov atomnykh energeticheskikh ustanovok” (NP-104-18): utv. Prikazom Rostekhnadzora ot 14.11.2018 g. No. 554. – URL: https://files.stroyinf.ru/Index2/1/4293733/4293733534.htm.
17. GOST 6032-2017 “Stali i splavy korrozionno-stoykie. Metody ispytaniy na stoykost' protiv mezhkristallitnoy korrozii”. // Yuridicheskaya firma “Internet i Pravo” URL: https://www.internet-law.ru/gosts/gost/65201/.

12Х18Н10Т ЖӘНЕ AISI 316 ӘРТҮРЛІ АУСТЕНИТТІ БОЛАТТАРДЫҢ АРГОНДОҒАЛЫ ДӘНЕКЕРЛЕУ ПРОЦЕСІН ЫҚШАМДАУ

Е.Ж. Ақболатов, А.Г. Коровиков

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

Мақалада 12Х18Н10Т және AISI 316 әртүрлі болаттардың бір бірімен дәнекерленген қосылыстарының термиялық өңдеусіз, сондай-ақ шынықтыру және жасытудан кейінгі түйіршікаралық коррозияға бейімділігін сынау нәтижелері берілген. Үлгілерді дәнекерлеу арқылы диаметрі 42 мм және қабырғасы 3,5 мм құбырлар үшін аргонддоғалық дәнекерлеудің оңтайлы параметрлері анықталды. Шеффлер диаграммасы арқылы дәнекерлеуге арналған сым маркасы тағайындалды.
Түйін сөздер: *тот баспайтын болаттар, әртүлі материалдардың дәнекерленген қоспасы, түйіршікаралық коррозия, аргондоғалы дәнекерлеу, термиялық өңдеу.*

MANUAL ARGON-ARC WELDING OPTIMIZATION OF DIFFERENT AUSTENITE STEELS 12KH18N10T AND AISI 316

Ye.Zh. Akbolatov, A.G. Korovikov

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

The paper presents the results of testing the tendency to intergranular corrosion of welded joints of dissimilar steels 12Kh18N10T and AISI 316 without heat treatment, as well as after quenching and stabilizing annealing. By welding control samples, optimal parameters of argon-arc welding were determined for pipes with a diameter of 42 mm and a wall thickness of 3.5 mm. A filler wire was selected according to Scheffler diagram.
Keywords: *stainless steels, dissimilar welded joint, intergranular corrosion, argon-arc welding, heat treatment.*

https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-4-30-36
УДК 546.249:612.461.17:331.435

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПОЛОНИЯ-210 В ПРОБАХ УРИНЫ. ОЦЕНКА ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК

[1] Умарова А.В., [2] Шатров А.Н., [1] Умаров М.А., [1] Шакенова Ю.А.

[1] Филиал «Институт радиационной безопасности и экологии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан
[2] Федеральное государственное бюджетное учреждение науки «Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера» Сибирского отделения Российской академии наук, Новосибирск, Россия

E-mail для контактов: karimova_a@nnc.kz

На основе современных представлений физико-химических свойств полония и современных методов его определения был разработан метод радиохимического определения ^{210}Po в пробах урины с альфа-спектрометрическим окончанием. Апробация метода была проведена на суточных пробах урины персонала филиала «Институт радиационной безопасности и экологии» РГП НЯЦ РК. Определен диапазон абсолютной активности ^{210}Po на суточную пробу урины, который составил $1{,}8\cdot10^{-3}\div0{,}12$ Бк. Рассчитана оценка вклада ^{210}Po в общую дозу внутреннего облучения персонала филиала, которая составила 0,3 мЗв/год.

Ключевые слова: *радиохимическое определение, мокрое озоление, гидроксидное осаждение, автоосаждение, альфа-спектрометрическое измерение, внутреннее облучение, ингаляционное поступление, биокинетическая модель.*

Введение

Полоний-210 – один из наиболее опасных для человека радионуклидов. По степени воздействия на человеческий организм он относится к группе радионуклидов с особо высокой токсичностью. По классификации IARC (International Agency for Research on Cancer) ^{210}Po отнесен к первой группе канцерогенов человека [1].

В организм человека полоний может проникнуть ингаляционно, алиментарным путем, через поврежденную и неповрежденную кожу. Распределение полония в организме сравнительно равномерное, однако преимущественно он накапливается в органах, богатых ретикулоэндотелиальной тканью. В течение короткого срока после поступления ^{210}Po в организм, наибольшие поглощенные дозы накапливаются в почках, селезенке и печени, являющихся критическими органами. При ингаляционном поступлении до 30% полония задерживается в органах дыхания. В ранние сроки после поступления в организм ^{210}Po выводится преимущественно (до 90%) с калом, позже – с уриной. Естественный вывод ^{210}Po из организма затруднён, так как он не входит в состав химических соединений, участвующих в метаболизме. Эффективный период полувыведения ^{210}Po составляет 30–40 суток [2–4].

Урина, образующаяся в почках, отражает концентрацию радионуклидов, в том числе и ^{210}Po в системе кровообращения, поэтому измерение их содержания в пробах урины является важной задачей, позволяющей судить о накоплении радионуклидов в организме человека по времени. Однако радиохимический анализ проб урины на содержание ^{210}Po затруднен из-за летучести его органических соединений. Поэтому необходимо выявить оптимальные условия радиохимического определения ^{210}Po, при которых возможно извлечение ^{210}Po из проб урины с наименьшими потерями извлекаемого радионуклида. Вышесказанное отражает актуальность темы исследования.

Целью работы является постановка метода определения активности ^{210}Po в пробах урины и оценка доз внутреннего облучения от данного радионуклида.

В соответствии с поставленной целью были определены следующие задачи:

1) разработать схему радиохимического определения активности ^{210}Po в пробах урины с α-спектрометрическим окончанием;

2) определить активность ^{210}Po в суточных пробах урины;

3) оценить дозу внутреннего облучения человека от ^{210}Po.

1 Обзор литературы

Полоний-210 – практически чистый альфа-излучатель с высокой энергией альфа-частиц (5,305 МэВ); выход γ-квантов составляет $1{,}1\cdot10^{-3}$%, а дозовый конверсионный фактор для этого радионуклида имеет одно из самых высоких значений для радиоактивных элементов. Радиологическая значимость ^{210}Po обусловлена его радиоактивными и химическими свойствами [3, 5].

По химическим свойствам полоний – прямой аналог серы, селена и теллура. Он проявляет валентности 2−, 2+, 4+, 6+, что естественно для элемента этой группы [6]. Наиболее устойчивой является степень окисления +4.

Согласно современным представлениям, устойчивость полония в различных степенях окисления может быть представлена схематически (рисунок 1):

Данная схема позволяет предсказать степень окисления полония в растворе при действии различных окислителей и восстановителей, что очень важно для радиохимического анализа. Однако следует учитывать, что в растворах галогеноводородных кислот, уксусной, щавелевой и некоторых других органических кислот полоний образует прочные комплексные соединения, в которых он находится в наиболее характерной степени окисления +4 .

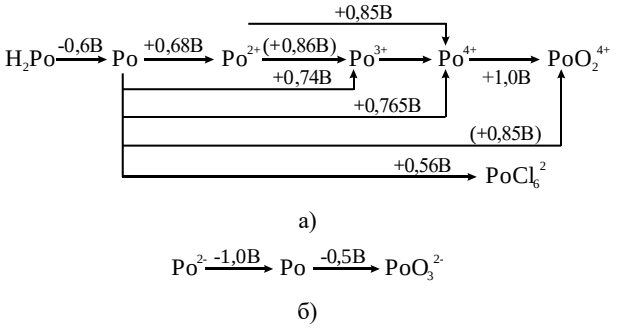


Рисунок 1. Система окислительно-восстановительных реакций полония: а) в кислых растворах, б) в щелочных растворах

Кроме того, для Po (IV) характерно образование устойчивых гидроксокомплексов. В растворах других кислот, таких, как азотная, серная, хлорная, для которых нехарактерно образование комплексов с полонием, имеет место диспропорционирование Po (IV) с образованием соединений двух- и шестивалентного полония.

В водных растворах в области pH>1 все соли и комплексные соединения полония гидролизуются. При значениях pH=4,5–5 образуется гидроксид полония (IV), растворимый при pH=12. Склонность к гидролизу и комплексообразованию наряду с повышенной сорбируемостью гидролизных форм полония осложняет изучение химии этого элемента [3].

Валентное состояние +2 проявляется в образовании галогенных и некоторых других солей (например, сульфидов). Четырёхвалентному состоянию полония отвечают двуокись PoO_2, галогениды PoX_4 и др. соли. Известно большое число полонийорганических соединений типа R_2PoX_2, $RPoX_3$ и R_3PoX, где R – органический радикал. Четырехвалентный полоний даёт большое число комплексных соединений с органическими растворителями: ацетоном, изопропиловым эфиром, метилизобутилкетоном, трибутилфосфатом и др. Полоний образует элементорганические соединения следующих типов: PoR_2, PoR_4, PoR_3X, PoR_2X_2 и $PoRX_3$, где R — алкил или арил, X — галоген. Известны также полонаты, в которых полоний шестивалентен, полониды, аналогичные сульфидам. Полоний хорошо адсорбируется на различных материалах, особенно на металлах [4, 7, 8].

2 Постановка метода радиохимического определения ^{210}Po в пробах урины

Обзор и анализ большого объема научной литературы, касающийся физико-химических свойств полония, современных методов его определения в различных объектах окружающей среды [5–12], а также большого массива экспериментальных данных, позволили обобщить схему радиохимического определения активности ^{210}Po в пробах урины (рисунок 2).

2.1 Подготовка пробы

Подготовка проб урины к радиохимическому анализу на содержание ^{210}Po заключается в измерении объема суточной пробы и консервировании концентрированной азотной кислотой из расчета 9 мл кислоты на 500 мл урины.

2.2 Мокрое озоление

Упаривают пробу урины до влажных солей при температуре 120–150 °С, с закрытым часовым стеклом. Ограничение температуры озоления объясняется летучестью соединений ^{210}Po, особенно органических [13–16].

Полученный остаток растворяют в концентрированной азотной кислоте, с добавлением пероксида водорода и упаривают досуха, данную процедуру повторяют до образования белых солей. Образование белого осадка говорит о том, что органическая матрица пробы полностью разрушена. После растворения осадка приступают к стадии гидроксидного осаждения.

2.3 Гидроксидное осаждение

В работах Бахур А.Е., Мануиловой Л.И., Овсянниковой Т.М. и др. (ФГУП «ВИМС», РФ, г. Москва) проводились работы по выделению ^{210}Po из проб природных объектов на металлический диск [9–11], минуя стадию предварительного концентрирования на гидроксиде железа. С целью проверки необходимости проведения этой стадии был поставлен эксперимент, в ходе которого было проведено радиохимическое выделение ^{210}Po из проб урины на медный диск с предварительным соосаждением на гидроксиде железа и без него. В результате эксперимента было доказано, что при радиохимическом выделении ^{210}Po из проб урины стадия соосаждения необходима, в противном случае получается «толстый» источник, который ведет к искажению α-спектра ^{210}Po, в частности образование «хвоста» пика полного поглощения в сторону низких энергий. Это может быть связано с тем, что в пробах урины содержится большое количество макро- и микрокомпонентов, которые приводят к увеличению толщины счетного образца с ухудшением его спектрометрических характеристик, как это показано на рисунке 3, а. Благодаря стадии соосаждения на гидроксиде железа большинство из мешающих компонентов остается в фильтрате, таким образом, устраняется их влияние (см. рисунок 3, б).

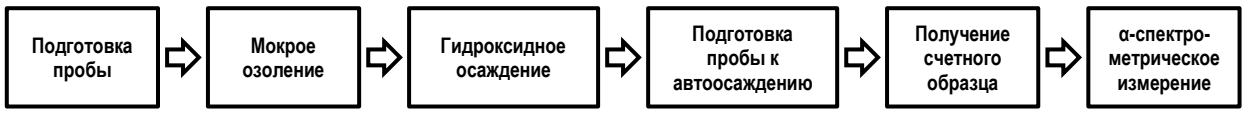
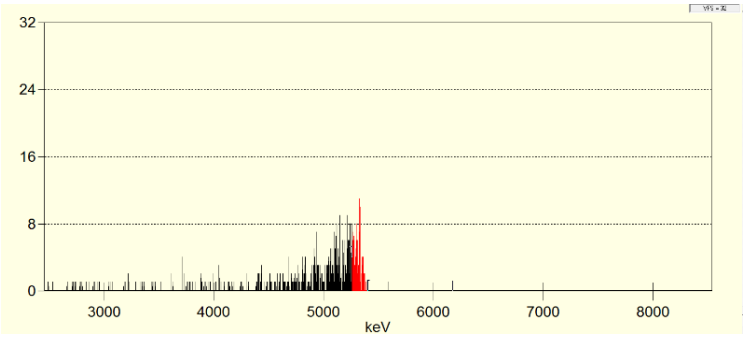
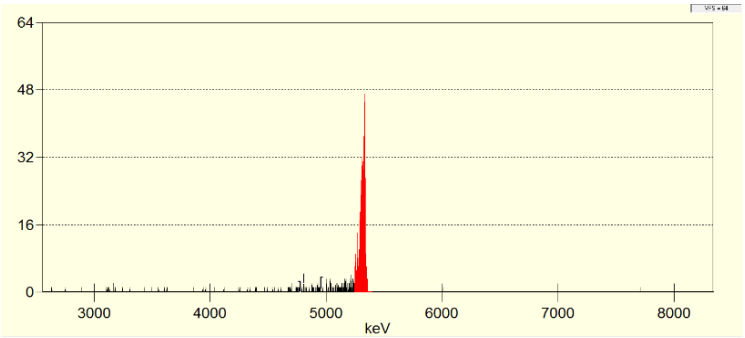


Рисунок 2. Схема радиохимического определения ^{210}Po



а)



б)

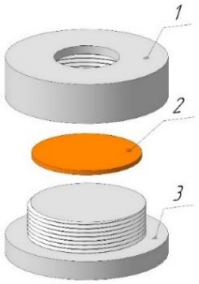
Рисунок 3. α-спектр ^{210}Po, полученный, минуя стадию гидроксидного осаждения (а), и в результате проведения стадии гидроксидного осаждения (б)

2.4 Подготовка пробы к автоосаждению

Данная стадия заключается в растворении осадка гидроксида железа, содержащего ^{210}Po концентрированной соляной кислотой с последующим установлением кислотности раствора до оптимальных значений. При определении ^{210}Po следует принимать меры для предотвращения его сорбции на стекле, с этой целью концентрацию раствора доводят до 2 моль/дм^3 по соляной кислоте и не ниже 2% по лимонной кислоте. Осаждению ^{210}Po мешает ион трехвалентного железа, для устранения влияния которого добавляют аскорбиновую кислоту, которая восстанавливает его до двухвалентного состояния [11, 12, 18].

2.5 Получение счетного образца путем автоосаждения

Для осаждения ^{210}Po была разработана фторопластовая ячейка, позволяющая осаждать радионуклид с одной стороны медного диска (рисунок 4).



1 – завинчивающаяся часть ячейки; 2 – медный диск; 3 – основание ячейки

Рисунок 4. Фторопластовая ячейка для осаждения ^{210}Po

Для получения тонкослойного источника осаждение ^{210}Po на медный диск необходимо проводить при постоянном перемешивании и нагреве, что достигается с применением магнитной мешалки с подогревом. Время осаждения 8 часов, для дополнительного контроля полноты выделения ^{210}Po проводят осаждение на втором диске. В том случае, если активность ^{210}Po на втором диске не превышает 5% от активности на первом диске за результат измерений принимают активности на первом и втором дисках. В противном случае, проводят выделение и на третьем диске с последующим измерением активности радионуклида [11, 12, 18].

2.6 Альфа-спектрометрическое измерение

Измерения счетных образцов проводилось на альфа-спектрометре Alpha Analyst производства Canberra. Обработка спектра выполнялась в полуавтоматическом режиме с использованием ПО Genie2000 и MS Excell. Ниже описан принцип выполненных измерений.

Счетный образец устанавливается на минимальное расстояние к детектору. Время экспозиции определяется активностью образца. Основным критерием выбора минимально необходимой экспозиции является набор числа импульсов в окне регистрации радионуклида, обеспечивающего статистическую погрешность измерения не хуже 20%.

Расчет абсолютной активности ^{210}Po на подложке проводят по формуле:

$$A = \frac{S - S_F}{\varepsilon}, \qquad (1)$$

где: A – активность ^{210}Po, Бк; S – скорость счета в окне регистрации радионуклида, имп/с; S_F – скорость счета фона в окне регистрации радионуклида, имп/с; ε – эффективность детектора (в расчетах принимается значение 0,3).

Скорость счета в окне регистрации S рассчитывается как:

$$S = \frac{N}{t}, \qquad (2)$$

где: N – число импульсов в окне регистрации, имп; t – время экспозиции образца или фона, с.

От каждой пробы на альфа-спектрометрический анализ поступает три подложки. Результирующая удельная активность пробы $A_{уд}$ рассчитывается согласно выражению:

$$A_{уд} = \frac{\sum_{i=1}^{n} A_i}{V}, \qquad (3)$$

где: A_i – абсолютная активность ^{210}Po на подложке после i-го осаждения, Бк; V – объем пробы, л.

3 Содержание ^{210}Po в пробах урины

Представленную выше схему радиохимического определения ^{210}Po в пробах урины апробировали на суточных пробах урины персонала филиала «Институт радиационной безопасности и экологии» РГП НЯЦ РК. Результаты α-спектрометрического определения ^{210}Po представлены в таблице.

Таблица. Содержание ^{210}Po в суточных пробах урины

Номер пробы	Удельная активность ^{210}Po, Бк/кг	Номер пробы	Удельная активность ^{210}Po, Бк/кг
1	$1{,}9\cdot10^{-2}\pm0{,}3\cdot10^{-2}$	21	$5{,}0\cdot10^{-3}\pm0{,}7\cdot10^{-3}$
2	$3{,}3\cdot10^{-2}\pm0{,}6\cdot10^{-2}$	22	$2{,}7\cdot10^{-3}\pm0{,}5\cdot10^{-3}$
3	$3{,}6\cdot10^{-2}\pm0{,}7\cdot10^{-2}$	23	$4{,}2\cdot10^{-3}\pm0{,}8\cdot10^{-3}$
4	$4{,}3\cdot10^{-2}\pm0{,}7\cdot10^{-2}$	24	$1{,}2\cdot10^{-3}\pm0{,}4\cdot10^{-3}$
5	$2{,}5\cdot10^{-2}\pm0{,}5\cdot10^{-2}$	25	$2{,}4\cdot10^{-3}\pm0{,}6\cdot10^{-3}$
6	$4{,}4\cdot10^{-2}\pm0{,}2\cdot10^{-2}$	26	$1{,}2\cdot10^{-3}\pm0{,}4\cdot10^{-3}$
7	$3{,}8\cdot10^{-2}\pm0{,}6\cdot10^{-2}$	27	$3{,}6\cdot10^{-3}\pm1{,}1\cdot10^{-3}$
8	$1{,}4\cdot10^{-2}\pm0{,}4\cdot10^{-2}$	28	$2{,}9\cdot10^{-3}\pm0{,}3\cdot10^{-3}$
9	$3{,}9\cdot10^{-2}\pm0{,}2\cdot10^{-2}$	29	$1{,}5\cdot10^{-3}\pm1{,}0\cdot10^{-3}$
10	$8{,}3\cdot10^{-2}\pm0{,}5\cdot10^{-2}$	30	$2{,}8\cdot10^{-3}\pm0{,}8\cdot10^{-3}$
11	$2{,}6\cdot10^{-2}\pm0{,}5\cdot10^{-2}$	31	$1{,}7\cdot10^{-3}\pm1{,}2\cdot10^{-3}$
12	$4{,}8\cdot10^{-2}\pm0{,}7\cdot10^{-2}$	32	$2{,}6\cdot10^{-3}\pm0{,}5\cdot10^{-3}$
13	$3{,}0\cdot10^{-2}\pm1{,}0\cdot10^{-2}$	33	$3{,}5\cdot10^{-3}\pm1{,}1\cdot10^{-3}$
14	$3{,}3\cdot10^{-2}\pm0{,}5\cdot10^{-2}$	34	$3{,}8\cdot10^{-3}\pm0{,}3\cdot10^{-3}$
15	$3{,}6\cdot10^{-2}\pm0{,}6\cdot10^{-2}$	35	$1{,}5\cdot10^{-3}\pm1{,}0\cdot10^{-3}$
16	$1{,}7\cdot10^{-2}\pm0{,}4\cdot10^{-2}$	36	$2{,}0\cdot10^{-3}\pm0{,}7\cdot10^{-3}$
17	$1{,}2\cdot10^{-2}\pm0{,}3\cdot10^{-2}$	37	$3{,}1\cdot10^{-3}\pm0{,}8\cdot10^{-3}$
18	$6{,}0\cdot10^{-2}\pm1{,}0\cdot10^{-2}$	38	$1{,}8\cdot10^{-3}\pm0{,}7\cdot10^{-3}$
19	$4{,}3\cdot10^{-2}\pm0{,}4\cdot10^{-2}$	39	$3{,}6\cdot10^{-3}\pm1{,}1\cdot10^{-3}$
20	$2{,}7\cdot10^{-2}\pm0{,}6\cdot10^{-2}$	40	$5{,}9\cdot10^{-3}\pm1{,}5\cdot10^{-3}$

Удельная активность ^{210}Po в пробах урины персонала варьирует от $1{,}2\cdot10^{-3}$ до $8{,}3\cdot10^{-2}$ Бк/кг, при среднем его значении $1{,}9\cdot10^{-2}$ Бк/кг. Диапазон абсолютной активности на суточную пробу урины составил $1{,}8\cdot10^{-3}\div0{,}12$ Бк, что ниже предела годового поступления с воздухом ($2{,}5\cdot10^{2}$ Бк/год) и пищей ($1{,}1\cdot10^{2}$ Бк/год) [19].

4 Оценка доз внутреннего облучения

На основе результатов определения ^{210}Po в суточных пробах урины проведена оценка доз внутреннего облучения. Главным путем поступления выбран ингаляционный путь. Расчеты проводились с использованием биокинетической модели ^{210}Po (рисунок 5). В качестве примера на рисунке 6 представлен график выведения ^{210}Po с уриной для однократного ингаляционного поступления.

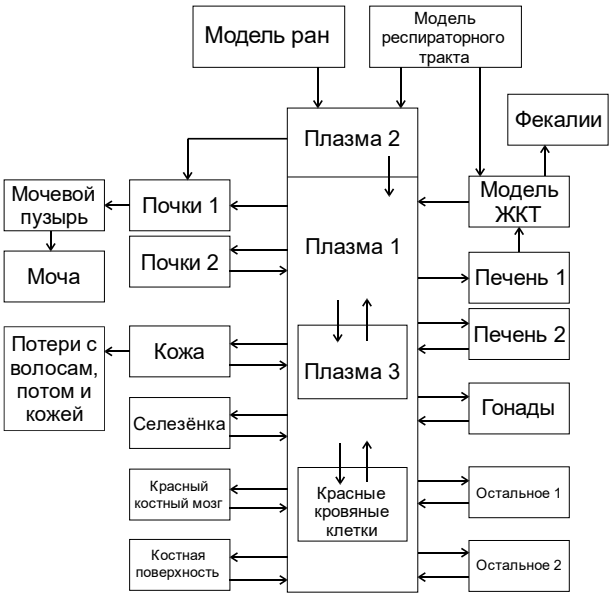


Рисунок 5. Биокинетическая модель ^{210}Po [21]

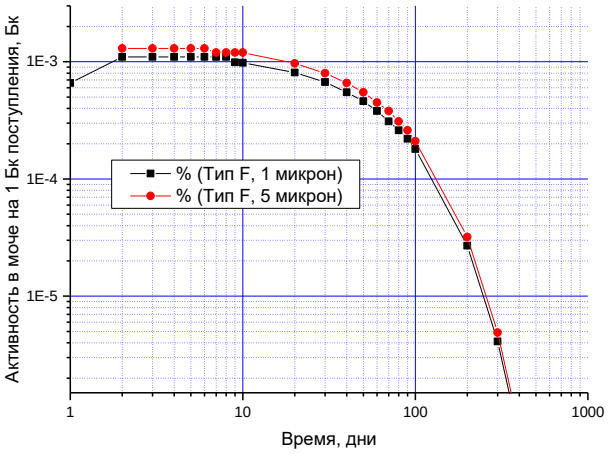


Рисунок 6. График выведения ^{210}Po с уриной при ингаляционном поступлении

С использованием данной модели была получена функция выведения ^{210}Po с уриной на 1 Бк хронического ингаляционного поступления, со скоростью 1 Бк/сутки (рисунок 6). Поступление активности в случае хронического поступления рассчитывается согласно выражению [20]:

$$I = \frac{T \times A}{\sum_{i=1}^{T} m(T + t - i)}, \quad (4)$$

где: A – активность радионуклида в пробе урины, Бк; T – период поступления, сутки; t – время после окончания поступления и момента измерения, сутки.

В общем случае дозы внутреннего облучения рассчитываются как произведение поступления радиоактивности на дозовый коэффициент для соответствующего пути поступления:

$$D = I \times d, \quad (5)$$

где: d – дозовый коэффициент, Зв/Бк.

Согласно расчетам, доза внутреннего облучения от ^{210}Po составила в среднем 0,3 мЗв/год, что согласуется с литературными данными [22].

Заключение

В результате проведенных работ, отработана схема радиохимического определения активности ^{210}Po в пробах урины, которая состоит из следующих стадий: подготовка пробы, мокрое озоление, гидроксидное осаждение, подготовка пробы к автоосаждению, получение счетного образца, альфа-спектрометрическое измерение. Установлена средняя удельная активность ^{210}Po в пробах урины персонала филиала ИРБЭ РГП НЯЦ РК, которая составила $1{,}9 \cdot 10^{-2}$ Бк/кг, диапазон абсолютной активности составил $1{,}8 \cdot 10^{-3} \div 0{,}12$ Бк (что ниже предела годового поступления с воздухом и пищей), а доза внутреннего облучения от ^{210}Po составила в среднем 0,3 мЗв/год.

Литература

1. T.M. Penning. Chemical carcinogenesis. 2011, P. 67.
2. Радиационная медицина: учеб. пособие / А.Н. Гребенюк, В.И. Легеза, В.И. Евдокимов, В.В. Салухов, А.А. Тимошевский; под. ред. С.С. Алексанина, А.Н. Гребенюка; Всерос. центр. экстрен. и радиац. медицины им. А.М. Никифорова МЧС России. – СПб.: Политехника-сервис, 2013. – Ч. 2: Клиника, профилактика и лечение радиационных поражений. – С. 73–74. – 150 экз. – ISBN 978-5-906555-07-6.
3. Калистратова В.С., Беляев И.К., Жорова Е.С., Нисимов П.Г., Парфенова И.М., Тищенко Г.С., Цапков М.М. Радиобиология инкорпорированных радионуклидов; под ред. В.С. Калистратовой. – Изд-во ФМБЦ им. А.И. Бурназяна ФМБА России, 2012 – С. 56–80. – 150 экз. – ISBN 978-5-9903385-3-1.
4. Власов В.К. Пример ситуационного радиологического анализа (Инцидент с полонием-210) / В.К. Власов, Т.Б. Петрова, А.М. Афиногенов // Вестн. Моск. ун-та. Сер. 2, Химия. – 2008. – Т. 49, № 4. – С. 274–281.
5. De Boeck R. Determination of Po-210 in Pb / R. De Boeck, F. Adams, J. Hoste // Journal of Radioanalyt. Chemical 1968, Vol. 1, No. 5. – 397 p.
6. Cherry R.D. The alpha radioactivity of marine organisms / R.D. Cherry, L.V. Shannon // Atomic Energy Rev. – 1974. – Vol. 12. – P. 3–45.
7. Ершова З.В. Полоний и его применение / З.В. Ершова, А.Г. Волгин. – М.: Атомиздат, 1974. – 232 с.: ил. – Библиогр.: с. 217–230 (286 назв.).
8. Ампелогова Н.И. Радиохимия полония. М.: Атомиздат, 1976. – С. 144.
9. Бахур А.Е. Радиоактивность природных вод // АНРИ. – 1996/97. – № 2 (8). – С. 32–39.
10. Бахур А.Е., Березина Л.А., Иванова Т.М. Радиографические методы исследования природных и техногенных объектов // АНРИ. – 2006. – № 4(47). – С. 22–30.
11. Бахур А.Е., Мануилова Л.И., Овсянникова Т.М. Po-210 и Pb-210 в объектах окружающей среды. Методы определения // АНРИ. – 2009. – № 1. – С. 29–40.
12. МВИ.МН 2608–2006 Методика определения удельной активности естественных радионуклидов (полония-210, свинца-210, радия-224, радия-228) в пробах поверхностной и питьевой воды. – Гомель. – 2006.
13. Вредные химические вещества. Радиоактивные вещества: справочник / В.А. Баженов, Л.А. Булдаков, И.Я. Василенко и [др.]; ред. В.А. Филов, Л.А. Ильин. – Ленинград: Химия, 1990. – 464 с. – Библиогр.: с. 461. – ISBN 5-7245-0216-X: 1.00 р.
14. Flynn W. Determination of low levels of Po-210 in environmental materials. Analyt. Chim. Acta, 1968, Vol. 43, No. 2, p. 1447.
15. Ермолаева-Маковская А.П. Свинец-210 и полоний-210 в биосфере / А.П. Ермолаева-Маковская, Б.Я. Литвер. – М.: Атомиздат, 1978, с. 160.
16. Richard L. Blanchard. Rapid determination of Pb-210 and Po-210 in environmental samples by Ni deposition. Anal. Chem., 1966, Vol. 2, pp. 189–192.
17. МУ МЗ и СЗ ПМР 2.6.1.4315-12 «Проведение измерений удельной активности полония-210 в пробах объектов окружающей среды, растительности, пищевых продуктов для радиохимического анализа» // Приложение к приказу Министерства здравоохранения и социальной защиты Приднестровской Молдавской Республики от 20.08.2012 г. № 449.
18. Umarova A.V. Determination of optimal conditions for the radiochemical release of polonium-210 from environmental samples / A.V. Umarova, V.V. Kashirskiy, M.A. Umarov, Y.A. Shakenova // Journal of Radiation Researches, Vol. 5, No. 2, 2018, Baku. – P. 273–274.
19. Гигиенические нормативы «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности». – 2015. – 122 с.
20. Ishigure N. Development of Software for Supporting Internal Dose Estimation / N. Ishigure, M. Matsumoto, T. Nakano, H. Enomoto // 11th International Congress of the International Radiation Protection Association, 23-28 May 2004, Madrid. Spain.
21. R.W. Leggett, K.F. Eckerman. A systemic biokinetic model for polonium. The Science of the Total Environment. 2001. P. 109–125.
22. Аликбаева Л.А. Новый справочник химика и технолога. Радиоактивные вещества. Вредные вещества. Гигиенические нормативы / Л.А. Аликбаева, М.А. Афонин, А.П. Ермолаева-Маковская, Л.И. Клочкова [и др.]; ред. А.В. Москвин, В.В. Семенова, В.Ф. Теплых. – С.-Пб.: АНО НПО «Профессионал», 2005. – 1142 с. – ISBN 5-98371-025-7.

REFERENCES

1. T.M. Penning. Chemical carcinogenesis. 2011, P. 67.
2. Radiatsionnaya meditsina: ucheb. posobie / A.N. Grebenyuk, V.I. Legeza, V.I. Evdokimov, V.V. Salukhov, A.A. Timoshevskiy; pod. red. S.S. Aleksanina, A.N. Grebenyuka; Vseros. tsentr. ekstren. i radiats. meditsiny im. A.M. Nikiforova MChS Rossii. – SPb.: Politekhnika-servis, 2013. – Ch. 2: Klinika, profilaktika i lechenie radiatsionnykh porazheniy. – P. 73–74. – 150 ekz. – ISBN 978-5-906555-07-6.
3. Kalistratova V.S., Belyaev I.K., Zhorova E.S., Nisimov P.G., Parfenova I.M., Tishchenko G.S., Tsapkov M.M. Radiobiologiya inkorporirovannykh radionuklidov; pod red. V.S. Kalistratovoy. – Izdatel'stvo FMBTs im. A.I. Burnazyana FMBA Rossii, 2012 – P. 56–80. – 150 ekz. – ISBN 978-5-9903385-3-1.
4. Vlasov V.K. Primer situatsionnogo radiologicheskogo analiza (Intsident s poloniem-210) / V.K. Vlasov, T.B. Petrova, A.M. Afinogenov // Vestn. Moscow un-ta. Ser. 2, Khimiya. – 2008. – T. 49, No. 4. – P. 274–281.
5. De Boeck R. Determination of Po-210 in Pb / R. De Boeck, F. Adams, J. Hoste // Journal of Radioanalyt. Chemical 1968, Vol. 1, No. 5. – 397 p.
6. Cherry R.D. The alpha radioactivity of marine organisms / R.D. Cherry, L.V. Shannon // Atomic Energy Rev. – 1974. – Vol. 12. – P. 3–45.
7. Ershova Z.V. Poloniy i ego primenenie / Z.V. Ershova, A.G. Volgin. – M.: Atomizdat, 1974. – 232 p.: il. – Bibliogr.: p. 217–230 (286 nazv.).
8. Ampelogova N.I. Radiokhimiya poloniya. Moscow: Atomizdat, 1976. – P. 144.
9. Bakhur A.E. Radioaktivnost' prirodnykh vod // ANRI. – 1996/97. – No 2 (8). – P. 32–39.
10. Bakhur A.E., Berezina L.A., Ivanova T.M. Radiograficheskie metody issledovaniya prirodnykh i tekhnogennykh ob"ektov // ANRI. – 2006. – No. 4(47). – P. 22–30.
11. Bakhur A.E., Manuilova L.I., Ovsyannikova T.M. Ro-210 i Pb-210 v ob"ektakh okruzhayushchey sredy. Metody opredeleniya // ANRI. – 2009. – No. 1. – P. 29–40.
12. MVI.MN 2608–2006 Metodika opredeleniya udel'noy aktivnosti estestvennykh radionuklidov (poloniya-210, svintsa-210, radiya-224, radiya-228) v probakh poverkhnostnoy i pit'evoy vody. – Gomel'. – 2006.
13. Vrednye khimicheskie veshchestva. Radioaktivnye veshchestva: spravochnik / V.A. Bazhenov, L.A. Buldakov, I.Ya. Vasilenko i [dr.]; red. V.A. Filov, L.A. Il'in. – Leningrad: Khimiya, 1990. – 464 p. – Bibliogr.: p. 461. – ISBN 5-7245-0216-Kh: 1.00 r.
14. Flynn W. Determination of low levels of Po-210 in environmental materials. Analyt. Chim. Acta, 1968, Vol. 43, No. 2, P. 1447.
15. Ermolaeva-Makovskaya A.P. Svinets-210 i poloniy-210 v biosfere / A.P. Ermolaeva-Makovskaya, B.Ya. Litver. – Moscow: Atomizdat, 1978, p. 160.
16. Richard L. Blanchard. Rapid determination of Pb-210 and Po-210 in environmental samples by Ni deposition. Anal. Chem., 1966, Vol. 2, P. 189–192.
17. MU MZ i SZ PMR 2.6.1.4315-12 «Provedenie izmereniy udel'noy aktivnosti poloniya-210 v probakh ob"ektov okruzhayushchey sredy, rastitel'nosti, pishchevykh produktov dlya radiokhimicheskogo analiza» // Prilozhenie k prikazu Ministerstva zdravookhraneniya i sotsial'noy zashchity Pridnestrovskoy Moldavskoy Respubliki ot 20.08.2012 g. No. 449.
18. Umarova A.V. Determination of optimal conditions for the radiochemical release of polonium-210 from environmental samples / A.V. Umarova, V.V. Kashirskiy, M.A. Umarov, Y.A. Shakenova // Journal of Radiation Researches, Vol. 5, No. 2, 2018, Baku. – P. 273–274.
19. Gigienicheskie normativy «Sanitarno-epidemiologicheskie trebovaniya k obespecheniyu radiatsionnoy bezopasnosti». – 2015. – 122 p.
20. Ishigure N. Development of Software for Supporting Internal Dose Estimation / N. Ishigure, M. Matsumoto, T. Nakano, H. Enomoto // 11th International Congress of the International Radiation Protection Association, 23–28 May 2004, Madrid. Spain.
21. R.W. Leggett, K.F. Eckerman. A systemic biokinetic model for polonium. The Science of the Total Environment. 2001. P. 109–125.
22. Alikbaeva L.A. Novyy spravochnik khimika i tekhnologa. Radioaktivnye veshchestva. Vrednye veshchestva. Gigienicheskie normativy / L.A. Alikbaeva, M.A. Afonin, A.P. Ermolaeva-Makovskaya, L.I. Klochkova [i dr.]; red. A.V. Moskvin, V.V. Semenova, V.F. Teplykh. – S.-Pb.: ANO NPO «Professional», 2005. – 1142 p. – ISBN 5-98371-025-7.

НЕСЕП СЫНАМАЛАРЫНДАҒЫ ПОЛОНИЙ-210 АНЫҚТАУ. ДОЗАЛЫҚ ЖҮКТЕМЕЛЕРДІ БАҒАЛАУ

[1] А.В. Умарова, [2] А.Н. Шатров, [1] М.А. Умаров, [1] Ю.А. Шакенова

[1] ҚР ҰЯО РМК «Радиациялық қауіпсіздік және экология институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан
[2] Ресей Ғылым академиясының Сібір бөлімшесінің Федералды мемлекеттік бюджеттік ғылыми мекемесі «Г.И. Будкер ат. Ядролық физика институты», Новосибирск, Ресей

Полонийдің физика-химиялық қасиеттерінің заманауи ұсыныстары мен оны анықтаудың заманауи әдістерінің негізінде альфа-спектрометриялық талдаумен аяқталатын несеп үлгілерінде ^{210}Po радиохимиялық анықтау әдісі жасалды. Әдісті апробациялау ҚР ҰЯО РМК «Радиациялық қауіпсіздік және экология институты» филиалы қызметкерлерінің несебінің тәуліктік сынамаларында жүргізілді. Несептің тәуліктік сынамасына ^{210}Po абсолюттік белсенділік диапазоны анықталды, ол $1{,}8\cdot10^{-3}\div0{,}12$ Бк құрады. Филиал персоналының ішкі сәулеленуінің жалпы дозасына ^{210}Po үлесін бағалау есептелген, ол жылына 0,3 мЗв тең болды.

Түйін сөздер: *радиохимиялық анықтау, ылғалды күлдендіру, гидроксидті тұндыру, автотұндыру, альфа-спектрометриялық өлшеу, ішкі сәулелену, ингаляциялық түсу, биокинетикалық модель.*

DETERMINATION OF POLONIUM-210 IN URINE SAMPLES, RADIATION EXPOSURE ASSESSMENT

[1] A.V. Umarova, [2] A.N. Shatrov, [1] M.A. Umarov, [1] Yu.A. Shakenova

[1] Branch "Institute of Radiation Safety and Ecology" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan
[2] Federal State-Funded Institution of Science "Budker Institute of Nuclear Physics" of the Siberian branch of the Russian Academy of Sciences, Novosibirsk, Russia

Based upon present ideas of physical-chemical properties of polonium and its up-to-date determination techniques, a technique of ^{210}Po radiochemical determination in urine samples was developed followed by alpha-spectrometry. The technique was tested on 24-hour urine samples collected from the personnel of the branch "Institute of Radiation Safety and Ecology" RSE NNC RK. The range of ^{210}Po absolute activity per a 24-hour urine sample was determined to be $1.8 \cdot 10^{-3} \div 0.12$ Bq. ^{210}Po contribution to the total dose of personnel internal exposure was estimated to be equal to 0.3 mSv/year.

Keywords: *radiochemical determination, wet ashing, hydroxide precipitation, autoprecipitation, alpha-spectrometric measurement, internal exposure, inhalation intake, biokenetic model.*

https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-4-37-44
УДК 620.172.24

РАДИАЦИОННАЯ ПОВРЕЖДАЕМОСТЬ БЕРИЛЛИЯ ПРИ НИЗКОТЕМПЕРАТУРНОМ НЕЙТРОННОМ ОБЛУЧЕНИИ

[1,2] Оразгалиев Н.А., [1] Сапатаев Е.Е., [1] Кожахметов Е.А., [1] Даулетханов Е.Д., [2] Уазырханова Г.К.

[1] Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан
[2] Восточно-Казахстанский технический университет им. Д. Серикбаева, Усть-Каменогорск, Казахстан

E-mail для контактов: orazgaliev@nnc.kz

В данной работе по оценке радиационного повреждения бериллия при низкотемпературном нейтронном облучении были исследованы образцы-свидетели из бериллия марки ТШГ-200 с содержанием оксидной фазы около 1% (масс), долговременно находящиеся в исследовательском реактора ИВГ.1М и облученные до флюенсов 0,8-4·10^{20} нейт./см^2. Также для сравнения полученных результатов были испытаны необлученные исходные образцы свидетели той же марки.
Целью исследований являлось установление уровня радиационной деградации образцов-свидетелей за время нахождения их в реакторе ИВГ.1М. Были проведены механические испытания на трехточечный изгиб и растяжение для определения прочностных характеристик образцов бериллия, а также была измерена их микротвердость. Для установления уровня распухания была определена плотность образцов бериллия методом гидростатического взвешивания в среде дистилированной воды.
По результатам кратковременных испытаний на изгиб и растяжение, установлено, что материал бериллия после реакторного облучения разупрочняется в пределах 9,3–16,7%. А результаты измерения микротвердости показали возрастание до 23%. Результаты определения плотности не выявили распухание образцов после низкотемпературного нейтронного облучения.
После механических испытаний были проведены фрактографический анализ изломов и микроструктурный анализ, которые не выявили заметных изменений в микроструктуре бериллия после облучения.
Ключевые слова: *бериллий, нейтронное облучение, механические свойства, предел прочности, разупрочнение, микротвердость, распухание, микроструктура.*

Введение

В настоящее время бериллий используется в качестве отражателя и замедлителя нейтронов в исследовательских реакторах. В дальнейшем планируется использовать его в качестве материала для первой стенки ИТЭР и в переборке реактора DEMO. Облучение реактора вызывает радиационное охрупчивание, снижение прочности, набухание и ухудшение теплопроводности бериллия.

Как и любой металл под действием нейтронного облучения, бериллий подвержен радиационным повреждениям в вследствии взаимодействия нейтрона с атомом бериллия. При упругом взаимодействии нейтронов с атомами бериллия, происходит образование первично выбитого атома и последующее образования каскадов атом-атомных столкновений. В зависимости от температуры облучения области каскадов эволюционируют в различные виды вакансий и межузельных атомов, что в конечном итоге приводит к образованию стабильных радиационных дефектов, таких как субмикроскопические кластеры, дислокационные петли и поры.

При неупругом взаимодействии нейтронов с атомами бериллия могут протекать ядерные реакции, приводящие к образованиям газовых продуктов – трития и гелия. Бериллий относится к металлам, в которых пороговые ядерные реакции на быстрых нейтронах приводят к образованию значительных количеств газообразных трансмутантов, которые определяют серьезные изменения физико-механических свойств бериллия при нейтронном облучении. В частности, интенсивное накопление гелия приводит к образованию пузырьков газа и пор в микроструктуре бериллия, которые вносят основной вклад в эти изменения [1, 2].

Материалы и методика исследований

Объектом исследований являлись необлученные и облученные образцы-свидетели исследовательского реактора ИВГ.1М, изготовленные из бериллия марки ТШГ-200 с содержанием оксидной фазы около 1% (масс). Необлученные и облученные образцы были поделены на пятнадцать пар в соответствии со способом изготовления, осью выдавливания и формой. Химический состав и исходная плотность бериллия марки ТШГ-200 приведены в таблице 1.

Таблица 1. Химический состав и исходная плотность

Материал	Содержание основных примесей, масс.% (не более)							Плотность, г/см^3
	O	Fe	C	Cr	Ti	Al	Si	
ТШГ-200	0,43	0,12	0,079	0,028	0,02	0,014	0,013	1,849

Образцы имеют форму стержней: полуцилиндрических, длиной ~56 мм и цилинлрических гантелевидных, длиной ~28 мм. Полуцилиндрические образцы с рабочей частью размером 40×2,5 мм использо-

вались для механических испытаний на трехточечный изгиб, а для испытаний на растяжение использовались цилиндрические гантелевидные образцы с рабочей частью размером 18×3,5 мм. Внешний вид образцов показан на рисунке 1, где можно увидеть три вида антикоррозионного покрытия: черное оксидное, белое эматалевое и серое барьерное. Покрытия не влияют на полученные результаты, и в дальнейшем не будут упоминаться. Основные характеристики образцов показаны в таблице 2.

а) черное оксидное покрытие

б) белое эматалевое покрытие

в) серое барьерное покрытие

Рисунок 1. Полуцилиндрические и цилиндрические гантелевидные образцы-свидетели

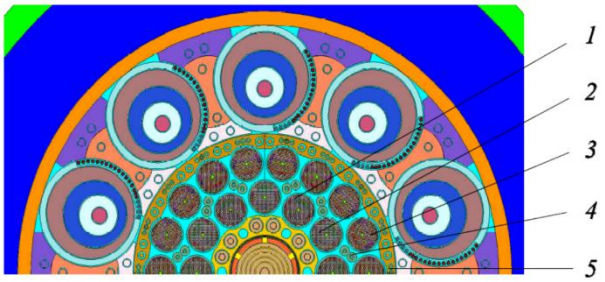
Таблица 2. Основные характеристики бериллиевых образцов-свидетелей реактора ИВГ.1М

Номер пары образцов	Интегральный флюенс нейтронов, 10^{20} нейтр./см^2	Длина образца, мм	Способ изготовления материала образца	Текстура* в образце
I	2,31	56	выдавливание	вдоль
II	4	56	выдавливание	вдоль
III	1,84	56	выдавливание	вдоль
IV	1,24	56	выдавливание	вдоль
V	3,99	28	выдавливание	вдоль
VI	3,35	28	прессование	нет
VII	3,1	28	прессование	нет
VIII	2,82	28	выдавливание	вдоль
IX	2,53	28	выдавливание	поперек
X	1,61	28	прессование	нет
XI	1,31	28	прессование	нет
XII	1,05	28	прессование	нет
XIII	0,84	28	прессование	нет
XIV	2,65	56	выдавливание	вдоль
XV	1,54	56	выдавливание	вдоль

Примечание: * – обозначениями «вдоль» или «поперек» указана преимущественная ориентация базисной плоскости (0001) соответственно вдоль или поперек оси образца одновременно эти обозначения указывают на способ вырезки образца из текстурированной заготовки – ось образца ориентирована соответственно вдоль или поперек оси выдавливания заготовки.

Бериллиевые образцы-свидетели облучались в ячейках межканальных бериллиевых вытеснителей исследовательского реактора ИВГ.1М при температуре 300 К в среде водяного теплоносителя. Полуцилиндрические бериллиевые образцы-свидетели испытываются в реакторе с мая 1975 года, а цилиндрические гантелевидные бериллиевые образцы-свидетели испытываются с мая 1982 года. Для определения наработанного флюенса нейтронов за весь период их испытания в реакторе были проведены нейтронно-физические расчеты с помощью кода MCNP5 [3, 4] с библиотекой констант ENDF/B-5,6. Интегральный флюенс нейтронов составил (0,84–4)·10^{20} нейтр/см^2.

Расчетная модель реактора ИВГ.1М по программе MCNP5 максимально приближена к существующей конструкции реактора (рисунок 2).



1, 2 и 3 – три ряда ВОТК; 4 – межканальные бериллиевые вытеснители, 5 – боковые бериллиевые вытеснители

Рисунок 2. Поперечное сечение активной зоны реактора ИВГ.1М

Механические испытания на изгиб

Для определения прочностных характеристик были проведены механические испытания при комнатной температуре на универсальной испытательной машине Instron 5966 с применением бесконтактного видеоэкстензометра Instron AVE2.

Для обеспечения возможности установки и закрепления опор на требуемом между ними расстоянии использовалось специальное приспособление. Расстояние между опорами для образцов устанавливалось равным 16h (40 мм). Образцы устанавливались на опоры так, чтобы их нижняя плоскость плотно прилегала к опорам, а верхняя – к наконечнику по всей его ширине. Для определения стрелы прогиба перед началом испытаний при помощи видеоэкстензометра на неподвижную базу и на индентор наносились метки (см. рисунок 3).

Испытание проводилось до разрушения испытуемого образца при скорости перемещения активного захвата равной 1 мм/мин.

Механические испытания на растяжение

Испытание на одноосное растяжение проводилось до разрушения образцов со скоростью перемещения траверсы равной 3 мм/мин и постоянной регистрацией данных кривых «напряжение-деформация». Перед фиксацией в захваты на образцы наносились метки с расстоянием около 12 мм для распознавания видеоэкстензометром начальной расчетной длины. Образцы закреплены в клиновые захваты с вкладышами, имеющих насечки для лучшего сцепления (см. рисунок 4).

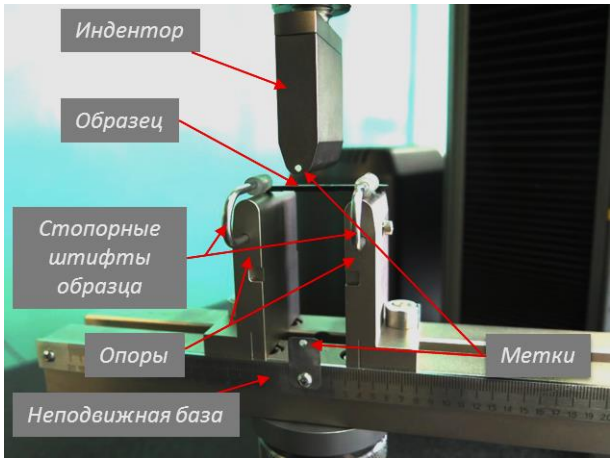


Рисунок 3. Внешний вид испытательного образца и опор

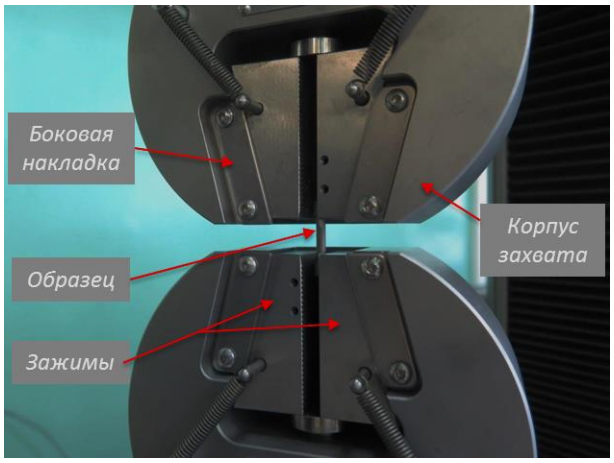


Рисунок 4. Закрепление испытуемого образца в клиновые захваты

Расчет прочностных и пластических характеристик осуществлялся в программной среде «Bluehill3» согласно [5].

Определение микротвердости

Определение микротвердости по Виккерсу проводилось на автоматическом твердомере Q10A+ (Qness) при нагрузке на индентор 0,1 и 0,5 кгс. Микротвердость определялась в поперечном и продольном сечениях образца. Количество измеряемых отпечатков на каждом сечении составляло более 10 шт.

Все испытания по определению механических свойств проводились при комнатной температуре.

Фрактографиеский и микроструктурный анализы

Фрактографический анализ изломов исходных и облученных бериллиевых образцов-свидетелей реактора ИВГ.1М после механических испытаний на трехточечный изгиб и на одноосное растяжение проводили на сканирующих электронных микроскопах TESCAN VEGA3 и JEOL JSM-6390 в режиме вторичных электронов.

Изучение топографии и микроструктуры поверхности образцов-свидетелей проводилось при помощи оптического микроскопа ICX-41M. Изображения на оптическом микроскопе получены методом поляризации в отраженном свете при увеличениях до 200×.

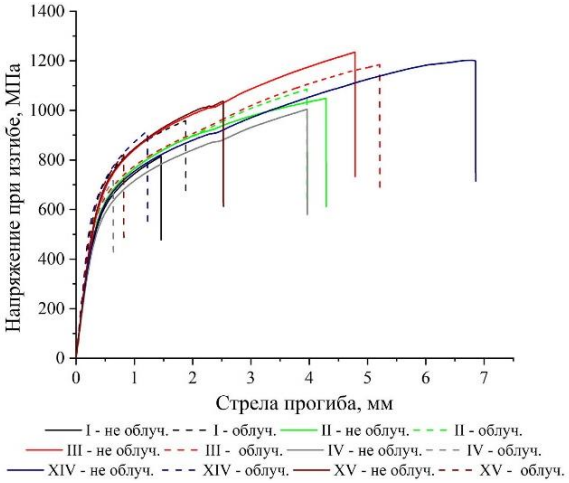
Определение распухания

Распухание определяли путем сравнения плотностей исходных и облученных образцов, определенных гидростатическим методом в среде дистиллированной воды.

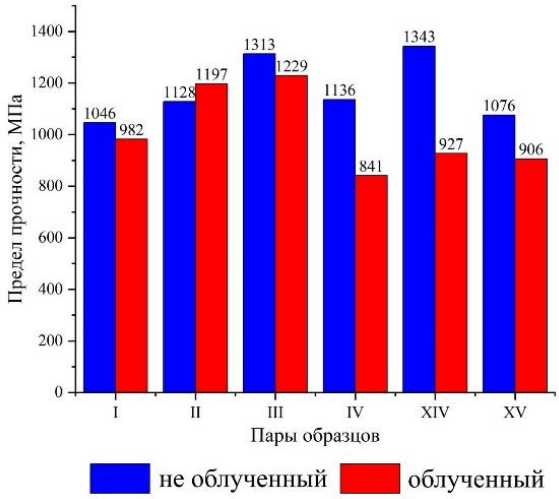
Экспериментальные результаты и их обсуждение

Испытания на изгиб и растяжение

Ниже на рисунках 5, 6 и 7 представлены результаты испытаний на трехточечный изгиб исходных и облученных образцов бериллия.



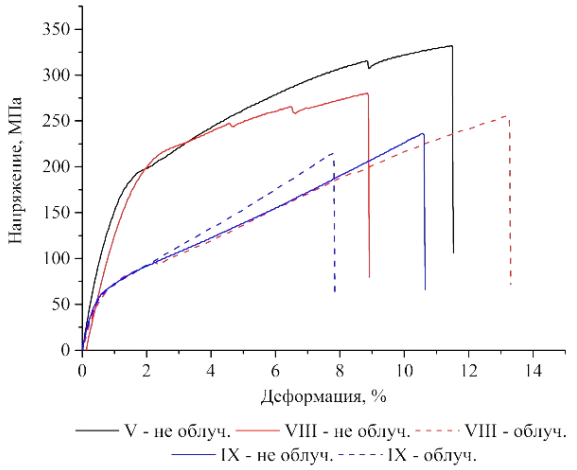
а) инженерные кривые напряжение-стрела прогиба



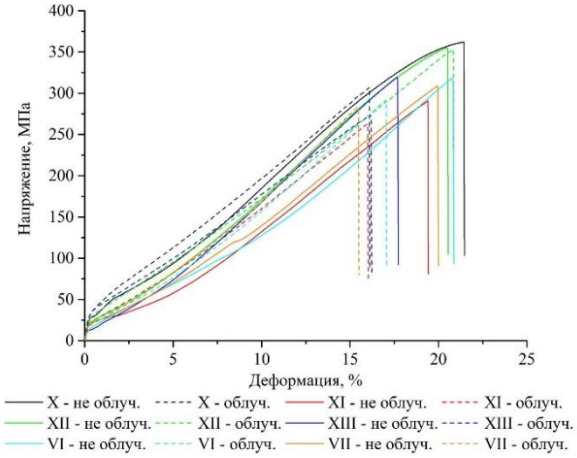
б) гистограммы вычисленных значений предела прочности

Рисунок 5. Результаты испытаний на трехточечный изгиб

Стоит отметить, что при испытаниях на растяжение образцы бериллия преимущественно разрушаются в области перехода рабочей части к головке, так как в этой зоне формируются наибольшие концентра-



а)



б)

Рисунок 6. Инженерные кривые напряжение-деформация для текстурированных (а) и безтекстурных (б) образцов бериллия до и после облучения

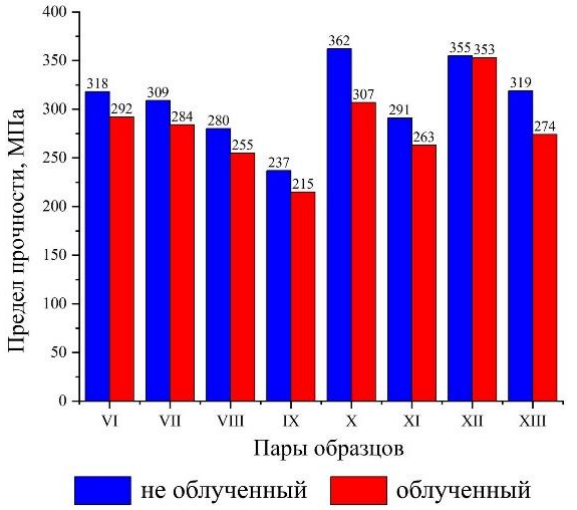


Рисунок 7. Гистограмма результатов испытаний на растяжение

ции напряжения. В связи с этим, в диаграмме растяжения за величину деформации образца использованы данные перемещения траверса, в котором преимущественно присутствует деформация захватов и динамометра. По данным видеоэкстензометра относительное удлинение расчетной длины образца не превышает 3%.

По результатам кратковременных испытаний на изгиб и растяжение установлено, что материал бериллия, изготовленный различным способом, после реакторного облучения разупрочняется в пределах 9,3–16,7%.

Определение микротвердости

На рисунке 8 приведены значения микротвердости бериллиевых образцов в различных сечениях, в исходном и облученном состояниях. В целом, после облучения в материале текстурного бериллия микротвердость возрастает до 23%. При этом рост микротвердости преимущественно возрастает в поперечном сечении относительно оси выдавливания.

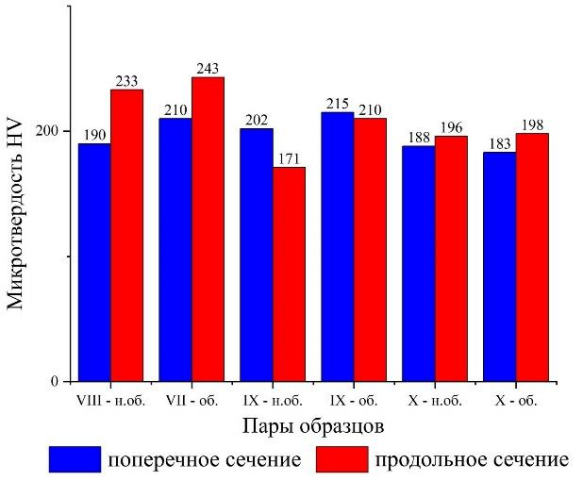


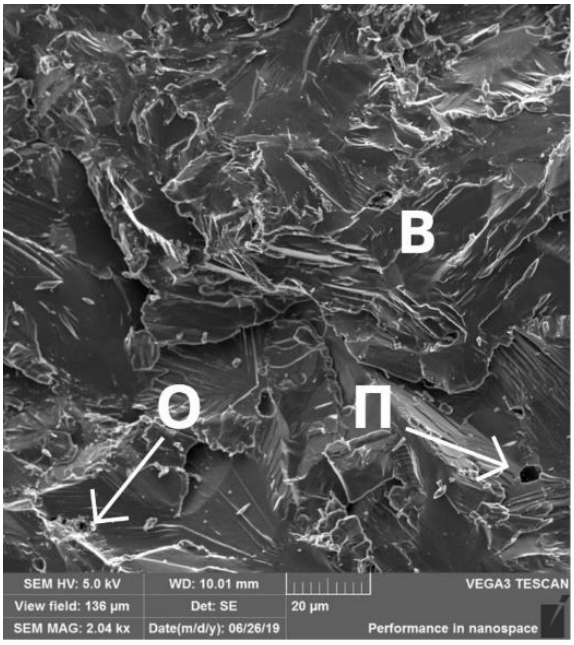
Рисунок 8. Гистограмма результатов определения микротвердости

Явное изменение микротвердости на фоне большого разброса погрешности измерений в материале бестекстурного бериллия, изготовленного прессованием, не наблюдается.

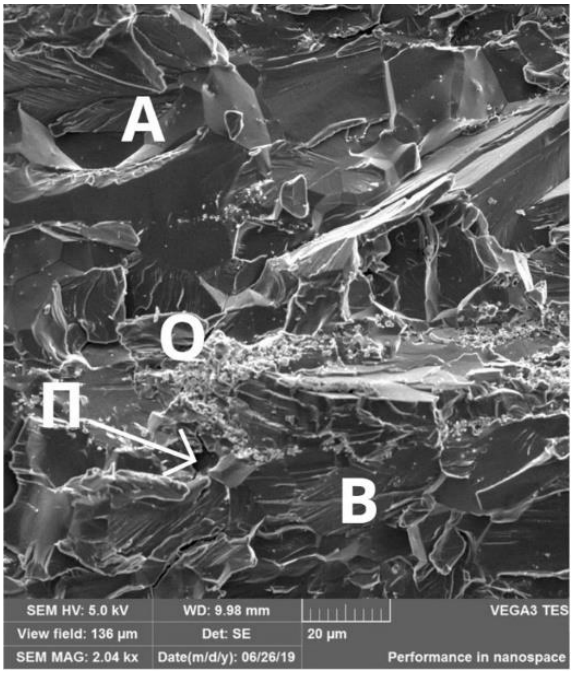
Определение распухания

Для определения распухания были использованы пары образцов XIV и XV. Значения распухания для образцов XIV и XV достигают значения – 0,17%. Относительная погрешность измерений составила – 0,09%. Низкотемпературное облучение бериллия характеризуется как область *твердого* распухания, причиной которого является радиогенный гелий. В условиях низкотемпературного облучения, когда подвижность обычных радиационных дефектов (вакансий и собственных внедренных атомов) достаточна высока для эффективной аннигиляции и ухода на стоки, а газовые атомы практически не подвижны, можно ожидать, как уже указано выше случай *«твердорастворного»* распухания.

Характер низкотемпературного распухания бериллия исследовался во многих ранних работах [6–9]. Из результатов этих работ следует, что при температуре облучения около 60–150 °С и флюенсе $\Phi_б \leq 1{,}45 \cdot 10^{22}$ нейтр./см^2 ($E \geq 1$ МэВ) значения распухания невелики, не зависят от сорта материала. Так как значения наработанного флюенса для образцов XIV и XV намного меньше этого значения, существенного распухания не наблюдается.



а) VI (прессование)



б) IX (выдавливание)

Рисунок 9. Фрактограммы излома текстурного и бестекстурного бериллия

Фрактографический анализ

Для фрактографического анализа после испытания на растяжение были выбраны исходные и облученные образцы попарно (пары VI и IX) в зависимости от способа изготовления.

Излом прессованного бериллия в основном характеризуется наличием фасеток внутризеренного скола [10] (В), что свидетельствует о хрупком разрушении (рисунок 9, а). На поверхности присутствуют мелкие оксидные включения (О) и поры (П).

В образцах бериллия, изготовленного выдавливанием, излом происходит по смешанному характеру с наличием участков межзеренного (А) и внутризеренного (В) скола (рисунок 9, б). Также на поверхности присутствуют поры (П) и оксидные включения (О) как одиночные, так и группой.

На рисунке 10 приведены фрактограммы изломов образцов бериллия (XIV и XVI) после испытаний на трехточечный изгиб.

После испытаний на трехточечный изгиб в изломе наблюдаются характерные зоны: очаг разрушения, зона развития трещины и зона долома. При этом очаг разрушения находится на поверхности или внутри образца. На образцах с различной степенью деформации отличий в макрогеометрии излома не наблюдается.

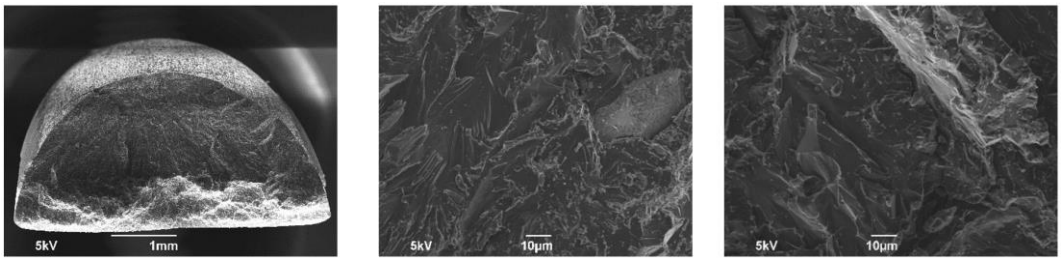
Микростуктурный анализ

Для изучения микроструктуры бериллия были подготовлены металографические шлифы продольного и поперечного сечений (относительно оси образца) из рабочей части цилиндрических образцов под номерами пар: VIII, IX и X, имеющие различную текстуру.

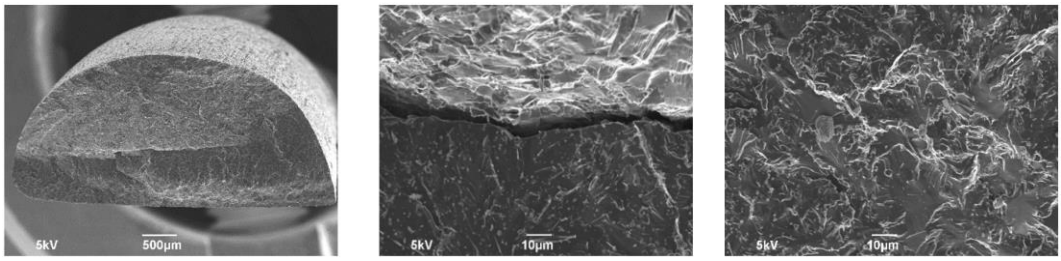
На рисунке 11 представлены микрофотографии исходного и облученного бериллия, изготовленного методом горячего прессования. На снимках, выполненных в поляризованном свете, отчетливо видны зерна и границы вследствие значительной разориентировки зерен. Структура – изотропная и разнозернистая.

В микроструктуре текстурного бериллия, изготовленного методом горячего выдавливания, преимущественная ориентировка зерен относительно оси выдавливания (см. рисунок 12). В направлении оси выдавливания зерна слегка вытянуты и выстроены в полосы.

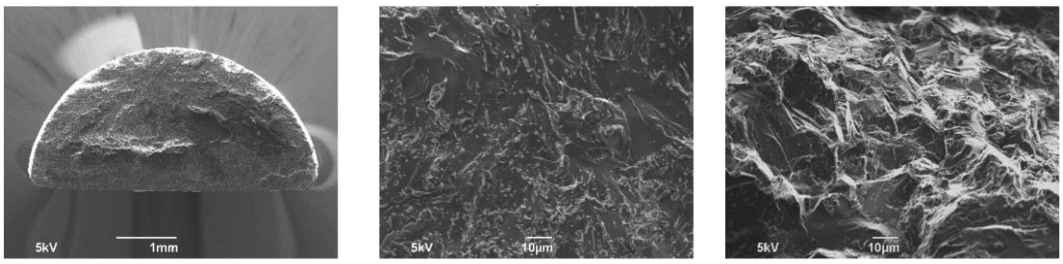
Пары образцов (VIII и IX), предположительно отличающиеся только направлением отбора (вдоль и поперек), имеют различное происхождение, об этом свидетельствуют разные размеры зерен (VIII – 20–30 мкм; IX – 40–50 мкм). После облучения различимые изменения в структуре бериллия не обнаружены.



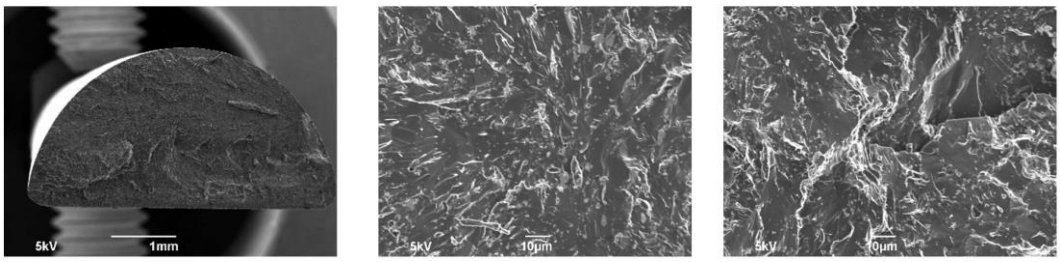
а) XIV – не облученный



б) XIV – облученный

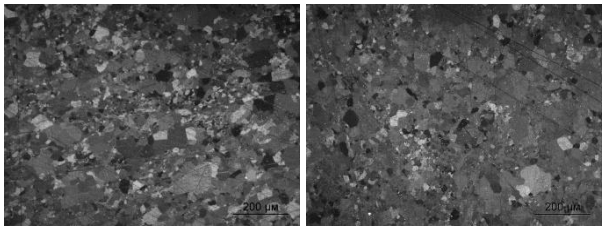


в) XVI – не облученный



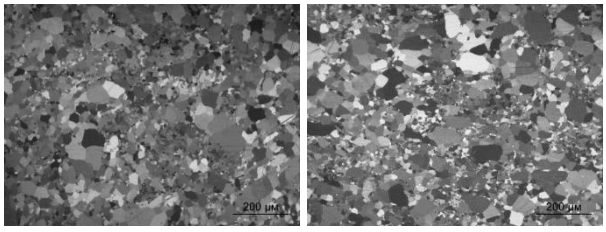
г) XVI – облученный

Рисунок 10. Фрактограмма излома образцов бериллий после испытаний на изгиб



поперечное сечение продольное сечение

а) X – не облученный



поперечное сечение продольное сечение

б) X – облученный

Рисунок 11. Микроструктура бестекстурного бериллия до и после облучения пары образца X при поляризованном свете

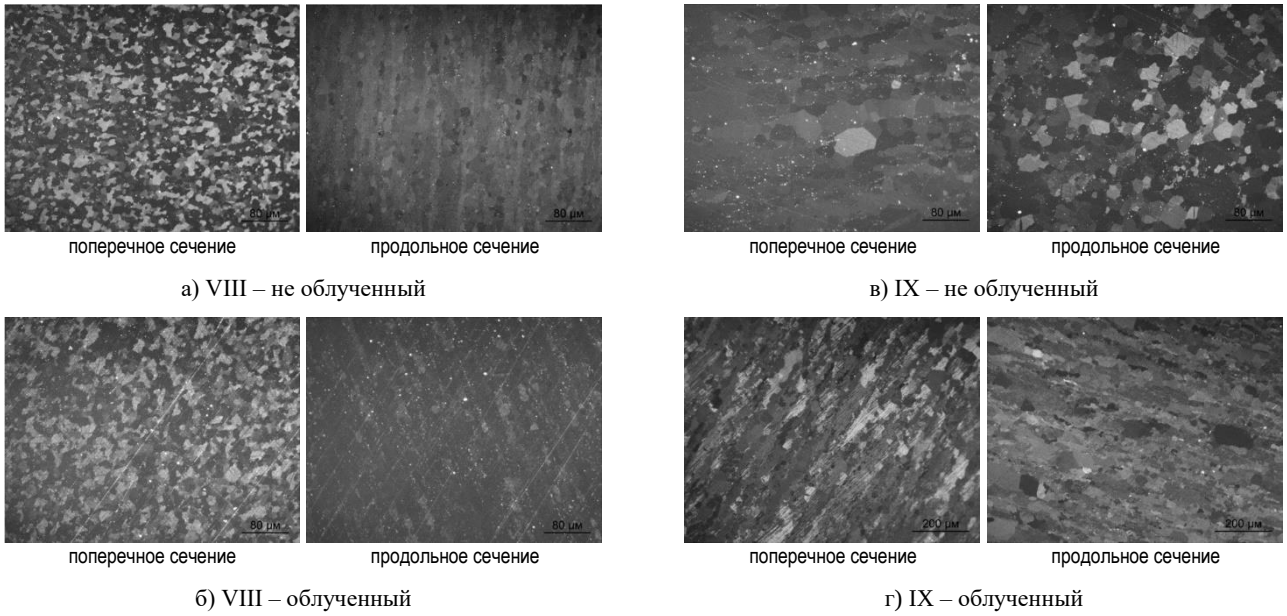


Рисунок 12. Микроструктура текстурного бериллия в исходном и облученном состоянии в различных сечениях пар образцов VIII и IX при поляризованном свете

Заключение

На основании полученных результатов сравнительного анализа можно сделать следующие выводы:

− за весь период испытаний в реакторе ИВГ.1М, образцы-свидетели подверглись облучению до флюенсов $(0{,}84–4{,}00)\cdot 10^{20}$ нейт/см^2;

− после испытаний на изгиб и растяжение было установлено, что образцы подверглись радиационному разупрочнению, заключающемуся в снижении предела прочности на 16,7%;

− по результатам измерений микротвердости образцов определено, что произошло ее увеличение на 23% в зависимости от текстуры в материале бериллия;

− величина распухания образцов после облучения составила 0,17%;

− по результатам микроструктурного анализа различимых изменений микроструктуры после облучения не наблюдается.

Следует уточнить, что наблюдаемые эффекты разупрочнения и радиационного упрочнения (увеличения микротвердости) не противоречат друг другу. Поскольку измерение микротвердости – это определение прочности в определенной локальной области материала, в отличие от краткосрочных механических испытаний на растяжение или изгиб, когда макрообласти образца, включающие множество зерен, подвергаются нагрузке и деформации. Это обстоятельство важно для понимания приведенных выше результатов испытаний на механический изгиб и растяжение.

Литература

1. Серняев Г. А. Радиационная повреждаемость бериллия, Екатеринбург: Изд. Екатеринбург. 2001. 395 с.
2. Гольцев В. П., Серняев Г.А., Чечеткина З.И. Радиационное материаловедение бериллия. Минск: Наука и технология. 1977. 96 с.
3. Briesmeister, J. F. MCNP − a General Monte-Carlo Code for Neutron and Photon Transport / J.F. Briesmeister [et al.]. – Los Alamos, 1997. – LA-7396M.
4. MacFarlane, R.E. New Thermal Neutron Scattering Files for ENDF/B-VI Release 2.– Los Alamos, 1994.– LA-12639-MS
5. ГОСТ 1497-84 (ИСО 6892-84). Металлы. Методы испытания на растяжение. М.: Стандартинформ.– 2008 г.
6. Ells C.E., Perryman E.C. Effects of Neutron-Induced Gas Formation on Beryllium // J. Nucl. Mater., 1959, vol.1, p. 73–84.
7. Rich J.B., Redding G.B., Barnes R.S. The Effects of Heating Neutron Irradiated Beryllium // J. Nucl. Mater., 1959, vol.1, No.2, p. 96.
8. Weir J.R. The Effect of High-Temperature Reactor Irradiation on some Physical and Mechanical Properties of Beryllium // The Metallurgy of Beryllium. – London: Chapman and Hall, 1963, p. 395.
9. Hickman B.S. The Effects of Neutron Irradiation on Beryllium Metal // The Metallurgy of Beryllium, Institute of metals, Chapman and Hall, London, 1963, p. 410.
10. Расчеты и испытания на прочность. Классификация видов изломов металлов. Методические указания: РД 50–672–88: введ. 01.07.89 – М.: ВНИИНМАШ, 1988. – 22 с.

References

1. Sernyayev G. A. Radiatsionnaya povrezhdaemost’ beryllia. Yekaterinburg: Izd. Yekaterinburg. 2001. 395 p.
2. Gol’tsev V.P., Sernyayev G.A., Chechetkin Z.I. Radiatsionnoye materalovedenie beryllia // Minsk: Nauka y tekhnologia. 1977. 96 p.
3. Briesmeister, J. F. MCNP − a General Monte-Carlo Code for Neutron and Photon Transport / J.F. Briesmeister [et al.]. – Los Alamos, 1997. – LA-7396M.

4. MacFarlane, R.E. New Thermal Neutron Scattering Files for ENDF/B-VI Release 2.– Los Alamos, 1994.– LA-12639-MS
5. GOST 1497-84 (ISO 6892-84). Metally. Metody ispytanya na rastyazhenye. M.: Standartinform.– 2008 g.
6. Ells C.E., Perryman E.C. Effects of Neutron-Induced Gas Formation on Beryllium// J. Nucl. Mater., 1959, vol.1, p. 73–84.
7. Rich J.B., Redding G.B., Barnes R.S. The Effects of Heating Neutron Irradiated Beryllium // J. Nucl. Mater., 1959, vol.1, No.2, p. 96.
8. Weir J.R. The Effect of High-Temperature Reactor Irradiation on some Physical and Mechanical Properties of Beryllium // The Metallurgy of Beryllium. – London: Chapman and Hall, 1963, p.395.
9. Hickman B.S. The Effects of Neutron Irradiation on Beryllium Metal // The Metallurgy of Beryllium, Institute of metals, Chapman and Hall, London, 1963, p. 410.
10. Raschety y ispytania na prochnost'. Klassifikatsiya vidov izlomov metallov. Metodisheskiye ukazaniya. RD 50-672-88: vved. 01.07.89 – Moscow.: VNYYMASh, 1988.– 22 p.

ТӨМЕН ТЕМПЕРАТУРАЛЫ НЕЙТРОНДЫҚ СӘУЛЕЛЕНУ КЕЗІНДЕГІ БЕРИЛЛИЙДІҢ РАДИАЦИЯЛЫҚ ЗАҚЫМДАНУЫ

[1,2] Н.А. Оразғалиев, [1] Е.Е. Сапатаев, [1] Е.А. Кожахметов, [1] Е.Д. Даулетханов, [2] Г.К. Уазырханова

[1] ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан
[2] Д. Серікбаев атындағы Шығыс-Қазақстан мемлекеттік техникалық университеті, Өскемен, Қазақстан

Бұл жұмыста бериллийдің төмен температуралы нейтрондық сәулелену кезіндегі радиациялық зақымдануын бағалау үшін ИВГ.1М реакторында орнатылып сәулеленген, оксид фазасы шамамен 1% (масс.) ТШГ-200 бериллий маркасынан жасалған үлгілер зерттелді. ИВГ.1М зерттеу реакторында ұзақ уақыт бойы сәулеленген үлгілердің интегралдық флюенсі 0,8–4·10^{20} нейт./см^2 аралығында. Сонымен қатар, алынған нәтижелерді салыстыру үшін дәл осындай бериллий маркасынан жасалған сәлеленбеген үлгілер де зерттелді.
Зерттеудің мақсаты ИВГ.1М реакторында болған кездегі бериллий үлгілерінің радиациялық тозу деңгейін анықтау болды. Бериллий үлгілерінің беріктік сипаттамаларын анықтау үшін үш нүктелі иілу және созылу механикалық сынақтар жүргізілді, сонымен қатар олардың микроқаттылығы да өлшенді. Ісіну деңгейін анықтау үшін бериллий үлгілерінің тығыздығы тазартылған су ортасында гидростатикалық өлшеу әдісімен анықталды.
Қысқа мерзімді иілу және созылу сынақтарының нәтижелері бойынша реакторлық сәулеленуден кейін бериллий материалы 9,3–16,7% аралығында беріктігі азайды. Ал микроқаттылықты өлшеу нәтижелері бойынша, оның мәні 23%-ға дейін өскенін көрсетті. Тығыздықты анықтау нәтижелері бойынша төмен температуралы нейтронды сәулеленуден кейін үлгілердің көлемінің ұлғаюы анықталған жоқ.
Механикалық сынақтардан кейін орындалған фрактографиялық және микроқұрылымдық талдаулар нәтижелері сәулеленуден кейін бериллийдің микроқұрылымында айтарлықтай өзгерістер болмағандығын көрсетті.

Түйін сөздер: *бериллий, нейтрондық сәулелену, механикалық қасиеттер, беріктік шек, микроқаттылық, көлем ұлғаюы, микроқұрылым.*

RADIATION DAMAGE TO BERYLLIUM UNDER LOW-TEMPERATURE NEUTRON IRADIATION

[1,2] N.A. Orazgaliyev, [1] Ye.Ye. Sapatayev, [1] Ye.A. Kozhakhmetov, [1] Ye.D. Dauletkhanov, [2] G.K. Uazyrkhanova

[1] Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan
[2] D. Serikbayev East Kazakhstan state technical university, Ust-Kamenogorsk, Kazakhstan

In this work, to assess the radiation damage of beryllium under low-temperature neutron irradiation, samples from beryllium grade TShG-200 with an oxide phase concentration of about 1 wt % were studied, which were kept in the IVG.1M research reactor for a long time and were irradiated to fluences 0.8–4·10^{20} neut./cm^2. Also, unirradiated original witness samples of the same brand were tested to compare the results.
The aim was to establish the level of radiation degradation of beryllium samples during their tests in the IVG.1M reactor. Mechanical tests for three-point bending and tension were performed to determine the strength of beryllium samples, and their microhardness was also measured. To determine the degree of swelling of the beryllium samples their densities were measured by the method of hydrostatic weighing in the medium of distilled water.
According to the results of short-term bending and tensile tests, it was found that the beryllium material after reactor irradiation softens in the range of 9.3–16.7%. And the results of measuring the microhardness showed an increase of up to 23%. Density results did not reveal swelling of the samples after low-temperature neutron irradiation.
After mechanical tests, special studies of fractures and microstructural analysis were carried out, which did not reveal noticeable changes in the microstructure of beryllium after irradiation.

Keywords: *beryllium, neutron irradiation, mechanical properties, tensile strength, softening, microhardness, swelling, microstructure.*

https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-4-45-50
УДК 621.039.553.5

ПОДХОД К ЦЕЛЕВОЙ СИСТЕМАТИЗАЦИИ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИИ НА ОСНОВЕ ДЛИТЕЛЬНОГО РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА

Куприянова И.А., Каткова М.Н.

НПО «Тайфун», Обнинск, Россия

E-mail для контактов: irina61235@gmail.com

В рамках анализа перспектив развития научно-технического потенциала Семипалатинского испытательного полигона (СИП) выполнен обзорный анализ публикаций, касающихся оценки состояния проблемы СИП с точки зрения использования его территории для хозяйственной деятельности.
Целевая систематизация информации, собранной за многолетний период, может стать основой создания проблемно-ориентированной базы данных по исследованиям на СИП.
Создание общей концепции возвращения территории полигона в хозяйственный оборот на основе построения «Дерева проблем», позволит определить критерии систематизации данных, и создать тематические, хорошо структурированные архивы информации для последующего принятия управленческих решений о дальнейшем использовании территории полигона.
***Ключевые слова**: ядерное наследие, систематизация проблем, испытательный ядерный полигон, введение в хозяйственный оборот, обзорный анализ публикаций.*

Введение

Проблемы ядерного наследия многообразны. В годы проведения ядерных испытаний СИП был в ведении СССР, а закрытие полигона в 1991 году произошло уже в состоянии разделения СССР на отдельные независимые государства. Начиная с 2008 года и по настоящее время, в Республике Казахстан проводится комплексное радиоэкологическое обследование территории СИП. Трудно прогнозировать возможность дальнейшего использования полигона без уверенности в достоверности имеющегося массива систематизированных данных. Необходимо оценить не только численные значения, описывающие оставшиеся после закрытия полигона загрязненные среды (объекты наблюдения: почва, вода, воздух) и вред здоровью людей, но и ситуацию в целом с разных точек зрения. Это комплексная системная задача. Недостаток массива данных нередко проявляется в том, что проблемы рассматриваются отдельно одна от другой, что не позволяет увидеть их комплексного влияния. Целесообразно учитывать различные подходы для создания целостной картины состояния СИП, которое сложилось за 30 лет после закрытия полигона [1].

Цель данной публикации – предложить формат систематизации проблем для того, чтобы специалистам и руководителям, задействованным в реализации процесса передачи земель СИП в хозяйственный оборот, было легче найти из информационного контента «предполагаемого потенциала и представляемых ресурсов» именно те данные, которые помогут принять правильные решения. Данное предложение основано на анализе публикаций, описывающих влияние прошлой деятельности СИП на оценку пригодности территорий испытательного полигона к введению в сельскохозяйственный оборот. Для систематизации информации в рамках описания массива данных (в формате базы данных) необходимо разработать критерии отбора. Например, можно классифицировать информацию по задачам ядерных испытаний, либо по характеру произведённых в прошлом взрывов, по отдельным площадкам и так далее. Это непростая задача, поскольку полигон представляет собой сложную структуру с испытательными площадками и остатками сооружений, которые использовались при проведении ядерных испытаний.

Необходимость систематизации информации также отмечена в одной из публикаций нынешнего года [2], где автор подчеркивает, что многоаспектность исследований и значительное количество публикаций в различных базах данных (БД) требуют систематизации документов: «Учитывая, что значительное количество публикаций находятся в открытом доступе, для пользователей, возникает потребность представления их в единой БД с гиперссылками на полные тексты документов, что может стать основой создания проблемно-ориентированной БД по исследованиям на СИП».

Уместно привести тут еще один пример подхода, изложенный в работе [3], опубликованной еще в 1969 году, который заключается в представлении науки как информационного процесса. В этой связи был рассмотрен анализ роста публикаций узких областей знания, связанных с количественными измерениями. «Его результаты позволили выявить тенденции развития отдельных областей знания», – отмечают авторы.

Потенциал и ресурсы

Поскольку состояние СИП, как объекта наблюдения, к настоящему времени до конца не определено, то есть, сформирован пока только фрагментарный

потенциал (с точки зрения использования земель в хозяйственной деятельности), то о ресурсе говорить рано. Ресурс – это, в нашем контексте, уже безусловная возможность использовать территорию и учитывать ее в экономике народного хозяйства. Потенциал, прежде чем его расширять и развивать далее, надо сформировать, описав его состояние «в целом». А это значит, что следует определить критерии его формирования. Работая над национальным докладом к 30-летию чернобыльской аварии, авторы многих организаций построили содержание его глав именно с той точки зрения аспектов усилий по ликвидации последствий аварии, и описанию современного состояния загрязнённых территорий [4]. Президент Российской академии наук академик В.Е. Фортов подчеркнул в предисловии к изданию: «Многие из составителей Национального доклада лично были участниками работ по ликвидации последствий чернобыльской аварии». Доклад составлен таким образом, что учтены разные точки зрения, свидетельствующие о целом ряде проблем, с точки зрения ликвидации последствий аварии на ЧАЭС. А проблемы реабилитации площадок СИП схожи по масштабу.

Для того, чтобы оценить ресурсы, требующиеся для столь масштабной задачи, следует учесть, что понятие ресурса включает в себя следующие категории: кадровый ресурс, информационный, технологический, финансовый и временной. Как потенциал превратить в ресурс? Нужно определить позволяет ли окружающая природная среда, то есть почва, растения, животные, состояние атмосферного воздуха, подземные воды, геологические характеристики вести хозяйственную деятельность. В этот перечень должны быть включены и люди, проживающие на территории СИП и в зоне его влияния. В некоторых публикациях сказано, что на территории СИП есть места, которые следует огородить физическими барьерами, а это значит, что ресурса их использования в настоящее время нет. Фрагмент структуры поля знаний, входящих в понятие ресурса, с точки зрения рассматриваемой темы, представлен на рисунке 1.

Рисунок 1. Фрагмент структуры поля знаний, входящих в понятие ресурса

В публикации НЯЦ РК [5], где представлено радиационное состояние всех площадок полигона, сказано, что участок 18,311 км^2 был разделён на 13 частей, каждая из которых обследовалась по определенной программе. Анализ открытых публикаций показывает, что проводится большая работа по изучению состояния различных объектов наблюдения (вода, почва, воздух, геологические характеристики (разломы, трещины), растения, животные). Однако, в публикации [5] также отмечено, что на некоторых площадках уже ведется хозяйственная деятельность, без соответствующих официальных разрешений.

Предлагаемый в данной статье подход к процедуре анализа публикаций позволяет увидеть картину в целом и, в определённой мере, понять, что было в прошлом и есть в настоящем. Для чего это нужно? Прежде всего, по нашему мнению, для создания архивов достоверной информации. Единичные события не дают пищу для анализа. Нужно собрать большие массивы данных и тщательно их систематизировать, потому что сравнивать можно только сравнимое. Опыт создания массивов информации о Чернобыльской аварии дал понимание, что следует учитывать не только загрязнение территории СИП, с точки зрения последствий проведения ядерных испытаний, но и социальные вопросы, касающиеся здоровья местных жителей, учёных и специалистов, длительное время работающих в зоне загрязнения, и другие аспекты.

Чтобы официально вернуть земли в народное хозяйство и сделать их ресурсом, который позволит этой территории влиться в хозяйственный оборот, требуется длительный многосторонний мониторинг состояния всей территории полигона. Очевидно, необходимо знать, что именно планируется сделать, а иначе нельзя быть уверенным, что получится именно то, что нужно. Имеется в виду, что необходимо понимание какая хозяйственная деятельность может осуществляться на территории СИП, а какая не может. Насколько видно из публикаций, очень много нюансов все еще остаётся вне сферы внимания специалистов.

В России по аварии на ЧАЭС в рамках серии мероприятий был создан межведомственный информационный интернет-портал, который можно было рассматривать как инструмент анализа принятых решений в случае радиационных аварий большого масштаба и необходимости принятия множества нестандартных решений на всех уровнях иерархии [6]. Кроме того, такой портал позволил существенно снизить проявления радиофобии. Фрагмент одного из экранов портала представлен на рисунке. 2.

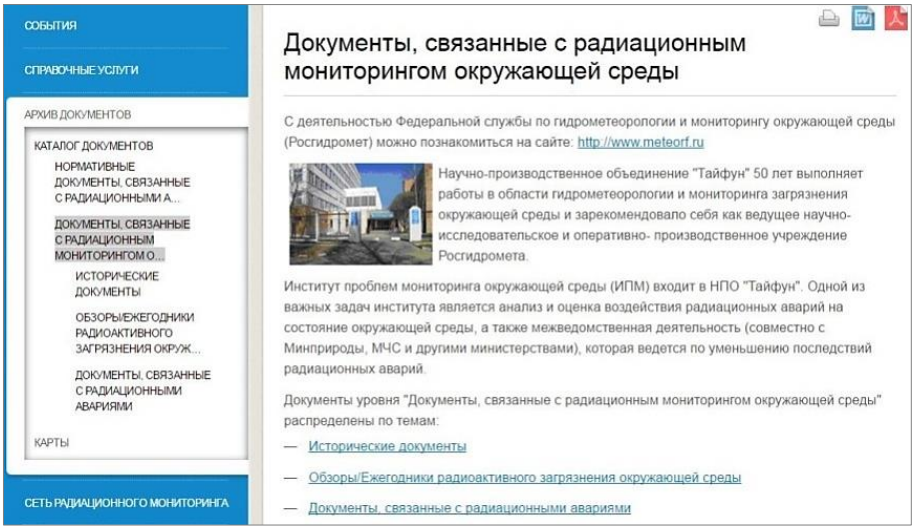


Рисунок 2. Фрагмент окна информационного интернет-портала

Рисунок 3. Фрагмент дерева проблем

Дерево проблем

Пришло время разработать общую концепцию возвращения территорий полигона в хозяйственный оборот, чтобы обозначить результат, к которому нужно прийти. Предлагается применить метод построения «Дерева проблем», одной из целей которого является выделение всех имеющихся проблем, о которых говорится в различных публикациях [1–2, 5–9]. Это позволит сформировать общие ветки «Дерева проблем», над которыми уже можно будет конструктивно работать, и удалить из рассмотрения пул работ, не относящихся к поставленной цели. Фрагмент дерева проблем представлен на рисунке 3.

Предлагаемый подход включает в себя выбор критериев для систематизации (группировки по определённым признакам) информации и атрибутов баз данных, а затем создание тематических хорошо структурированных архивов информации для последующего принятия решений на их основе. Конечно, говоря о состоянии СИП, придётся создать масштаб-

ную сеть мониторинга и отслеживать динамику изменения среднегодовых значений загрязнения окружающей среды, влияние на здоровье людей, учитывая как медицинский аспект, так и радиоэкологический. Необходимо будет решить, какие архивы создавать для научных целей, и какие действия планировать для последующего принятия «технических» и оперативных решений. Важно с самого начала работ понять, для каких целей необходимо создавать массивы информации. Работая в свое время над созданием электронных архивов с данными последствий аварии на ЧАЭС и разрабатывая принципы тематического представления информации по категориям, мы пришли к выводу, что для системного анализа приходится вводить в базы данных массу дополнительных атрибутов. Приходится включать в рассмотрение большой спектр характеристик окружающей природной среды, процессов миграции радионуклидов и многое другое.

Разработка «Дерева проблем», как мы его называем, поможет выстроить единую концепцию создания комплекса архивов, или единого архива данных, который необходим для анализа всех потоков информации. Это также позволит учесть и более узкие задачи. Например, в одной из статей Сборника трудов НЯЦ РК за 2010 год [7], где речь идет об особенностях перехода искусственных радионуклидов из почвы в растения степных экосистем, сказано, что «на сегодня» (2010 год) «относительно слабо изучен вопрос о накоплении растениями трансурановых радионуклидов $^{239+240}$Pu и ^{241}Am».

Рассматривая «Дерево проблем», остановимся еще на такой ветке: работы по исследованию «условно «чистых» земель СИП с целью передачи их в народное хозяйство. В рамках этой задачи требуется проведение масштабных полевых и разнообразных аналитических, и исследовательских работ. Об этом писалось 10 лет назад. Об этом же говорилось и на сентябрьской международной конференции «Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала» [8]. Понятно, что часть земель можно передавать в народное хозяйство, а часть должна находиться под строгим радиоэкологическим контролем.

Заключение

Проблемы ядерного наследия СИП рассматриваются с разных сторон, но некоторые аспекты могут ускользать от внимания. Безусловно, проводилась большая практическая работа по ликвидации и консервации отходов ядерной оружейной деятельности, определению дозовых нагрузок, уровней загрязнения подземных вод тритием, загрязнению территорий стронцием-90, цезием-137 и другими опасными радионуклидами, даны оценки состояния флоры и фауны полигона, здоровья местных жителей, проживающих на территории СИП и близлежащих территориях. Однако, масштабного 30-летнего концептуально систематизированного массива достоверных архивных и более современных данных, на основе которого можно было бы принимать решения в части возврата земель в хозяйственный оборот, в открытом доступе не встречается. Поскольку открытые публикации (включая не представленные в списке литературы к данной статье) разноречивы, то полной уверенности в репрезентативности информации пока нет.

Необходимо проделать работу по созданию репрезентативного массива данных для последующей оценки финансовых затрат и принятия решений в части отдельных проектов для достижения базовой цели: изучив наследие, оценить возможности научно-технического потенциала, ресурсы и расставить приоритеты, для использования территории полигона в хозяйственной деятельности.

Рекомендуется выделить проблемы, которые выявлены после закрытия полигона в 1991 году, включая медицинские, радиационные, экологические и финансовые, разместить их на ветвях Дерева проблем «СИП». Такая компоновка проблем в рамки отдельных проектов, а затем обсуждение их финансирования и других актуальных аспектов работ, позволит принимать в дальнейшем обоснованные технические решения по преодолению трудностей, согласно веткам этого дерева. Несомненно, это будут разные по объёму проекты, но если их синхронизировать по времени и определить приоритетность и сроки финансирования, то можно будет увидеть общую картину рисков. Кроме того, следует усилить контроль за использованием отдельных участков полигона, не имеющих официального разрешения на хозяйственную деятельность.

Такое длительное накопление проблемных вопросов имеет несколько причин, основная из которых в отсутствии выгодо-получателей, то есть бенефициаров, без которых невозможно определить необходимые усилия для перевода земель в хозяйственный оборот. Практика показывает, а аналитики подтверждают, что если научно-техническая информация попадает на благодатную почву, то польза от неё очень большая, а если нет, «то она просто накапливается без видимого смысла. Поэтому ожидания того, что она полезна – не оправдываются».

Литература

1. Куприянова, И.А. От ядерного наследия – к ядерному ресурсу // Тезисы IX Международной конференции Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала. − г. Курчатов, Республика Казахстан, 07–09 сентября 2021. − С. 110–111.
2. Рыкова, В.В. Исследования семипалатинского испытательного ядерного полигона: библиометрический анализ корпуса документов, отобранного из российского индекса научного цитирования. Государственная публичная научно-техническая библиотека СО РАН, Новосибирск, Россия. // Вестник НЯЦ РК. – 2021. – Вып. 2. – С. 42–46.

3. Налимов, В.В. Наукометрия / В.В. Налимов, З.М. Мульченко // Наука. – 1969. – 67 с.
4. Российский Национальный доклад «30 лет Чернобыльской аварии. Итоги и перспективы преодоления её последствий в России». 1986–2016. Москва. 2016.
5. Семипалатинский испытательный полигон. Современное состояние. // НЯЦ Республики Казахстан. Институт радиационной безопасности и экологии. Курчатов. ТОО «Дом печати». – 2011.
6. Куприянова, И.А. Представление архивной информации о ликвидации последствий радиационных аварий на интернет – портале / И.А. Куприянова, М.Н. Каткова // Журнал «Медицинская радиология и радиационная безопасность». – 2018. – Том 63. – № 2. – С. 18–24.
7. Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана. Сборник трудов НЯЦ Республики Казахстан за 2010 г., выпуск 3, том 2. – Курчатов. – 2011.
8. Радиоактивность после ядерных взрывов и аварий. Труды международной конференции. Москва. 2005. Том 3 «Воздействие радиоактивного загрязнения на антропогенные и сельскохозяйственные экосистемы», стр. 177. С-Петербург ГИДРОМЕТИЗДАТ. – 2006.
9. Радиационная обстановка на территории России и сопредельных государств в 2017 году. Ежегодник, стр. 311–336, раздел 5.3. «Радиоэкологическое состояние «южной» части территории Семипалатинского испытательного полигона». – Обнинск. – 2018.

REFERENCES

1. Kupriyanova, I.A. Ot yadernogo naslediya – k yadernomu resursu // Tezisy IX Mezhdunarodnoy konferentsii Semipalatinskiy ispytatel'nyy poligon: nasledie i perspektivy razvitiya nauchno-tekhnicheskogo potentsiala. − g. Kurchatov, Respublika Kazakhstan, 07–09 sentyabrya 2021. − P. 110–111.
2. Rykova, V.V. Issledovaniya semipalatinskogo ispytatel'nogo yadernogo poligona: bibliometricheskiy analiz korpusa dokumentov, otobrannogo iz rossiyskogo indeksa nauchnogo tsitirovaniya. Gosudarstvennaya publichnaya nauchno-tekhnicheskaya biblioteka SO RAN, Novosibirsk, Rossiya. // Vestnik NYaTs RK. – 2021. – Issue 2. – P. 42–46.
3. Nalimov, V.V. Naukometriya / V.V. Nalimov, Z.M. Mul'chenko // Nauka. – 1969. – 67 p.
4. Rossiyskiy Natsional'nyy doklad “30 let Chernobyl'skoy avarii. Itogi i perspektivy preodoleniya ee posledstviy v Rossii”. 1986–2016. Moscow. 2016.
5. Semipalatinskiy ispytatel'nyy poligon. Sovremennoe sostoyanie. // NYaTs Respubliki Kazakhstan. Institut radiatsionnoy bezopasnosti i ekologii. Kurchatov. TOO “Dom pechati”. – 2011.
6. Kupriyanova, I.A. Predstavlenie arkhivnoy informatsii o likvidatsii posledstviy radiatsionnykh avariy na internet – portale / I.A. Kupriyanova, M.N. Katkova // Zhurnal “Meditsinskaya radiologiya i radiatsionnaya bezopasnost'”. – 2018. – Tom 63. – No. 2. – P. 18–24.
7. Aktual'nye voprosy radioekologii Kazakhstana. Sbornik trudov NYaTs Respubliki Kazakhstan za 2010 g., Issue 3, Tom 2. – Kurchatov. – 2011.
8. Radioaktivnost' posle yadernykh vzryvov i avariy. Trudy mezhdunarodnoy konferentsii. Moscow. 2005. Tom 3 “Vozdeystvie radioaktivnogo zagryazneniya na antropogennye i sel'skokhozyaystvennye ekosistemy”, p. 177. S-Peterburg GIDROMETIZDAT. – 2006.
9. Radiatsionnaya obstanovka na territorii Rossii i sopredel'nykh gosudarstv v 2017 godu. Ezhegodnik, pp. 311–336, razdel 5.3. “Radioekologicheskoe sostoyanie “yuzhnoy” chasti territorii Semipalatinskogo ispytatel'nogo poligona”. – Obninsk. – 2018.

СЕМЕЙ СЫНАҚ ПОЛИГОНЫН ҰЗАҚ РАДИАЦИЯЛЫҚ МОНИТОРИНГІЛЕУ НЕГІЗІНДЕ РАДИОЭКОЛОГИЯЛЫҚ АҚПАРАТТЫ МАҚСАТТЫ ЖҮЙЕЛЕУ ТӘСІЛІ

И.А. Куприянова, М.Н. Каткова

«Тайфун» ғылыми-өндірістік бірлестігі, Обнинск, Ресей

Семей сынақ полигонының (ССП) ғылыми-техникалық әлеуетінің даму келешектерін талдау шеңберінде ССП проблемасының жай-күйін оның аумағын шаруашылық қызмет үшін пайдалану тұрғысынан бағалауға қатысты жарияланымдарға шолу талдауы жасалды.
Көпжылдық кезеңде жиналған ақпаратты мақсатты жүйелеу ССП-дағы зерттеулер бойынша проблемалық-бағдарланған деректер базасын құруға негіз бола алады.
«Проблемалар ағашын» құру негізінде полигон аумағын шаруашылық айналымға қайтарудың жалпы тұжырымдамасын жасау деректерді жүйелеу критерийлерін айқындауға және полигон аумағын одан әрі пайдалану туралы кейіннен басқарушылық шешімдер қабылдау үшін тақырыптық, жақсы құрылымдалған ақпарат архивтерін құруға мүмкіндік береді.
Түйін сөздер: *«ядролық мұра», проблемаларды жүйелеу, ядролық сынақ полигоны, шаруашылық айналымға енгізу, жарияланымдарды шолу түрінде талдау.*

APPROACH TO TARGET SYSTEMATIZATION OF RADIOECOLOGICAL INFORMATION BASED ON SEMIPALATINSK TEST SITE LONG-TERM MONITORING

I.A. Kupriyanova, M.N. Katkova

Scientific-Production Association "Typhoon", Obninsk, Russia

Within the framework of Semipalatinsk Test Site (STS) scientific and technical potential development, the general review of publications on the STS issues state assessment in terms of its territories economic use was made.
Targeted systematization of information collected for a multi-year period can be the basis to create a problem oriented research database of STS.
The creation of a general concept for the test site area returning into economic turnover based on building of the "Problem Tree" will allow to determine the criteria of data systematization, and create thematic, well-structured archives of information for subsequent managerial decision making on the further test site lands use.
Keywords: *nuclear legacy, systematization of problems, research nuclear site, introduction to economic activity, review of publications.*

https://doi.org/10.52676/1729-7885-2021-4-51-56
УДК 621.1

ЭКСЕРГЕТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ЭФФЕКТИВНОСТИ АЭС, РАБОТАЮЩЕЙ НА БИНАРНОМ ЦИКЛЕ

Сунгатова Т.С., Степанова О.А., Ермоленко М.В., Касымов А.Б.

НАО «Университет имени Шакарима города Семей», Семей, Казахстан

E-mail для контактов: festland2@yandex.kz

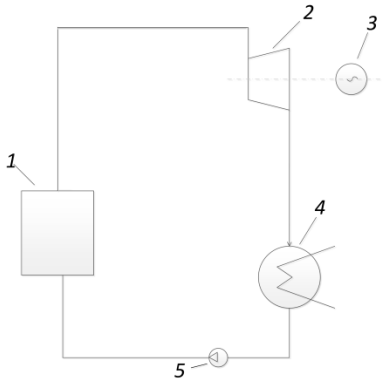
В работе рассмотрена схема повышения эффективности получения электроэнергии на АЭС, основанная на реализации бинарных циклов. Проведен энергетический и эксергетический анализ эффективности таких циклов. Получены основные показатели эффективности. На основе эксергетического анализа получены основные источники потерь на АЭС, работающих на бинарном цикле.

***Ключевые слова**: АЭС, бинарный цикл, фреон R600a, эксергетический анализ.*

Введение

Атомные электростанции являются надежным и экологически чистым источником энергии. Однако, несмотря на то, что Казахстан – один из мировых лидеров по производству урана, запасы его не безграничны и быстро истощаются. При этом рентабельность нетрадиционных и возобновляемых источников все еще остается на низком уровне. Поэтому вопрос повышения эффективности преобразования ядерной энергии в электрическую является весьма актуальным.

Основным источником потерь на АЭС является выброс теплоты охлаждающей воды турбины через пруды-охладители, градирни и т.д. Потери теплоты здесь достигают 70%. Работа паротурбинных установок АЭС базируется на реализации прямого термодинамического цикла превращения теплоты, которая получена при сгорании топлива, в работу турбины, и далее в электроэнергию [1]. Вода используется в качестве рабочего тела. На рисунке 1 представлена схема паротурбинной установки (цикл Ренкина).

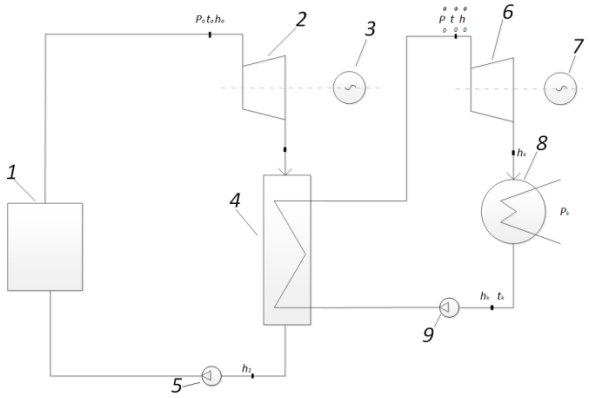


1 – парогенератор; 2 – турбина; 3 – электрогенератор; 4 – конденсатор; 5 – насос

Рисунок 1. Схема паротурбинной установки, работающей по циклу Ренкина

Работа цикла осуществляется следующим образом: образующийся в парогенераторе *1* водяной пар поступает в турбину *2*, где адиабатно расширяется, приобретая кинетическую энергию, которая на рабочих лопатках трансформируется в работу турбинного вала. Вал в свою очередь соединен с электрическим генератором *3*, где происходит преобразование механической работы вала в электроэнергию. На выходе из турбины влажный пар направляется в конденсатор *4*. В конденсаторе влажный пар полностью конденсируется при постоянном давлении, отдавая тепло охлаждающей воде. Образовавшаяся вода насосом 5 нагнетается обратно в парогенератор АЭС. В котле вода при постоянном давлении нагревается теплоносителем первого контура до температуры кипения и затем испаряется. На этом цикл замыкается, а пар вновь поступает в турбину, чтобы повторить цикл.

На традиционных тепловых электростанциях вопрос повышения эффективности решается путем когенерации. Но для АЭС данный путь неприменим, поскольку теплоснабжение от атомной энергии не получило широкого развития из-за вопросов безопасности. Единственным вариантом остается использование низкопотенциальной теплоты внутри самого цикла выработки электроэнергии. Один из таких путей – это реализация бинарного цикла на АЭС с водоводяным энергетическим реактором [2], схема которого представлена на рисунке 2.



1 – парогенератор; 2 – паровая турбина; 3 – электрогенератор; 4 – теплообменник; 5 – насос; 6 – фреоновая турбина; 7 – электрогенератор; 8 – конденсатор; 9 – конденсатный насос

Рисунок 2. Двухконтурная паротурбинная установка с низкопотенциальным рабочим телом

Образующийся в парогенераторе *1* пар поступает в паровую турбину *2*. Там он совершает работу, которая передается электрогенератору *3*. Отработавший пар конденсируется в теплообменнике *4*, отдавая теплоту, и насосом *5* конденсат обратно подается в парогенератор *1*. На этом замыкается высокотемпературный водяной контур. Фреон в свою очередь испаряется, получая тепло в теплообменнике *4*, а затем направляется в фреоновую турбину *6*. В ней он расширяется, приводя в движение вал турбины и электрогенератора *7*. Механическая энергия вращения вала преобразуется в электроэнергию. По выходе из турбины пар фреона конденсируется в конденсаторе *8*. После конденсатора жидкий фреон конденсатным насосом *9* заново подается в теплообменник 4. Таким образом, завершается фреоновый контур [3].

Изучение эффективности бинарного цикла АЭС, использующего в качестве низкотемпературного рабочего тела холодильный агент, является одним из актуальных вопросов в современной атомной энергетике.

Методы

В исследуемом цикле в качестве рабочего тела рассматривается фреон R600a. R600a – это природный газ изобутан, вещество без запаха и цвета, который является полностью безопасным для озонового слоя атмосферы и не способствует развитию парникового эффекта. Физические свойства R600a представлены в таблице 1 [4].

Таблица 1. Физические свойства R600a

Параметр	Единица измерения	Значение
Температура кипения (при 1 атм.)	°C	−11,80
Плотность вещества (при 25 °C)	кг/см³	0,55
Давление испарения (при −25 °C)	МПа	0,498
Критическая температура	°C	135
Критическое давление	МПа	3,65
Критическая плотность	кг/см³	0,221
Скрытая теплота испарения	кДж/кг	366,5
Пределы взрывоопасности	объем смеси с воздухом	1,8–8,5
Эффективность по охлаждению	Дж/г	150,7
Объём насыщенной жидкости	л/кг	0,844

Экологические характеристики и пожароопасность R600a следующие [5]:

- потенциал разрушения озона ODP = 0;
- потенциал глобального потепления GWP = 0,001;
- класс опасности 3.

Существуют различные способы оценки эффективности циклов. Энергетический метод основан на анализе энергетического баланса, что позволяет оценивать только часть потерь, связанных с необратимостью процессов передачи и преобразования энергии. Потери, связанные с изменением качества энергии (с ростом энтропии) в адиабатном процессе, не влияют на энергетический баланс.

Эксергетический баланс, на основании которого устанавливается масштаб использования сырьевых и энергетических ресурсов, показывает возможные пути повышения коэффициента полезного действия процесса [6]. Эксергетический подход дает возможность выявить связи термодинамических характеристик технических объектов с технико-экономическими, а в последнее время – и с экологическими. Основанные на этих связях методики позволяют решать задачи технико-экономической оптимизации производства [7].

Энергетический и эксергетический анализ могут выполняться параллельно, для одних и тех же производственных единиц, и на основе одних и тех же данных. Эксергетический анализ, несмотря на то, что он более сложен и реже применяется, является более качественным, поскольку он позволяет выявить больше возможностей для энергосбережения.

Степень совершенства преобразования теплоты в механическую работу в термодинамическом цикле паротурбинной установки оценивается термическим (тепловым, или термодинамическим) коэффициентом полезного действия η_t [8].

Термический КПД паротурбинной установки $\eta_t^{\text{ПТУ}}$:

$$\eta_t^{\text{ПТУ}} = \frac{l^{\text{в}}}{q_1^{\text{в}}}.$$

где $l^{\text{в}}$– полезная работа, произведенная в водяном контуре, кДж/кг; $q_1^{\text{в}}$ – количество теплоты, подведенное к водяной части цикла, кДж/кг.

Без учета работы насоса, полезная работа водяного контура $l^{\text{в}}$ (кДж/кг), и количество теплоты, подведенное к водяной части цикла $q_1^{\text{в}}$ (кДж/кг), определяются соответственно:

$$l^{\text{в}} = h_o - h_1,$$
$$q_1^{\text{в}} = h_o - h_1^{'},$$

где h_o – энтальпия пара на входе в паровую турбину, кДж/кг; h_1 – энтальпия на выходе из турбины действительного процесса, кДж/кг; $h_1^{'}$ – энтальпия конденсата воды на выходе из теплообменника, кДж/кг.

Следовательно, термический КПД паротурбинной установки $\eta_t^{\text{ПТУ}}$:

$$\eta_t^{\text{ПТУ}} = \frac{h_o - h_1}{h_o - h_1^{'}}$$

С учетом относительного внутреннего КПД η_{oi}, энтальпия пара h_1 (кДж/кг) на выходе из турбины действительного процесса:

$$h_1 = h_o - (h_o - h_{1t})\eta_{oi}.$$

Для бинарного цикла (рисунок 2) термический КПД $\eta_t^{\text{бин}}$:

$$\eta_t^{\text{бин}} = \frac{ml^{\text{в}} + l^{\text{ф}}}{mq_1^{\text{в}} + q_1^{\text{ф}}},$$

где m – кратность циркуляции; $l^{ф}$ – значение полезной работы, произведенной в фреоновом контуре, кДж/кг; $q_1^{ф}$ – количество теплоты, подведенное к фреоновой части цикла, кДж/кг.

Кратность циркуляции m:

$$m = \frac{h_0^{ф} - h_к'}{h_1 - h_1'},$$

полезная работа для фреонового контура, $l^{ф}$ (кДж/кг):

$$l^{ф} = h_0^{ф} - h_к,$$

где $h_0^{ф}$, $h_к$, $h_к'$– энтальпии в характерных точках фреонового контура, кДж/кг.

Мера эксергии – это максимальная полезная работа, которую можно получить при обратимом изменении состояния системы от заданного (при параметрах давление p и температура T) до состояния равновесия с окружающей средой (при параметрах давление $p_{ср}$ и темпераура $T_{ср}$). Поэтому эксергия в отличие от энергии является функцией не только параметров системы, но и параметров окружающей среды [9].

Эксергия вещества в потоке e (кДж/кг):

$$e = (h - h_{ср}) - T_{ср}(s - s_{ср}).$$

Если процесс внутри аппарата необратим, то внутри аппарата имеются потери эксергии потока d (кДж/кг):

$$d = (e_1 - e_2) - l_{полезн},$$

где e_1 – эксергия рабочего тела на входе, кДж/кг; e_2 – эксергия рабочего тела на выходе, кДж/кг.

Максимальная работа в системе, состоящей из источника с температурой $T_{г.и}$ и окружающей среды с постоянной температурой $T_{ср}$, когда температура источника не изменяется при отводе теплоты, может быть получена при осуществлении за счет этой теплоты обратимого цикла Карно. В этом случае эксергия теплоты e_q^K:

$$e_q^K = \eta_t^K = q\left(1 - \frac{T_{ср}}{T_{г.и}}\right),$$

где η_t^K – термический КПД цикла Карно; $T_{ср}$ – температура окружающей среды, К; $T_{г.и.}$ – температура горячего источника, К.

Потеря эксергии потоков рабочего тела и теплоты для теплообменного аппарата d (кДж/кг):

$$d = (e_{вх} + e_{qвх}) - e_{вых},$$

где $e_{вх}$ – сумма эксергий потока рабочего тела и потока теплоты на входе, кДж/кг; $e_{qвх}$ – эксергия потока теплоты на входе, кДж/кг.

Эксергетический КПД $\eta_{экс}$:

$$\eta_{экс} = \frac{l_{полезн}}{e_{вх} - e_{вых}},$$

где $e_{вых}$ – сумма эксергий потока рабочего тела и потока теплоты на выходе, кДж/кг.

Эксергетический КПД для тепловых аппаратов, не производящих полезной работы $\eta_{экс1}$

$$\eta_{экс1} = \frac{e_{вых}}{e_{вх}}.$$

Найденные значения потерь эксергии показывают, в каких элементах установки необратимые процессы являются основными в общих потерях эксергии $d_{уст}$, а, следовательно, устанавливают, какие именно процессы в этих элементах установки требуют совершенствования в первую очередь.

Параметры воды, водяного пара, фреона определялись с использованием имеющихся справочных данных [10].

При расчете паротурбинной установки приняты параметры:

- давление пара $P_0 = 6$ МПа;
- температура насыщенного пара $t_0 = 274\ °C$;
- давление пара на выходе из турбины $P_1 = 0{,}05$ МПа;
- относительный внутренний КПД $\eta_{oi} = 0{,}855$.

При расчете бинарного цикла для фреона приняты параметры:

- давление фреона перед входом в турбину $P_0^{ф} = 1{,}7$ МПа;
- температура фреона перед входом в турбину $t_0^{ф} = 70\ °C$;
- давление на выходе из турбины $P_к = 0{,}4$ МПа;
- относительный внутренний КПД фреоновой турбины $\eta_{oi}^{ф} = 0{,}801$.

Результаты

По заданным в предыдущем разделе значениям определены необходимые значения энтальпий и энтропий для паротурбинного и фреонового циклов (таблицы 2 и 3).

По результатам расчетов термический КПД паротурбинного цикла равен 27,5%, а бинарного цикла – 35,6%.

Таблица 2. Значения параметров паротурбинного цикла

Параметр	Обозначение	Единица измерения	Значение
Энтальпия на выходе из теплообменника (конденсатора)	h_1'	$\frac{кДж}{кг}$	105
Энтальпия пара перед турбиной	$h_0 = f(P_0;\ t_0)$	$\frac{кДж}{кг}$	3399,37
Энтропия пара перед турбиной	$s_0 = f(P_0;\ t_0)$	$\frac{кДж}{кг \cdot K}$	6,7264
Энтальпия на выходе из турбины теоретического процесса	$h_{1t} = f(P_1;\ s_0)$	$\frac{кДж}{кг}$	2338,04
Энтальпия на выходе из турбины действительного процесса	$h_1 = h_0 - (h_0 - h_{1t})\eta_{oi}$	$\frac{кДж}{кг}$	2491,93

Таблица 3. Значения параметров фреонового цикла (R600a)

Параметр	Обозначение	Единица измерения	Значение
Энтальпия пара фреона на входе в турбину	$h_0^{ф}$	$\frac{кДж}{кг}$	439,31
Энтропия пара фреона на входе в турбину	$s_0^{ф}$	$\frac{кДж}{кг \cdot K}$	1,7393
Энтальпия на выходе из фреоновой турбины теоретического процесса	$h_{kt} = f(P_к;\ s_0^{ф})$	$\frac{кДж}{кг}$	407,81
Энтальпия на выходе из фреоновой турбины действительного процесса	$h_k = h_0^{ф} - (h_0^{ф} - h_{kt})\eta_{oi}^{ф}$	$\frac{кДж}{кг}$	414,08
Энтальпию конденсата фреона (на выходе из конденсатора)	$h_к' = f(P_к)$	$\frac{кДж}{кг}$	212,11
Кратность циркуляции	m		0,095

При проведении эксергетического анализа принимались следующие параметры: температура окружающей среды $T_{ср}$ = 285 К; давление среды $P_{ср}$ = 0,098 МПа; температура горячего источника в теплообменнике (равна температуре отработавшего пара на выходе из паровой турбины) $t_{г.и.} = t_1 = f(P_1, h_1) = 81{,}32\ °C = 354{,}47\ K$. Параметры фреона R600a при давлении и температуре окружающей среды представлены в таблице 4.

Таблица 4. Значения параметров фреона R600a при параметрах окружающей среды

Параметр	Обозначение	Единица измерения	Значение
Энтальпия при параметрах окружающей среды	$h_{ср}$	$\frac{кДж}{кг}$	216,12
Энтропия при параметрах окружающей среды	$s_{ср}$	$\frac{кДж}{кг \cdot K}$	1,0574
Энтропия конденсата	$s_к' = f(P_к;\ h_к')$	$\frac{кДж}{кг \cdot K}$	1,0433

Для теплообменного аппарата значения потоков теплоты и эксергии показаны в таблице 5.

Таблица 5. Значения потоков теплоты и эксергии для теплообменника

Величина	Обозначение	Единица измерения	Значение
Поток теплоты, передаваемый в теплообменнике фреону	$q_1^{ф}$	$\frac{кДж}{кг}$	227,2
Эксергия фреона на входе в теплообменник	$e_{вх}^{т.о.}$	$\frac{кДж}{кг}$	−8,03
Эксергия потока теплоты, который вводится от горячего источника в теплообменник	$e_{qвх}^{т.о.}$	$\frac{кДж}{кг}$	44,53
Эксергия пара фреона, который выходит из теплообменника	$e_{вых}^{т.о.}$	$\frac{кДж}{кг}$	28,85
Потеря эксергии в теплообменнике	$d^{т.о.}$	$\frac{кДж}{кг}$	7,65

Расчеты для фреоновой турбины представлены в таблице 6.

Таблица 6. Значения эксергии для фреоновой турбины

Величина	Обозначение	Единица измерения	Значение
Эксергия пара фреона, подаваемого в турбину (равна эксергии пара фреона, который выходит из теплообменника)	$e_{вх}^{ф.т.} = e_{вых}^{т.о.}$	$\frac{кДж}{кг}$	28,85
Эксергия пара фреона на выходе из турбины	$e_{вых}^{ф.т.}$	$\frac{кДж}{кг}$	−2,14
Потеря эксергии во фреоновой турбине	$d^{ф.т.}$	$\frac{кДж}{кг}$	5,76

Расчеты для конденсатора показаны в таблице 7.

Таблица 7. Значения эксергии для конденсатора

Величина	Обозначение	Единица измерения	Значение
Эксергия пара фреона, поступающего в конденсатор из турбины (равна эксергии пара фреона на выходе из турбины)	$e_{вх}^{конд} = e_{вых}^{ф.т.}$	$\frac{кДж}{кг}$	−2,14
Эксергия конденсата, выходящего из конденсатора (равна эксергии фреона на входе в теплообменник)	$e_{вых}^{конд} = e_{вх}^{т.о.}$	$\frac{кДж}{кг}$	−8,03
Потеря эксергии пара в конденсаторе	$d^{конд}$	$\frac{кДж}{кг}$	5,89

На рисунке 3 показаны значения потерь эксергии и доля потерь эксергии для фреонового контура.

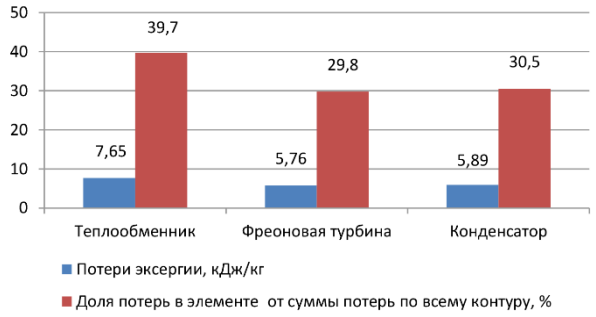


Рисунок 3. Потери эксергии и доля потерь эксергии для фреонового контура

Эксергетический КПД теплообменника и фреоновой турбины оказались равными 79% и 81,4% соответственно. Анализ результатов показывает, что наибольшие потери эксергии во фреоновом контуре наблюдаются в теплообменнике (39,7%), что вызвано необратимыми процессами в теплообменном аппарате, а также тепловыми потерями, как в аппарате, так и в паропроводе. Также теплообменник характеризуется и низким эксергетическим КПД (79%). Потери эксергии в паропроводе относительно малы, их снижение возможно с улучшением теплоизоляции паропровода и повышением его гидродинамических характеристик. Потери в насосе пренебрежимо малы.

Потери эксергии в турбине составляют 29,8%, они вызваны необратимостью расширения пара в турбине и механическими потерями. Эти потери можно уменьшить путем улучшения конструкции проточной части и механических элементов турбины.

Потери эксергии в конденсаторе (30,5%) вызваны необратимыми процессами. Уменьшение потерь в конденсаторе может быть получено в результате уменьшения разности температур конденсирующегося пара и охлаждающей воды путем дальнейшего снижения давления в конденсаторе. Но в этом случае надо иметь в виду, что это приведет к увеличению поверхности теплообмена, а, следовательно, и к увеличению капитальных затрат.

Заключение

В результате проведенных исследований были получены результаты:

− проведен энергетический анализ паротурбинного цикла на водяном паре, термический КПД составил 27,5%;

− проведен энергетический анализ бинарного цикла (с фреоном R600a), термический КПД данного цикла составил 35,6%;

− проведен эксергетический анализ бинарного цикла, установлено, что наибольшие потери эксергии у теплообменника 7,65 кДж/кг (39,7% от общих потерь), потери фреоновой турбины составляют 5,76 кДж/кг (29,8% от общих потерь), потери в конденсаторе составляют 5,89 кДж/кг (30,5% от общих потерь).

Исходя из полученных данных видно, что широкое применение бинарных циклов на АЭС является перспективным. Даже с учетом увеличения капитальных затрат, высокий термический КПД такого цикла позволит увеличить коэффициент использования теплоты ядерного топлива. Результаты эксергетического анализа позволят определить основные источники потерь на АЭС такого типа и увеличить КПД нетто АЭС.

Литература

1. Костюк А. Г. и др. Турбины тепловых и атомных электрических станций // Издание второе, переработанное и дополненное. М.: МЭИ. – 2001.
2. Velez F., Segovia J.J., Martin M.C., Antolin G., Chejne F., Quijano A. A. Technical, economical and market review of organic Rankine cycles for the conversion of low-grade heat for power generation // Renewable and Sustainable Energy Reviews. – 2012. – Vol. 16, No. 6. – P. 4175– 4189.
3. Quoilin S., Van Den Broekb M., Declayea S., Dewallefa P., Lemorta V. Techno-economic survey of Organic Rankine Cycle (ORC) systems // Renewable and Sustainable Energy Reviews. – 2013. – Vol. 22. – P. 168–186.
4. Груздев В. А. Теплофизические свойства фреонов и водно-солевых растворов, используемых в качестве экологически безопасных рабочих веществ. – Российский фонд фундаментальных исследований, 1998. – №. 96-02-19072.
5. Цветков О.Б., Лаптев Ю.А. Таблицы свойств холодильных агентов: Учеб.-метод. пособие. – СПб.: НИУ ИТМО; ИХиБТ, 2013. – 52 с.
6. Скулкин С.В. Оперативное диагностирование теплового энергетического оборудования ТЭС на основе эксергетического анализа: автореф. дис. ... канд. техн. наук: 05.14.14. – СПб., 2012. – 18 с.
7. Медведева Г.А., Лабуткин А.Г., Ибрагимова Л.У., Мухаметзянова А.К. Эксергия – путь энергосбережения // Интернет-журнал «НАУКОВЕДЕНИЕ» Том 8, № 4 (2016)
8. В.А. Кирилиллин, В.В. Сычев, А.Е. Шейндлин. Техническая термодинамика // М.: Изд-во МЭИ, 2008 г.
9. Экономическая эффективность утилизации низкопотенциальных вторичных энергетических ресурсов посредством установки турбины на низкокипящем рабочем теле / А.Л. Шубенко, Н.Ю. Бабак, М.И. Роговой и др. // Энергосбережение. Энергетика. Энергоаудит. – 2010. – № 6. – С. 18–26.
10. Александров А.А., Григорьев Б.А. Таблицы теплофизических свойств воды и водяного пара. М.: Издательство МЭИ, 2003. – 169 с.

References

1. Kostyuk A. G. i dr. Turbiny teplovykh i atomnykh elektricheskikh stantsiy // Izdanie vtoroe, pererabotannoe i dopolnennoe. Moscow: MEI. – 2001.
2. Velez F., Segovia J.J., Martin M.C., Antolin G., Chejne F., Quijano A. A. Technical, economical and market review of organic Rankine cycles for the conversion of low-grade heat for power generation // Renewable and Sustainable Energy Reviews. – 2012. – Vol. 16, No. 6. – P. 4175–4189.
3. Quoilin S., Van Den Broekb M., Declayea S., Dewallefa P., Lemorta V. Techno-economic survey of Organic Rankine Cycle (ORC) systems // Renewable and Sustainable Energy Reviews. – 2013. – Vol. 22. – P. 168–186.
4. Gruzdev V. A. Teplofizicheskie svoystva freonov i vodnosolevykh rastvorov, ispol'zuemykh v kachestve ekologicheski bezopasnykh rabochikh veshchestv. – Rossiyskiy fond fundamental'nykh issledovaniy, 1998. – No. 96-02-19072.
5. Tsvetkov O.B., Laptev Yu.A. Tablitsy svoystv kholodil'nykh agentov: Ucheb.-metod. posobie. – SPb.: NIU ITMO; IKhiBT, 2013. – 52 p.
6. Skulkin S.V. Operativnoe diagnostirovanie teplovogo energeticheskogo oborudovaniya TES na osnove eksergeticheskogo analiza: avtoref. dis. ... kand. tekhn. nauk: 05.14.14. – SPb., 2012. – 18 p.
7. Medvedeva G.A., Labutkin A.G., Ibragimova L.U., Mukhametzyanova A.K. Eksergiya – put' energosberezheniya // Internet-zhurnal “NAUKOVEDENIE” Vol. 8, No. 4 (2016).
8. V.A. Kirilillin, V.V. Sychev, A.E. Sheyndlin. Tekhnicheskaya termodinamika // Moscow: Izdatel'stvo MEI, 2008.
9. Ekonomicheskaya effektivnost' utilizatsii nizkopotentsial'nykh vtorichnykh energeticheskikh resursov posredstvom ustanovki turbiny na nizkokipyashchem rabochem tele / A.L. Shubenko, N.Yu. Babak, M.I. Rogovoy i dr. // Energosberezhenie. Energetika. Energoaudit. – 2010. – No. 6. – P. 18–26.
10. Aleksandrov A.A., Grigor'ev B.A. Tablitsy teplofizicheskikh svoystv vody i vodyanogo para. Moscow: Izdatel'stvo MEI, 2003. – 169 p.

БИНАРЛЫҚ ЦИКЛ БОЙЫНША ЖҰМЫС ІСТЕЙТІН АЭС-НІҢ ТИІМДІЛІГІНІҢ ЭКСЕРГИЯЛЫҚ ТАЛДАУЫ

Т.С. Сұңғатова, О.А. Степанова, М.В. Ермоленко, А.Б. Касымов

«Семей қаласының Шәкәрім атындағы университеті» КеАҚ, Семей, Қазақстан

Жұмыста бинарлық циклдарды жүзеге асыру негізінде атом электр станцияларында электр энергиясын өндірудің тиімділігін арттыру сұлбасы қарастырылған. Мұндай циклдардың тиімділігінің энергиялық және эксергиялық талдауы жүргізілді. Негізгі тиімділік көрсеткіштері алынады. Эксергиялық талдау негізінде екілік цикл бойынша жұмыс істейтін атом электр станцияларындағы негізгі шығындар көздері алынды.
Түйін сөздер: *АЭС, бинарлық цикл, R600a фреоны, эксергиялық талдау.*

EXERGETIC ANALYSIS OF THE EFFICIENCY OF NPP OPERATING ON BINARY CYCLE

T.S. Sungatova, O.A. Stepanova, M.V. Yermolenko, A.B. Kassymov

"Shakarim University of Semey" NP JSC, Semey, Kazakhstan

The paper considers a scheme for increasing the efficiency of generating electricity at nuclear power plants based on the implementation of binary cycles. The energy and exergy analysis of the effectiveness of such cycles has been carried out. The main performance indicators are obtained. On the basis of exergy analysis the main sources of losses at nuclear power plants operating on a binary cycle have been obtained.
Keywords*: NPP, binary cycle, R600a freon, exergy analysis.*

СПИСОК АВТОРОВ

Chektybaev B.Zh., 10
Madiyanova A.N., 10
Sadykov A.D., 10
Zhaksybaeva A.A., 10
Zhenis K., 10
Zhunisbek S.A., 10
Айдарханова А.К., 3
Ақболатов Е.Ж., 22
Горин Н.В., 16
Даулетханов Е.Д., 37
Ермоленко М.В., 51
Касымов А.Б., 51
Каткова М.Н., 45
Кожахметов Е.А., 37
Коровиков А.Г., 22
Кривцов А.В., 16
Кузнецов Е.В., 16
Куприянова И.А., 45
Кучинов В.П., 16
Ляхова О.Н., 3
Моисеев А.В., 16
Оразгалиев Н.А., 37
Раимканова А.М., 3
Сапатаев Е.Е., 37
Сержанова З.Б., 3
Степанова О.А., 51
Сунгатова Т.С., 51
Уазырханова Г.К., 37
Умаров М.А., 30
Умарова А.В., 30
Чебесков А.Н., 16
Шакенова Ю.А., 30
Шатров А.Н., 30
Шидловский В.В., 16

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи для публикации в журнале отправляются авторами после регистрации на веб-сайте журнала в электронном виде в формате MS WORD (.docx), а после принятия решения о публикации статьи редакцией (по окончании процесса проверки и рецензирования) – и в виде печатной копии окончательной редакции статьи с согласием авторов на публикацию и их подписями (по почте, курьером и пр. в адрес редакции).

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 (600–2400 dpi). Горизонтальное расположение листов не допускается.

Используйте шрифт Times New Roman высотой 10 пунктов. Пожалуйста, используйте встроенные стили заголовков (Заголовок 1, 2…) только для названия статьи и заголовков подразделов, и не используйте их для обычного текста, таблиц и подрисуночных подписей.

В левом верхнем углу первой страницы должен быть указан индекс УДК. Название статьи печатается ниже заглавными буквами, в одном абзаце. После этого печатается текст краткой аннотации на языке статьи (100–3000 символов), и отдельной строкой (после фразы Ключевые слова:) – ключевые слова (5–10). Далее, со следующего абзаца – основной текст, содержащий разделы: Введение, Основную часть и Результаты (возможно, с подразделами), Заключение. После текста статьи приводится список литературы (на языках оригиналов) и блоки «название статьи, аннотация, ключевые слова) на двух оставшихся языках.

Обратите внимание, что ФИО авторов и представляемые организации в статье указывать не нужно, т.к. статьи проходят двойное «слепое» рецензирование. Эту информацию необходимо будет заполнить на трех языках (русском, казахском, английском) в форме на веб-сайте при подаче статьи. Рекомендуем заранее подготовить ее в виде отдельного документа с таблицами по образцу (см. ОБРАЗЕЦ на следующей странице) и приложить к статье.

Для текста статьи используйте одинарный межстрочный интервал, между абзацами не нужно вставлять пустые абзацы и строки.

Не используйте таблицы для расположения иллюстраций и подрисуночных подписей, а также средства рисования MS Word поверх иллюстраций.

Максимально допустимый объем статьи – 10 страниц.

При написании статей необходимо придерживаться следующих требований:

- Окончательная редакция статьи, прошедшая рецензирование и допущенная к публикации, должна содержать блоки на трех языках – казахском, английском и русском, с указанием названия статьи, фамилий, имен, отчеств авторов, полного названия организаций, городов и стран местонахождения, которые они представляют, аннотации объемом 100–250 слов (600 печатных знаков), и ключевых слов (5–10).
- Ссылки на литературные источники даются в тексте статьи цифрами в квадратных […] скобках по мере упоминания. Список литературы приводится по ГОСТ 7.1-2003.
- Пожалуйста, не используйте механизм автоматической нумерации (поля) MS Word для нумерации ссылок на литературу, списков, рисунков и таблиц – используйте обычный текст;
- Иллюстрации (графики, схемы, диаграммы) должны быть выполнены на компьютере (ширина рисунка 8 или 14 см). Особое внимание обратите на надписи на рисунке – они должны быть различимы при уменьшении до указанных выше размеров. Файлы рисунков должны быть представлены отдельно в одном из растровых – .tif, .png (для схем и рисунков с надписями), .jpg (для фото) с разрешением 300 dpi (~1000 px для рисунков шириной 8 см и ~1800 px для рисунков шириной 14 см) или векторных – .svg, .wmf, .emf форматах. Названия файлов должны соответствовать положению в статье (напр. Рисунок 1-a.tiff). Для надписей на рисунках предпочтительно использовать шрифт Arial Narrow или аналогичный (узкий шрифт без засечек).
- Математические формулы в тексте должны быть набраны как уравнения MS Word или формулы MathType. Следует нумеровать лишь те формулы, на которые имеются ссылки в тексте.
- Текст должен быть тщательным образом выверен и отредактирован. Бумажная версии статья должна быть в конце подписана авторами.

К статье прилагаются следующие документы:

1) *Сопроводительное письмо от авторов*, в котором должны содержаться сведения о том, что статья может быть опубликована в открытой печати, ранее не была опубликована, не находится на рассмотрении на предмет публикации в других изданиях, статья не содержит информации, способной привести к конфликту интересов.
2) *Файлы рисунков.*

Название статьи, аннотация, ключевые слова, а также сведения обо всех авторах статьи заполняются на 3-х языках (русском, казахском, английском) в форме на сайте при подаче статьи (эту информацию также желательно приложить к статье в виде отдельного файла – см. ОБРАЗЕЦ на следующей странице).

Дополнительную актуальную информацию по оформлению, подготовке статей, авторским правам, регистрации можно получить на веб-сайте журнала в разделе **Правила для авторов** (https://journals.nnc.kz/jour/about/submissions).

Статьи, оформление которых не соответствует указанным требованиям, к публикации не допускаются.

ОБРАЗЕЦ

Название статьи (на русском языке)

Таблица 1. Авторы (на русском языке)

Порядковый номер автора статьи	Фамилия	Имя полностью	Отчество полностью (если имеется)	Должность	Ученая степень	Телефон (без скобок, пробелов и дефисов)	Электронная почта	Номера организаций, которые представляет автор (из таблицы 2)
1	Иванов	Иван	Иванович	доцент	PhD	+57771114455	my_mail@mail.ru	1, 2
2	Петров	Петр	Петрович	зав. лаб.	к.ф.-м.н.	+69992223366	my_mail@google.com	1

Таблица 2. Организации (на русском языке)

Порядковый номер организации	Наименование	Полный почтовый адрес (индекс, страна, город, улица, дом)	Официальный веб-сайт (если имеется)
1	Евразийский национальный университет им. Л. Н. Гумилева	010008, Республика Казахстан, г. Нур-Султан, ул. Сатпаева, 2	www.enu.kz
2	Астанинский филиал Института ядерной физики МЭ РК	010008, Республика Казахстан, г. Нур-Султан, пр. Абылай хана, 2/1	www.inp.kz

Название статьи (на казахском языке)

Таблица 1. Авторы (на казахском языке)

Мақала авторының реттік нөмірі	Тегі	Толық аты	Әкесінің толық аты (болса)	Лауазымы	Ғылыми дәрежесі	Телефоны (жақшасыз, бос орынсыз және дефиссіз)	Электрондық поштасы	Автор ұйымдарының нөмірлері (2-кестеден)
1	Иванов	Иван	Иванович	доцент	PhD	+57771114455	my_mail@mail.ru	1, 2
2	Петров	Петр	Петрович	зертхана меңгерушісі	ф.-м.ғ.к.	+69992223366	my_mail@google.com	1

Таблица 2. Организации (на казахском языке)

Ұйымның реттік нөмірі	Атауы	Толық пошталық мекенжайы (индекс, ел, қала, көше, үй)	Ресми веб-сайт (болса)
1	Л. Н. Гумилев атындағы Еуразия ұлттық университеті	010008, Қазақстан Республикасы, Нұр-Сұлтан қ., Сәтпаев көшесі, 2	www.enu.kz
2	ҚР ЭМ Ядролық физика институтының Астана филиалы	010008, Қазақстан Республикасы, Нұр-Сұлтан қ., Абылай хан даңғылы, 2/1	www.inp.kz

Название статьи (на английском языке)

Таблица 1. Авторы (на английском языке)

Order number of author's article	Surname	Full Name	Full Middle Name (if any)	Position	Academic degree	Telephone (free of brackets, gaps and hyphens)	E-mail	Numbers of organizations representing by author (from Table 2)
1	Ivanov	Ivan	Ivanovich	Associate professor	PhD	+57771114455	my_mail@mail.ru	1, 2
2	Petrov	Peter	Petrovich	Chief of laboratory	Cand. of Phys. and Math. Sc.	+69992223366	my_mail@google.com	1

Таблица 2. Организации (на английском языке)

Order number of organization	Title	Full post address (zip code, country, city, street, house)	Official web-site (if any)
1	L.N. Eurasian National University	010008, Republic of Kazakhstan, Nur-Sultan, Satpayev st. 2	www.enu.kz
2	Astana Branch of the Institute of Nuclear Physics ME RK	010008, Republic of Kazakhstan, Nur-Sultan, ave. Abylai Khan, 2/1	www.inp.kz

Примечание: если информация отсутствует – оставляйте соответствующие ячейки таблицы пустыми.

Ответственный секретарь к.ф.-м.н. В.А. Витюк
тел. +7 (722-51) 3-33-35, E-mail: VITYUK@NNC.KZ

Технический редактор И.Г. Перепелкин
тел. +7 (722-51) 3-33-33, E-mail: IGOR@NNC.KZ

Адрес редакции: 071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Бейбіт атом, 2Б
https://journals.nnc.kz/jour

© Редакция журнала «Вестник НЯЦ РК», 2021

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