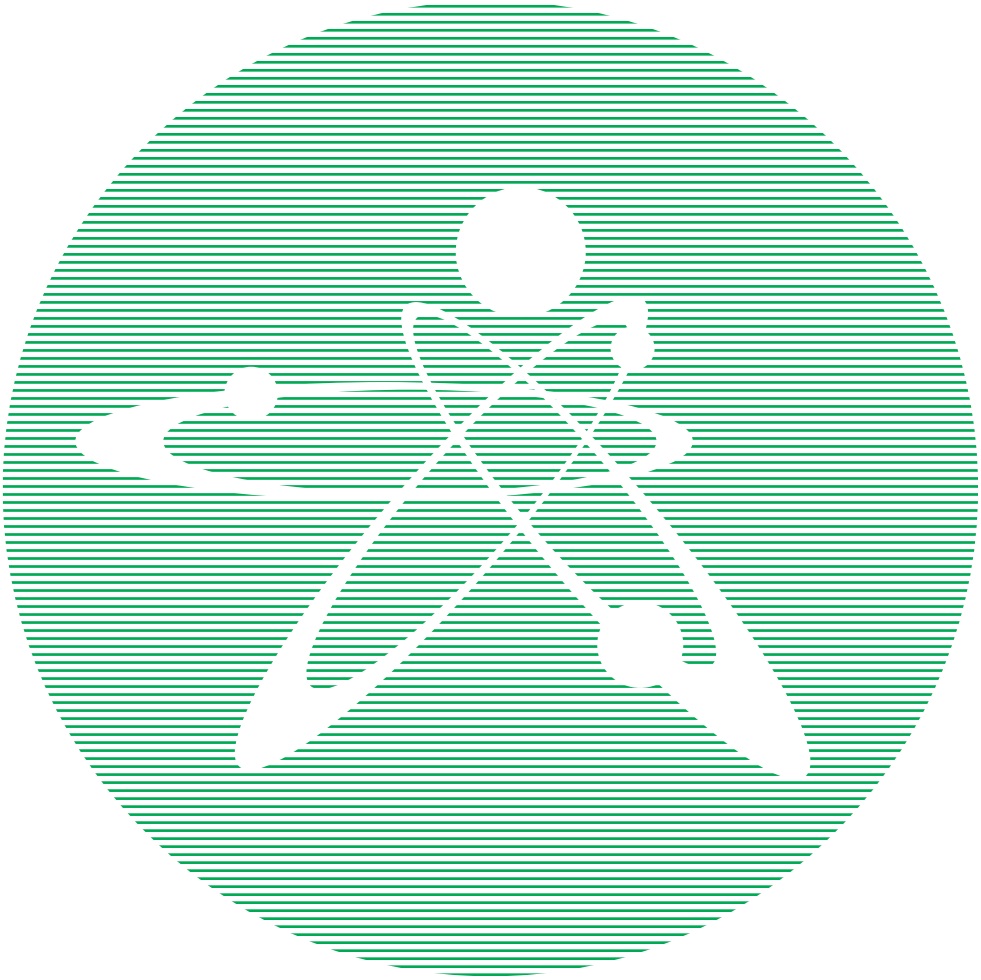
2018
ВЫПУСК 4
ISSN 1729-7516

ВЕСТНИК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН



Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

ВЫПУСК 4(76), ДЕКАБРЬ 2018

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.т.н. БАТЫРБЕКОВ Г.А., д.ф.-м.н. БУРТЕБАЕВ Н.Т.,
доктор инженерии ВИЕЛЕБА В.К. (Польша), к.ф.-м.н. ВИТЮК В.А., к.ф.-м.н. ВУРИМ А.Д.,
д.т.н. ГРАДОБОЕВ А.В. (Россия), д.ф.-м.н. МАКСИМКИН О.П., д.ф.-м.н. МИХАЙЛОВА Н.Н.,
к.г.-м.н. ПОДГОРНАЯ Л.Е., д.ф.-м.н. СОЛОДУХИН В.П., д.ф.-м.н. ТАЖИБАЕВА И.Л.,
профессор ФУДЖИ-Е (Япония)

ҚР ҰЯО Жаршысы

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫНЫҢ
МЕРЗІМДІК ҒЫЛЫМИ-ТЕХНИКАЛЫҚ ЖУРНАЛЫ

4(76) ШЫҒАРЫМ, ЖЕЛТОҚСАН, 2018 ЖЫЛ

NNC RK Bulletin

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

ISSUE 4(76), DECEMBER 2018

Периодический научно-технический журнал «Вестник НЯЦ РК», решением Комитета по контролю в сфере образования и науки включен в перечень изданий, рекомендованных для публикации материалов:

- **по физико-математическим наукам,**
- **по специальности 25.00.00 – науки о Земле.**

В журнале представлены доклады VIII Международной конференции «Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала» (11–13 сентября 2018 г., Курчатов, Казахстан), стр. 44–170.

СОДЕРЖАНИЕ

ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ НИОБИЯ, ОБЛУЧЕННОГО НЕЙТРОНАМИ И АЛЬФА-ЧАСТИЦАМИ
Максимкин О.П. 6

СРАВНЕНИЕ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ ВВР-К С ВЫСОКООБОГАЩЕННЫМ И НИЗКООБОГАЩЕННЫМ ТОПЛИВОМ
Колточник С.Н., Сайранбаев Д.С., Чекушина Л.В., Гизатулин Ш.Х., Шаймерденов А.А. 14

ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В РЕАКТОРЕ ИГР С ТВЭЛОМ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ
Котов В.М., Жанболатов О.М. 18

РАДИАЦИОННОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ТЕРРИТОРИИ В РАЙОНЕ ПЛОЩАДКИ «АКТАН-БЕРЛИ»
Кривицкий П.Е., Умаров М.А. 22

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕГИОНАЛЬНОЙ ФОНОВОЙ ЧАСТОТЫ СТАБИЛЬНЫХ ТРАНСЛОКАЦИЙ У НАСЕЛЕНИЯ, ПРОЖИВАЮЩЕГО НА ТЕРРИТОРИИ, ПРИЛЕГАЮЩЕЙ К СЕМИПАЛАТИНСКОМУ ИСПЫТАТЕЛЬНОМУ ПОЛИГОНУ
Кенжина Л.Б., Кенесарина А.О., Мамырбаева А.Н. 26

О ЗАДАЧЕ ПРИБЛИЖЕННОГО ВОССТАНОВЛЕНИЯ ФУНКЦИЙ ИЗ КЛАССОВ СОБОЛЕВА ПО ЗНАЧЕНИЯМ ИХ ПРЕОБРАЗОВАНИЙ РАДОНА
Абикенова Ш., Темиргалиев Н., Ажгалиев Ш., Таугынбаева Г. 32

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ АККУМУЛЯЦИИ ГЕЛИЯ В СТАЛИ 12Х18Н10Т, ОБЛУЧЕННОЙ АЛЬФА-ЧАСТИЦАМИ И НЕЙТРОНАМИ В АТМОСФЕРЕ ГЕЛИЯ
Кислицин С.Б., Диков А.С., Ларионов А.С., Хромушин И.В. 36

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ МЕХАНИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА И ОКСИДА БЕРИЛЛИЯ
Акаев С.О., Диков А.С., Дикова Л.А., Кислицин С.Б., Ларионов А.С., Сатпаев Д.А. 40

ОПТИМИЗАЦИЯ МОНИТОРИНГОВЫХ НАБЛЮДЕНИЙ ВОД НА РАДИАЦИОННО-ОПАСНЫХ УЧАСТКАХ СИП ПРИ ПОМОЩИ МЕТОДА ИЗОТОПНОЙ ГИДРОЛОГИИ
Токтаганов Т.Ш., Айдарханов А.О., Актаев М.Р., Кокежанов Б.А., Пронин С.С., Искенов А.О. 44

ОПТИМИЗАЦИЯ МЕТОДОВ ИССЛЕДОВАНИЯ ТРИТИЕВОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОЧВ С УЧЕТОМ ОСОБЕННОСТЕЙ СИП
Сержанова З.Б., Айдарханова А.К., Ляхова О.Н., Койшыбаев Р.А. 49

ВЫБОР ОПТИМАЛЬНОГО СПОСОБА ПРОБОПОДГОТОВКИ ТВЕРДЫХ ЧАСТИЦ АЭРОЗОЛЕЙ ВОЗДУХА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ИХ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА МЕТОДОМ МАСС-СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ
Темиржанова А.Е., Дюсембаева М.Т., Каширский В.В. 54

ДИНАМИКА ТЕМПЕРАТУРНОГО ПОЛЯ РЕАКТОРА ИГР
Бекмагамбетова Б.Е., Вурим А.Д., Иркимбеков Р.А., Сураев А.С. 60

О ПРОЕКТЕ СОЗДАНИЯ КАЗАХСТАНСКОГО МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОГО ТОКАМАКА КТМ
Зарва Д.Б., Батырбеков Э.Г., Скаков М.К., Тажибаева И.Л., Павлов В.М. 66

TRLIF AND TRLIC LASER SPECTROSCOPY AND DETECTION OF ACTINIDES/LANTHANIDES IN SOLUTIONS
I.N. Izosimov 71

МЕТОДИКА ОЦЕНКИ ПЕРСПЕКТИВ ФИТОРЕМЕДИАЦИИ РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ПОЧВ
Александрова Ж.Н. 79

АНАЛИЗ ПУБЛИКАЦИЙ ПО СЕМИПАЛАТИНСКОМУ ИСПЫТАТЕЛЬНОМУ ПОЛИГОНУ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ БД *WEB OF SCIENCE* И ПРОГРАММЫ *CITESPACE*
Бусыгина Т.В., Рыкова В.В. 83

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ТЕКСТОЛИТА И СТЕКЛОТЕКСТОЛИТА ПРИ ИСПЫТАНИИ НА ПЛОСКИЙ ПРЯМОЙ ИЗГИБ
Купчишин А.И., Ниязов М.Н., Таипова Б.Г., Ходарина Н.Н., Шаханов К.Ш. 90

ВЛИЯНИЕ ЭЛЕКТРОННОГО И ГАММА-ОБЛУЧЕНИЯ НА ПАРЦИАЛЬНУЮ ПЛОТНОСТЬ АКТИВНОГО ИЛА
Купчишин А.И., Ниязов М.Н., Таипова Б.Г., Ходарина Н.Н. 93

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ПО ГЛУБИНЕ ИНТЕНСИВНОСТИ ПУЧКА ЭЛЕКТРОНОВ В ТЕЛЕ ОБРАБАТЫВАЕМОЙ ПРОДУКЦИИ
Купчишин А.И., Тронин Б.А., Ниязов М.Н., Шаханов К.Ш. 97

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ ДОННЫХ ОТЛОЖЕНИЙ ВОДОЕМОВ НА ОПТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКЕ
Купчишин А.И., Ниязов М.Н., Таипова Б.Г., Ходарина Н.Н. 100

ДЕФОРМАЦИОННЫЕ ЗАВИСИМОСТИ ПОЛИМЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ОТ ДОЗЫ ЭЛЕКТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ
Купчишин А.И., Таипова Б.Г., Воронова Н.А., Сущих А.М. 104

РАЗЛИЧНЫЕ МОДЕЛИ РАЗРУШЕНИЯ ПОЛИМЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ И КОМПОЗИТОВ ЭЛЕКТРОННЫМИ ПУЧКАМИ
Купчишин А.И., Таипова Б.Г. 107

ПЕРВИЧНЫЕ НАВЫКИ/ЗНАКОМСТВО С ДОЗИМЕТРИЕЙ КАК БОРЬБА С РАДИОФОБИЕЙ СРЕДИ ШКОЛЬНИКОВ И СТУДЕНТОВ
Алиев С.А. 111

MONTE CARLO SIMULATIONS FOR AERIAL GAMMA SPECTROMETRY
Anna Selivanova, Marcel Ohera, Irena Cespirova, Lubomir Gryc 114

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМУ ОКИСЛЕНИЮ ПРОТОТИПА ТОПЛИВА ВТГР
Аскербеков С.К., Чихрай Е.В., Кульсартов Т.В., Шестаков В.П., Заурбекова Ж.А., Кенжина И.Е., Гордиенко Ю.Н., Понкратов Ю.В. 118

РАСЧЕТ ВАКУУМНОЙ СХЕМЫ ЭКСПЕРИМЕНТА ПО ДЕГАЗАЦИИ МАТЕРИАЛОВ ТЯР В УСЛОВИЯХ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА РЕАКТОРЕ ВВР-К
Кенжина И.Е., Кульсартов Т.В., Чихрай Е.В., Шестаков В.П., Аскербеков С.К., Заурбекова Ж.А., Шаймерденов А.А., Гизатуллин Ш.Х., Кенжин Е.А. 123

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ТДС-ЭКСПЕРИМЕНТОВ С ИНДУКЦИОННЫМ НАГРЕВОМ ОБРАЗЦОВ, ПРЕДВАРИТЕЛЬНО НАСЫЩЕННЫХ ВОДОРОДОМ
Кульсартов Т.В., Заурбекова Ж.А., Чихрай Е.В. 129

СПОСОБ СТАБИЛИЗАЦИИ ДАВЛЕНИЯ ВОДЯНОГО ПАРА ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ КОРРОЗИОННЫХ ИСПЫТАНИЙ ГРАФИТОВЫХ МАТЕРИАЛОВ ЯР И ТЯР
Чихрай Е.В., Шестаков В.П., Аскербеков С.К., Кенжина И.Е. 134

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ИМИТАТОРА РАСПЛАВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ BWR С НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛЬЮ SUS 316L
Гречаник А.Д., Скаков М.К., Бакланов В.В., Кукушкин И.М., Кожахметов Е.А. 139

РЕНТГЕНОСТРУКТУРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ГРАФИТА РЕАКТОРА ИГР
Букина О.С., Кукушкин И.М., Скаков М.К., Ситников А.А., Яковлев В.И. 147

СОГЛАСОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ И РАСЧЕТНОГО МЕТОДОВ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М
Жагипарова Л.К., Иркимбеков Р.А., Дербышев И.К., Гныря В.С. 153

ВЫЩЕЛАЧИВАНИЕ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ПОЧВ ТЕРРИТОРИИ СИП, КАК ОДИН ИЗ ОСНОВНЫХ МЕХАНИЗМОВ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПРИРОДНЫХ ВОД
Богатырёва Т.Ю., Айдарханова А.К. 160

УРОВНИ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ВОЗДУШНОЙ СРЕДЫ НА СЛЕДАХ РАДИОАКТИВНЫХ ВЫПАДЕНИЙ ОТ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ НА СИП (1949, 1951 И 1953 ГГ.)
Круглыхин А.А., Ляхова О.Н., Турченко Д.В., Кабдыракова А.М., Дашук А.Л. 165

СПИСОК АВТОРОВ 171

УДК 621.039.531

ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ НИОБИЯ, ОБЛУЧЕННОГО НЕЙТРОНАМИ И АЛЬФА-ЧАСТИЦАМИ

[1, 2] Максимкин О.П.

[1] РГП «Институт ядерной физики» Министерства энергетики РК, Алматы, Казахстан
[2] НИЯУ «МИФИ», Москва, Россия

В работе приведены и обсуждаются экспериментальные результаты механических испытаний и изучения изменений микроструктуры ниобия, облученного нейтронами и альфа-частицами. Обнаружены эффекты дополнительного радиационно-отжигового упрочнения, тепловыделение и запасание энергии в процессе статического растяжения. Особое внимание уделено рассмотрению зернограничной деформации и высокотемпературной пластичности материала, имплантированного гелием.

Введение

Ускоренное развитие ядерной энергетики сопровождается расширением круга материалов, перспективных для применения в реакторостроении. Продолжительная безопасная работа конструкционных материалов в мощных нейтронных и температурных полях предъявляет к ним повышенные требования. В связи с этим возрастает интерес к металлам и сплавам, которые обладают оптимальным сочетанием физико-механических свойств при высоких температурах и дозах нейтронного облучения. Наряду с тем все большее внимание уделяется изучению влияния заряженных частиц (например ионов гелия), способных наряду с создаваемой каскадной повреждаемостью накапливать в материале атомы газов.

Исследование поведения гелия в конструкционных материалах, используемых в ядерной энергетике, концентрируется, в основном, вокруг изучения таких вопросов, как развитие пористости, высокотемпературное радиационное охрупчивание и влияние гелия на процесс формирования дефектной структуры [1]. Предполагается, что эти проблемы встанут еще острее при эксплуатации будущих термоядерных реакторов (ТЯР), поскольку в условиях облучения в ТЯР скорость накопления гелия в материалах будет намного выше, чем в ядерном реакторе [2].

Ряд положительных физико-механических свойств, хорошая теплопроводность и термостойкость, удовлетворительная радиационная стойкость при нейтронном облучении и другие характеристики позволяют рассматривать сплавы на основе тугоплавких металлов в качестве наиболее вероятных материалов для узлов разрядной камеры энергетических термоядерных реакторов. Тем не менее к настоящему времени в литературе имеется сравнительно мало данных о влиянии нейтронного и ионного облучений на структуру, а также характеристики прочности и пластичности этих материалов [3,4]. В частности, практически отсутствуют сведения о механизмах деформации тугоплавких материалов в облученном состоянии при повышенных температурах испытания. Между тем эти вопросы имеют важное научное и прикладное значение при создании новых радиационно-стойких материалов.

В настоящей работе приведены экспериментальные результаты по установлению связи между параметрами радиационного воздействия и физико-механическими свойствами ниобия.

Методика эксперимента

Исследовали плоские, размером 3,5×10×0,3 мм образцы ниобия технической чистоты (99,93 %), термообработка которых заключалась в нагреве до 1470 К и выдержке при этой температуре в течение 2-х часов в вакууме $6{,}7\cdot10^{-3}$ Па. Средний размер зерна после этого отжига составил 100 мкм. Наряду с тем исследовали образцы ниобия с более мелким зерном – 3 мкм. После маркировки и измерения рабочей длины и толщины термообработанные образцы облучали в активной зоне реактора ВВР-К флюенсами нейтронов $2\cdot10^{17}$ и $4\cdot10^{21}$ н/см^2 (E>0,1 МэВ) при плотности потока нейтронов $6{,}2\cdot10^{13}$ н/см^2·сек и температуре облучения ~80 °С.

Часть отожженных ниобиевых образцов облучали на изохронном циклотроне У-150 ИЯФ МЭ РК альфа-частицами с начальной энергией 50 МэВ. Температура облучения не превышала 100 °С. С целью равномерного объемного легирования гелием рабочей части образцов до концентрации $1{,}6\cdot10^{-3}$ ат.% Не использовалась методика, описанная в [5]. При средней скорости радиационной повреждаемости $2\cdot10^{-7}$смещ/(ат.с) за время имплантации гелия (около 5 ч) степень повреждения образцов ниобия составила $4{,}5\cdot10^{-3}$ смещ/ат.

Механические испытания на одноосное растяжение со скоростью $8{,}3\cdot10^{-4}$сек$^{-1}$ проводили при температуре 293 К: 1) на разрывной машине «Инстрон 1195», 2) на лабораторной установке, совмещающей микрокалориметр Кальве и миниатюрную разрывную машину, а также при 1475 К – 3) на универсальной испытательной машине ИМАШ-5с-69. При каждой температуре испытывали, как минимум, два облученных образца.

Во 2-м случае механических испытаний использование специальной термоаналитической аппарату-

ры позволило помимо диаграммы растяжения регистрировать с высокой чувствительностью ($5\cdot10^{-6}$град) тепловые эффекты, сопровождающие процессы упругой и пластической деформации. В итоге определяли не только работу, затраченную на деформацию образца (A), но и рассеянное тепло (Q), латентную энергию (E_s), а также деформационные зависимости этих величин. Методика определения энергетических характеристик деформации подробно описана в [6]. Электросопротивление образцов измеряли при температуре жидкого азота потенциометрическим методом, а микротвердость определяли на приборе ПМТ-3 при нагрузке на индентор 1 н. Точность измерения составляла 0,1 и 3 %, соответственно. Отжиги облученных и необлученных образцов проводили через каждые 10 °С в термостатированной ванне с силиконовым маслом.

Микроструктуру облученных и деформированных образцов изучали на металлографическом микроскопе МеF-2. Используя механическую шлифовку и электрополировку, добивались того, чтобы поверхность образца была гладкой, чистой и ненаклепанной. Электрополировку в течение 3–5 мин при температуре 0 °С проводили в электролите следующего состава: серная кислота (концентрированная) – 46 мл., плавиковая кислота (40 % р-р) – 14 мл. Режимы электрополировки: напряжение 10–15 В, ток 1–1,5 А. По окончании растяжения исследовали изменения микрорельефа и микроструктуры поверхностных слоев образцов. При этом высоту ступеньки, образующейся на границе соседних проскользнувших друг относительно друга зерен, измеряли на 200–300 границах с помощью микроинтерферометра МИИ-4. Для количественной оценки деформации, обусловленной зернограничным проскальзыванием ($E_{гр}$), и значения ее вклада в общую (внутризеренная + зернограничная) деформацию образца ($E_{общ}$) использовали выражение [7]:

$$E_{гр} = 1{,}6 \cdot K \cdot H \cdot (1 + E_{общ})^{1/2},$$

где K – число границ на единице расчетной длины образца, H – среднее значение высоты ступеньки межзеренного смещения.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

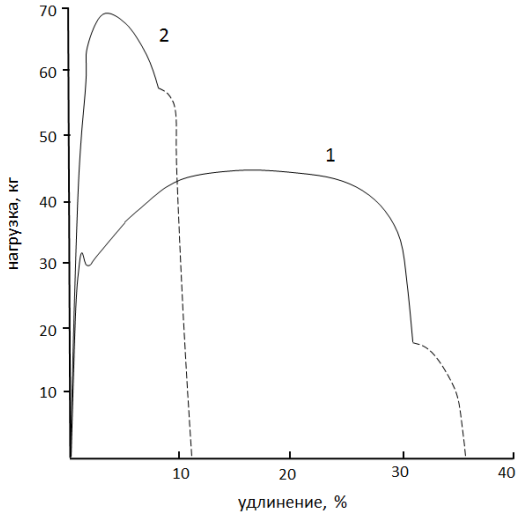
На рисунке 1 приведены диаграммы растяжения необлученных и облученных нейтронами образцов ниобия, а в таблице 1 представлены рассчитанные из них характеристики прочности и пластичности металла с величиной зерна 100 мкм.

Как правило, на диаграммах «нагрузка – удлинение» наблюдали «зуб» и площадку текучести и лишь для образцов, облученных максимальной дозой $4\cdot10^{21}$ н/см^2, «зуб» исчезал. За величину $\sigma_{0,2}$, принималось значение физического предела текучести.

Результаты испытаний «на растяжение» приведены на рисунке 2. Каждая экспериментальная точка определялась как среднеарифметическое значение измеряемой величины для 3–7 образцов. Доверительные интервалы показаны с надежностью 0,9.

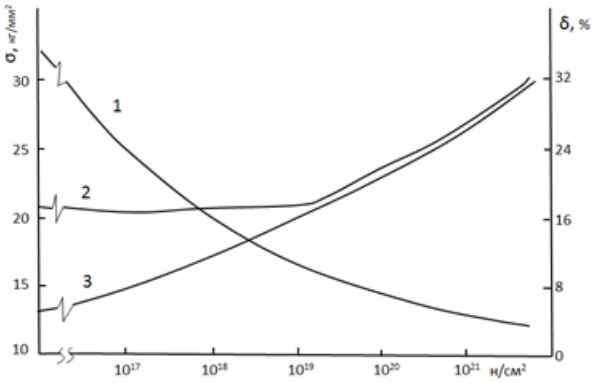
Таблица 1. Влияние нейтронного облучения на характеристики прочности и пластичности Nb с средним размером зерна 100 мкм при Тисп=20 °С

Доза, н/см^2	Кол-во образцов, шт.	$\sigma_в$, кг/мм^2	$\sigma_{0,2}$, кг/мм^2	$\delta_{общ}$, %	$\delta_{равн}$, %
Необлученный	30	20,5±0,2	13,0±0,1	36,0±0,5	24,0±0,6
$2\cdot10^{17}$	5	21,9±0,4	15,7±0,4	32,0±0,2	22,0±0,2
$2\cdot10^{18}$	7	23,2±0,8	21,0±0,3	28,0±1,0	18,0±0,4
$2\cdot10^{19}$	3	37,0±1,0	36,1±1,0	8,0±1,0	2,0±0,2



1 – необлуч., 2 – $2\cdot10^{19}$н/см^2, Тисп=20 °С

Рисунок 1. Диаграммы растяжения образцов ниобия



1 – равномерное относительное удлинение; 2 – временное сопротивление разрыву; 3 – предел текучести

Рисунок 2. Зависимость механических характеристик ниобия от дозы облучения ($T_{исп}$=20 °С)

Из рисунка *2* следует, что с ростом флюенса нейтронов наблюдается значительное увеличение прочностных характеристик и уменьшение пластичности ниобия. Расчеты показали, что рост предела текучести пропорционален интегральному потоку нейтронов в степени 0,06 (рисунок 3). Разность между пре-

делом текучести $\sigma_т$ и пределом прочности $\sigma_в$ с увеличением дозы облучения уменьшается и исчезает при потоке $4 \cdot 10^{21}$ н/см^2. Установлено, что аналогично $\sigma_т$ и $\sigma_в$ ведет себя и макротвердость, возрастая для максимальной дозы на 65 % относительно исходного уровня.

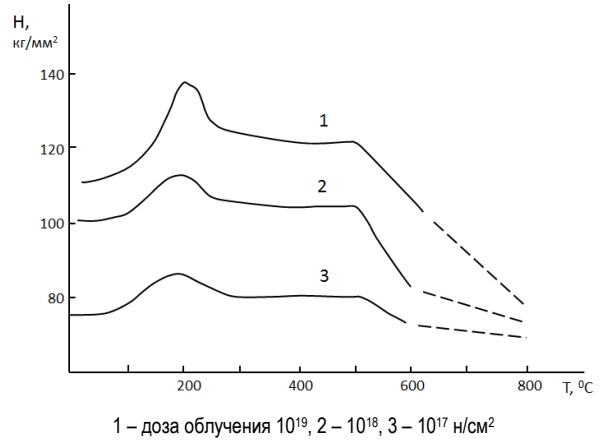
Равномерное удлинение с ростом интегрального потока нейтронов уменьшается от 32 % для исходных образцов до 4 % для образцов, облученных дозой $4 \cdot 10^{21}$ н/см^2, т. е. в 8 раз, Изменение общего удлинения в зависимости от дозы носит тот же характер (на рисунке 2 не показано), его значение уменьшается с 36 до 12 %.

С целью изучения возврата механических свойств облученного ниобия образцы подвергали часовым изохронным отжигам в интервале температур 100–900 °С. После этого образцы, облученные интегральным потоком нейтронов $2 \cdot 10^{18}$ н/см^2, испытывались «на растяжение», а образцы, облученные до флюенсов $2 \cdot 10^{17}$, $2 \cdot 10^{18}$, $2 \cdot 10^{19}$ н/см^2, – на микротвердость. Испытания на растяжение показали, что в области температур отжига 180–220 °С наблюдалось дополнительное повышение предела текучести на 20–25 % и падение пластичности на 30±35 % (таблица 2).

Таблица 2. Данные по влиянию послерадиационного отжига в интервале температур 200–240 °С на механические свойства ниобия, облученного флюенсом нейтронов $2 \cdot 10^{18}$ н/см^2

Состояние ниобия	Характеристика			
	$\sigma_в$, кг/мм^2	$\sigma_т$, кг/мм^2	$\delta_{общ}$, %	$\delta_{равн}$, %
Неотожженный	23,2±0,8	21,0±0,3	28,0±1,0	18,0±0,4
Отожженный	28,7±0,7	25,9±0,5	17,5±0,7	8,5±0,5

При температуре отжига около 800 °С характеристики прочности и пластичности практически полностью восстанавливались до значений, свойственных необлученному металлу.



1 – доза облучения 10^{19}, 2 – 10^{18}, 3 – 10^{17} н/см^2

Рисунок 3. Изменение микротвердости облученного ниобия в зависимости от температуры отжига

На рисунке 3 приведены результаты влияния послерадиационных отжигов на микротвердость, значения которой усреднялись по результатам 10±5 уколов.

Видно, что в температурном интервале 120–400 °С наблюдается дополнительный прирост микротвердости по сравнению с ее величиной непосредственно после облучения, причем максимум прироста приходится на область температур 150–220 °С. Абсолютная величина прироста микротвердости возрастает с увеличением интегрального потока нейтронов. Практически полный возврат микротвердости до величины, соответствующей исходному состоянию, наблюдается при температурах 800–900 °С, что соответствует по гомологической шкале 0,40–0,43 $T_{пл}$ и согласуется с температурами возврата предела текучести и удлинения.

В образцах, облученных дозой $2 \cdot 10^{18}$ н/см^2, электронно-микроскопическим исследованием обнаружено появление радиационных дефектов в виде дислокационных петель. Послерадиационный отжиг при 200 °С в течение часа не привел к сколько-нибудь заметным изменениям микроструктуры по сравнению с неотожженным состоянием.

Указанные свойства определялись на одних и тех же образцах. Результаты экспериментов приведены в таблице 3.

Таблица 3. Изменение микротвердости ниобия после облучения и отжигов (150–220 °С)

Плотность потока, н/см^2 сек	–	$5 \cdot 10^{13}$	$2 \cdot 10^{14}$
Флюенс, н/см^2	исх.	$2 \cdot 10^{19}$	$4 \cdot 10^{21}$
Микротвердость Н, МПа:			
– после облучения	740	1030	1100
– прирост за счет облучения, %	–	40	50
– после облучения и отжига при температуре 150 °С	–	1150	1030
– после облучения и отжига при температуре пика	–	1200	1350
Величина пика дополнительного упрочнения, МПа	–	16,5	23,0

Отмеченное повышение предела текучести и микротвердости при отжиге в температурном интервале с центром при 0,17 $T_{пл}$ (так называемый эффект «радиационного старения») находится в области температуры, соответствующей третьей стадии отжига радиационных дефектов для ниобия. Это явление наблюдалось ранее на ряде ОЦК-металлов Va и VIa групп, и к настоящему времени предложено несколько механизмов радиационно-отжигового упрочнения [8]. Полагают, что основной его причиной следует считать образование комплексов дефектов, являющихся более прочными барьерами для движущихся дислокаций, чем в случае обычного радиационного упрочнения. Эти новые кластеры образуются в результате миграции точечных дефектов к радиационно-наведенным кластерам. Относительно природы мигрирующих дефектов высказываются противоречивые мнения, и, по-видимому, окончательному вы-

яснению механизма этого явления должны предшествовать дополнительные исследования. Так, для выяснения роли примесных атомов необходимы эксперименты, проводимые на сверхчистых металлах.

Из полученных результатов следует, что в изученном температурном интервале существует две хорошо различимых области возврата электросопротивления (рисунок 4). Можно предположить, что за первую область возврата ответственна диффузия примесных атомов (например, кислорода) к радиационным дефектам, как это было установлено измерениями внутреннего трения и электросопротивления [9].

Пик в районе 250 °С согласно [10] может быть отнесен к миграции атомов углерода или азота.

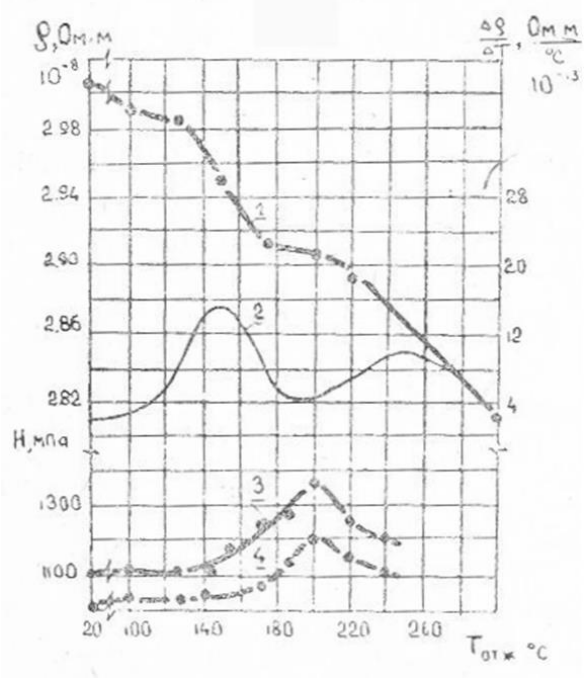


Рисунок 4. Изменения удельного электросопротивления (1) и микротвердости (3, 4) ниобия в зависимости от температуры отжига; 2 – производная кривой 1; 3 – $4 \cdot 10^{21}$ н/см^2; 4 – $2 \cdot 10^{19}$ н/см^2)

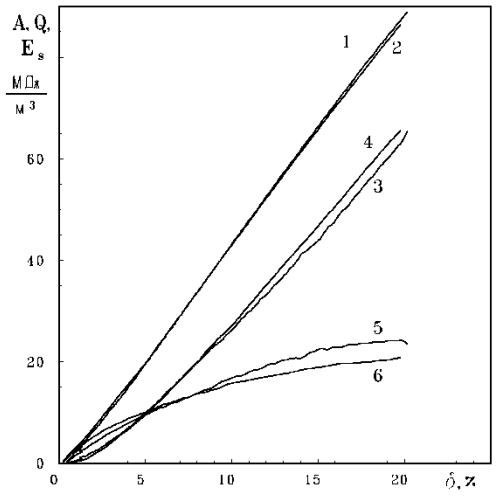
Также на рисунке 4 обращает на себя внимание определенная корреляция в изменениях электросопротивления и микротвердости, заключающаяся в том, что эффекты упрочнения, как правило, регистрируются после падения электросопротивления в данном температурном интервале. На основании литературных данных и собственных результатов можно предположить, что такое коррелированное изменение физических и механических свойств при отжиге облученного ниобия обусловлено результатом миграции точечных дефектов на дислокации, что и приводит, с одной стороны, к обеднению твердого раствора, а с другой – к упрочнению материала. Очевидно, что наиболее активно перемещение дефектов протекает при температурах, соответствующих пикам в спектре возврата электросопротивления, а максимумы при 200 и 240–270 °С на кривой микротвердости, по-видимому, можно отнести к миграции и осаждению на дислокационные линии примесных атомов кислорода или углерода. Не исключено, что при этом мигрируют не одиночные внедренные атомы, а комплексы «примесный атом – вакансия». Кроме того, нельзя отвергать возможность барьерного упрочнения, когда точечные дефекты образуют кластеры или упрочняют уже существовавшие в решетке радиационно-наведенные препятствия для движения дислокаций.

В то же время механические характеристики ниобия с размером зерна 3 мкм в результате нейтронного облучения флюенсом $2 \cdot 10^{18}$ н/см^2 практически не изменились (см. таблицу 4), как показали испытания «на растяжение» при 20 °С.

Таблица 4. Результаты механических испытаний ниобия с размером зерна 3 мкм при T=20 °С

Состояние ниобия	Характеристика			
	$\sigma_т$, МПа	$\sigma_в$, МПа	$\delta_{общ.}$, %	$\delta_{равн.}$, %
Исходный	370	450	22	15
Облученный $2 \cdot 10^{18}$ н/см^2	400	450	21	10

Аналогичный вывод можно сделать относительно энергетических характеристик процесса пластической деформации. Так, экспериментальные кривые рассеяния энергии при растяжении облученного мелкозернистого ниобия мало отличаются от соответствующих зависимостей для исходного материала. Можно отметить лишь некоторое увеличение характеристик интенсивности диссипативных процессов dQ/ds и снижение скорости роста латентной энергии E_s (см. рисунок 5), однако эти изменения незначительно превышают расчетную ошибку измерений (5 % для Q и 10 % для E_s).



1, 2 – работа деформации A; 3, 4 – рассеянное тепло Q; 5, 6 – запасенная энергия E_s для исходного (1, 3, 5) и облученного нейтронами ($2 \cdot 10^{18}$ н/см^2) образцов (2, 4, 6)

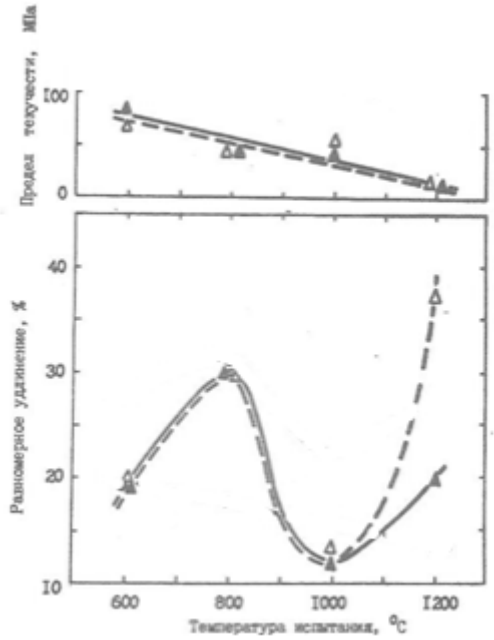
Рисунок 5. Изменения энергетических характеристик пластической деформации ниобия (d=3 мкм) в зависимости от степени деформации

Другими словами, установлено, что для образцов с мелким зерном облучение не привело к существенным изменениям способности материала накапливать механическую энергию к концу растяжения: E_s = 20 МДж/м^3 при 20 °С и 14 МДж/м^3 при 200 °С.

Таким образом, создание мелкозернистой структуры в ряде случаев может благотворно влиять на стабильность механических свойств материалов под облучением: во-первых, радиационное упрочнение при данном флюенсе не выявляется, и, во-вторых, эффект радиационно-отжигового упрочнения, по сравнению с крупнозернистым материалом, пренебрежимо мал.

Высокотемпературные испытания

Результаты температурных механических испытаний ниобия приведены в таблице 4, из которой видно, что как для необлученных, так и для облученных образцов имеется общая тенденция – с ростом температуры испытания, значения характеристик прочности уменьшаются, а пластичности – увеличиваются. Следует отметить, что во всем исследованном температурном диапазоне прочностные свойства исходных и облученных альфа-частицами образцов практически совпадают, влияние облучения на пластичность проявляется лишь при очень высоких (1000—1200 °С) температурах. При этом у необлученных образцов удлинение достигает 50 %, тогда как у облученных – почти в два раза меньше. Что касается образцов, облученных нейтронами, то для них эффект радиационного упрочнения сохраняется вплоть до 1000 °С, а влияние облучения на пластичность наиболее существенно при 1200 °С.



исходные (△) и облученные (▲) образцы ниобия

Рисунок 6. Зависимость характеристик прочности и пластичности ниобия от температуры испытания

При высокотемпературных испытаниях, которые проводили только на крупнозернистых образцах, прочностные характеристики необлученного и облученного ниобия практически совпали. В то же время удлинение необлученных образцов достигло 60 %, тогда как у облученных – в два раза меньше.

Из рисунка 6, на котором представлены результаты механических испытаний, видно, что облучение образцов ниобия альфа-частицами не оказало сколько-нибудь заметного влияния на изменение предела текучести во всем интервале температур испытания. Пластичность облученного ниобия по сравнению с исходным также не изменилась (до 1000 °С включительно). Лишь при температуре испытания 1200 °С относительное удлинение образцов ниобия с гелием оказалось примерно в 2 раза ниже, чем у исходных образцов.

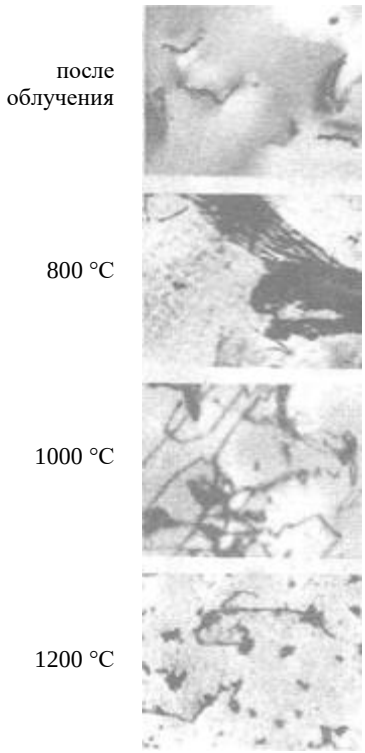


Рисунок 7. Микроструктура образцов ниобия, легированных гелием (1,6·10^{-3} ат% He) и испытанных при температурах 800…1200 °С

Характерные электронно-микроскопические изображения структуры образцов ниобия, легированных гелием и испытанных на растяжение при 800, 1000 и 1200°С, приведены на рисунке 7. Для сравнения там же приведены фотографии структуры непосредственно после облучения.

Наблюдается образование выделений, морфология которых существенным образом зависит от температуры испытания. Так, при 800 °С крупные (более 200 нм) выделения наблюдались, в основном, на границах зерен и субзерен; при 1000 °С образуются выделения с предельными размерами 50...250 нм, дос-

таточно равномерно распределенные по телу зерна: при 1200 °С наблюдается появление мелкодисперсных выделений высокой плотности (до $5 \cdot 10^{20}$ м$^{-3}$). Дислокационная структура в исследованных образцах ниобия эволюционирует от гексагональных сеток при 800 °С до состояния хорошо отожженного ниобия после испытания при 1200 °С. Ни в одном из образцов ниобия не было обнаружено гелиевых пор.

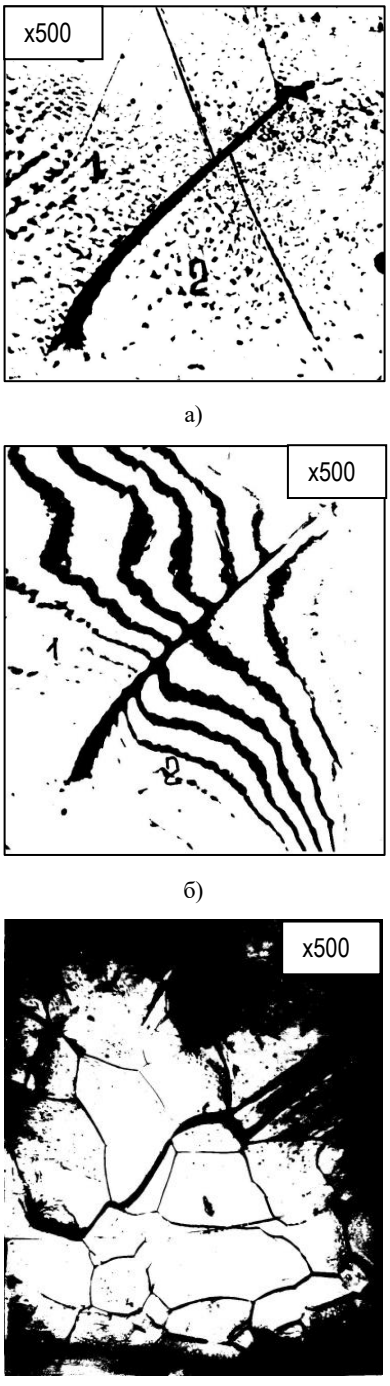
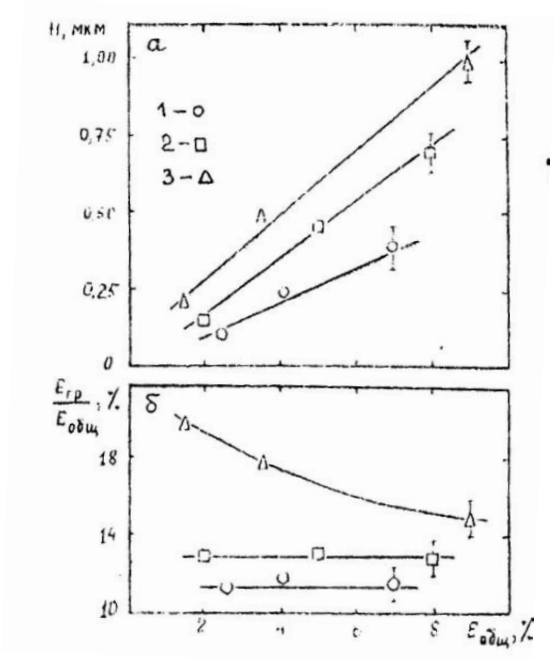


Рисунок 8. Зернограничное проскальзывание в горизонтальном (в плоскости шлифа) и вертикальном направлениях (Т=450 °С, ε=7 %)

Металлографическое изучение деформированных образцов показало, что при температурах испытания, меньших чем 1000 °С, деформация носит ярко выраженный внутризеренный характер, а при больших температурах наряду с внутризеренным скольжением регистрировали смещение зерен относительно друг друга, а также миграцию зерен, образование складок и зернограничных микротрещин (см. рисунок 8). При этом микротрещины были в основном клиновидного типа и наблюдались чаще всего после циклотронного облучения.

С использованием метода интерференционной микроскопии определяли величину и изучали особенности смещений кристаллитов друг относительно друга. Для каждого образца промерено ~300 ступенек межзеренного смещения. На основе полученных данных проведен анализ эволюции зернограничного микрорельефа с изменением величины общей деформации образца.

Оказалось что при малых деформациях основное количество ступенек на границах зерен приходится на интервал от 0 до 1 мкм, т.е. не все границы зерен еще вовлечены в процесс проскальзывания. Причем это характерно как для исходных, так и для облученных образцов. С увеличением степени деформации количество «высоких» (>1 мкм) ступенек растет, но центр тяжести распределения ступенек по размерам остается вблизи нуля.

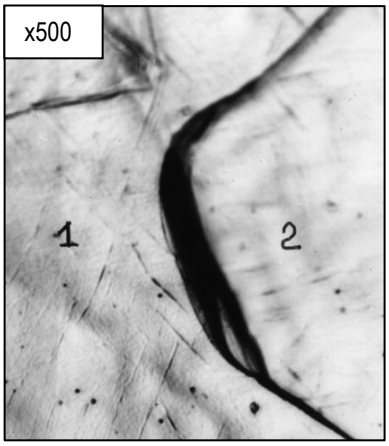


1 – необлученные, 2 – $5{,}5 \cdot 10^{22}$ н/м^2, 3 – $1 \cdot 10^{-3}$ат.% He

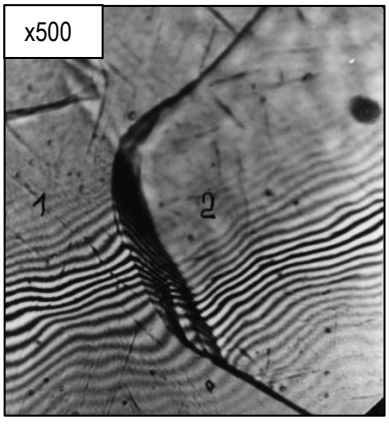
Рисунок 9. Изменение средней величины ступеньки зернограничного проскальзывания (а) и вклада зернограничной деформации в общую (б) в зависимости от значения общей деформации образцов ниобия, испытанных при 1200 °С

Установлено, что высота зернограничных ступенек зависит не только от степени деформации образца, но и от типа бомбардирующих частиц. Среднее значение ступеньки ЗГП линейно растет с увеличением общей деформации образца, причем для облученного материала скорость роста выше, чем для необлученного (в настоящих экспериментах она максимальна для образцов, легированных гелием на циклотроне) (см. рисунок 9). Абсолютные значения вклада зернограничной деформации в общую для облученных образцов также выше, чем для необлученных.

Наряду с зернограничным проскальзыванием в целом ряде случаев наблюдались повороты зерен. И в том, и в другом случае с относительным смещением зерен связана некоторая доля общего удлинения образца $\delta_{гр}/\delta$. Эксперименты показали, что в исследованном диапазоне деформаций интенсивность зернограничных процессов для исходных и облученных нейтронами образцов ниобия практически одинакова ($\delta_{гр}/\delta$=10 %) и не зависит от степени деформирования.



а) оптическая металлография границы зерен 1 и 2



б) изображение того же самого места в интерференционном микроскопе

Рисунок 10. Зернограничное проскальзывание и миграция границы зерен 1 и 2

Как известно [9], взаимное смещение зерен приводит к концентрации напряжений в областях стыков трех зерен, а также на крутых изгибах границ. Эти напряжения в общем случае могут приводить к образованию и развитию зернограничных микротрещин и определять высокотемпературную пластичность ниобия. Результаты металлографических исследований показывают, что в нашем случае внутренние напряжения релаксировали, в основном, путем миграции границ и образования складок, без зарождения микротрещин на границах зерен (рисунок 10). Это обусловило в итоге сравнительно большую высокотемпературную пластичность ниобия как до нейтронного облучения, так и после него.

Заключение

В результате нейтронного облучения ниобия при температуре <80°С интегральными потоками в интервале от $2\cdot10^{17}$ до $4\cdot10^{21}$ н/см^2 установлено следующее:

– с ростом флюенса наблюдалось значительное увеличение прочностных характеристик и уменьшение пластичности ниобия, деформированного при 20 °С;

– послерадиационный часовой отжиг в интервале температур 150–220 °С приводит к дополнительному приросту предела текучести, микротвердости, предела прочности и уменьшению пластичности облученного ниобия;

– при температуре послерадиационного отжига 800–900 °С, что соответствует 0,40–0,43 $T_{пл}$ по гомологической шкале температур, наблюдается практически полное восстановление механических свойств облученного металла.

Результаты, полученные при изучении ниобия, имплантированного гелием, свидетельствуют о важной роли, которую играют границы зерен как при низких, так и при высоких температурах испытания. При этом в первом случае их протяженность, чистота, свойства и т.д. определяют, в основном, прочностные характеристики, тогда как во втором – пластичность. При низких температурах, чем мельче зерно (больше доля приграничного, искаженного объема материала), тем меньше эффект радиационного упрочнения. Этот вывод согласуется с результатами, полученными ранее для других ОЦК– и ГЦК металлов [10]. При температурах испытания выше «эквикогезивной» большую роль играют процессы взаимного смещения зерен – проскальзывание, повороты и т.д.

На основании полученных данных можно заключить, что облучение ниобия нейтронами и альфа-частицами усиливает зернограничное проскальзывание, которое наряду с аккомодационными процессами является одним из основных факторов, контролирующих высокотемпературную пластичность и разрушение ниобия.

Работа выполнена при финансовой поддержке проекта № BR05236400 Министерства образования и науки Республики Казахстан (МОН РК).

Литература

1. Зеленский В.Ф., Неклюдов И.М., Ожигов Л.С. и др. Некоторые проблемы физики радиационных повреждений материалов // - Киев.: Наукова думка, 1979. - 239 С.
2. Kulcinski G.L, Doran D.G., Abdou M.A Comparison of displacement and production rates in current fission and future fussion reactors // ASTM STP. - **1975**. - Vol. 570,- P. 329-341.
3. Альтовский И.В., Бурцев В.Л. и др. Исходные принципы и основные направления программы работ по созданию и исследованию материалов термоядерных реакторов //Препринт НИИЭФА, № П-А-0434. - Л., 1979. - 25 С.
4. Максимкин О.П. Радиационное и радиационно-отжиговое упрочнение тантала// Физика металлов и металловедение. – 1995. – т.80, №5. – С. 165-168.
5. Ждан Г.Т., Реутов В.Ф. Способ равномерного ионного легирования материалов. А.с. № 591087 СССР.: МКИ H OIL 21/265.
6. Максимкин О.П., Гусев М.Н. Методика и установка для изучения тепловыделения и накопления энергии в процессе деформации облученных металлических материалов. //Вестник НЯЦ РК. – 2000. – Вып.4. – С.69-75.
7. Мак Лин Д. Границы зерен в металлах//М., Металлургия. – 1960.
8. Ибрагимов Ш.Ш., Добровольский В.С., Максимкин О.П., Реутов В.Р. Влияние нейтронного облучения и послерадиационного отжига на механические свойства ниобия // сб. Радиационные дефекты в металлических кристаллах. Из-во «Наука». – Алма-Ата. – 1978. – С.83-86.
9. Розенберг В.М. Ползучесть металлов. М., Металлургия. – 1967.
10. Максимкин О.П. О роли границ зерен в радиационном упрочнении и охрупчивании металлических материалов // Вестник НЯЦ РК. – 2014. – Вып.3. – С.11-15

НЕЙТРОНДАРМЕН ЖӘНЕ АЛЬФА БӨЛШЕКТЕРІМЕН СӘУЛЕЛЕНДІРІЛГЕН НИОБИЙДІҢ ФИЗИКА-МЕХАНИКАЛЫҚ СИПАТТАМАЛАРЫ

[1,2] О.П. Максимкин

[1] ҚР Энергетика министрлігінің «Ядролық физика институты» РМК, Алматы, Қазақстан
[2] «МИФИ» ұлттық ядролық зерттеу университеті, Мәскеу, Ресей

Бұл жұмыста, нейтрондармен және альфа бөлшектерімен сәулелендірілген ниобийдің механикалық сынақтарының эксперименталдық нәтижелері мен микроқұрылымындағы өзгерістерді зерттеу нәтижелері келтірілген және талқыланды. Статикалық созылу кезінде қосымша радиационды-күйдіру беріктігі, жылу бөлу және энергияны сақтау әсерлері анықталды. Гелимен имплантацияланған материалдың түйірінің шекара деформациясын және материалдың жоғары температуралы пластикасын қарауға ерекше көңіл бөлінеді.

PHYSICO-MECHANICAL CHARACTERISTICS OF NIOBIUM, IRRADIATED BY NEUTRONS AND ALPHA PARTICLES

[1,2] O.P. Maksimkin

[1] RSE "Institute of Nuclear Physics" under the Ministry of Energy of the RK, Almaty, Kazakhstan
[2] National Research Nuclear University MEPhI, Moscow, Russia

The paper presents and discusses the experimental results of mechanical tests and studies of changes in the microstructure of niobium irradiated with neutrons and alpha particles. Effects detected of additional radiation-annealing hardening, heat release, and energy storage during static stretching. Particular attention is paid to the consideration of grain-boundary deformation and high-temperature plasticity of a material implanted with helium.

УДК 621.039.53

СРАВНЕНИЕ СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ В РЕАКТОРЕ ВВР-К С ВЫСОКООБОГАЩЕННЫМ И НИЗКООБОГАЩЕННЫМ ТОПЛИВОМ

Колточник С.Н., Сайранбаев Д.С., Чекушина Л.В., Гизатулин Ш.Х., Шаймерденов А.А.

РГП «Институт ядерной физики» Министерства энергетики РК, Алматы, Казахстан

ВВР-К – это исследовательский легководный гетерогенный реактор бакового типа. Эксплуатация реактора начата в 1967 году с обогащением 36 % по урану-235. В 2016 году осуществлен перевод реактора на низкообогащенное топливо (19,7 % по урану-235) с использованием ТВС типа ВВР-КН. Для эксплуатации реактора выбрана компактная конфигурация активной зоны, в которой, по мере выгорания топлива, боковой водяной отражатель нейтронов постепенно заменяется на бериллиевый. Кроме того, в новой активной зоне увеличено количество рабочих органов системы управления и защиты реактора.

Результаты измерения, плотности потока тепловых нейтронов в центре активной зоны, проведенные во время физического пуска, показали, что она удвоилась, достигнув значения $2 \cdot 10^{14}$ см$^{-2}$с$^{-1}$. Таким образом, с точки зрения экспериментальных возможностей, реактор после его конверсии стал более привлекательным.

Как известно, при делении урана образуются нейтроны с энергией в соответствии со спектром Уатта, т.е., пик приходится на нейтроны с энергией 0,7 МэВ, а средняя энергия нейтронов составляет 2 МэВ. В связи с увеличением содержания урана-238 в новой конструкции ТВС с низкообогащенным топливом, спектр нейтронов становится «жестче».

В настоящей работе с применением компьютерного кода MCNP рассчитаны спектры нейтронов в облучательных каналах активной зоны и проведено сравнение спектров нейтронов в активной зоне реактора ВВР-К с высокообогащенным и низкообогащенным урановым топливом.

Работа выполнена при финансовой поддержке программы Министерства образования и науки Республики Казахстан № BR05236400.

Введение

Стационарная активная зона реактора ВВР-К с высокообогащенным урановым (ВОУ) топливом состояла из 77 ТВС с суммарной массой урана-235 ~9,1 кг.

В рамках поддержки программы нераспространения ядерного оружия и минимизации использования высокообогащенного урана, в 2016 году реактор был переведен на топливо пониженного обогащения [1]. Стационарная активная зона реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым (НОУ) топливом содержит 28 ТВС с суммарной массой урана-235 ~6,2 кг. Во избежание снижения нейтронно-физических характеристик из-за уменьшения обогащения урана-235 в топливе, существенно увеличена плотность урана-235 в ТВС ВВР-КН. Благодаря компактности новой зоны, появилась возможность установить боковой бериллиевый отражатель, обеспечивающий снижение утечки нейтронов с периферии. Также в центре активной зоны с НОУ топливом расположены три облучательных канала с одинаковыми нейтронно-физическими условиями.

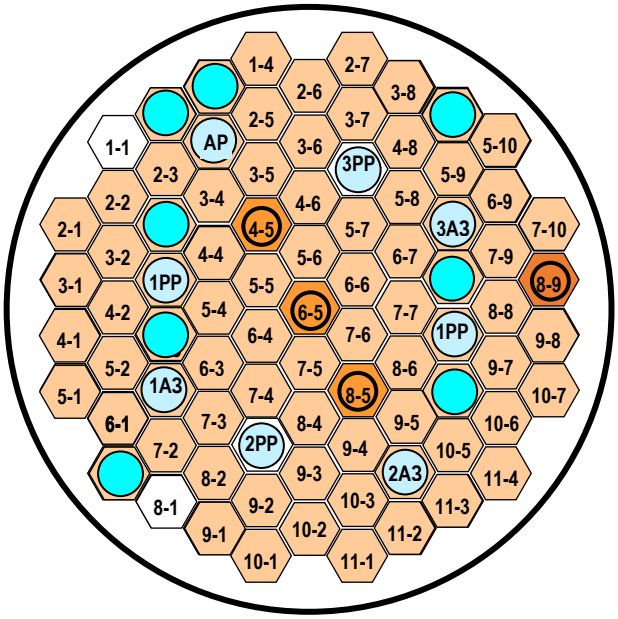
В настоящее время реактор ВВР-К применяется для широкого круга как научных, так и коммерческих работ, для которых, как правило, требуются облучательные каналы с максимальной плотностью потока нейтронов, а это будет приводить к максимальной скорости набора повреждающей дозы и необходимой наработке радиоизотопов за меньшее время облучения. Для правильных оценок повреждающих доз, времени облучения мишеней и др., важно знать пространственно-энергетическое распределение нейтронов в реакторе. В настоящей работе приводятся результаты расчетов методом Монте-Карло по определению пространственно-энергетического распределения нейтронов в активной зоне реактора ВВР-К с ВОУ и НОУ топливом.

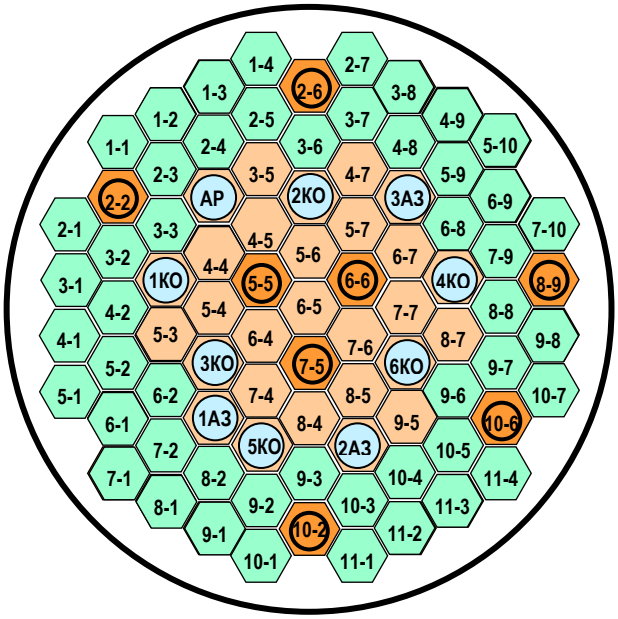
Материалы и методы

Объектом исследований является активная зона реактора ВВР-К с ВОУ и НОУ топливом. ВОУ топливо использовалось в реакторе ВВР-К до августа 2015 года. Активная зона с ВОУ топливом содержала 77 ТВС ВВР-Ц и водяной отражатель нейтронов [2]. Массовая доля урана-235 в ТВС составляла 56 %. Конфигурация активной зоны с ВОУ топливом показана на рисунке 1.

С 2016 года началась регулярная эксплуатация реактора ВВР-К с НОУ топливом. Компактная активная зона с НОУ топливом содержит 28 ТВС ВВР-КН и бериллиевый отражатель нейтронов. Массовая доля урана-235 в ТВС с НОУ топливом составляет 25 %. Конфигурация активной зоны с НОУ топливом показана на рисунке 2. Основные параметры ТВС ВВР-Ц и ВВР-КН приведены в таблице 1.

Расчеты спектров нейтронов проведены с применением компьютерного кода MCNP [3, 4] и использованием библиотеки сечений взаимодействия нейтронов с веществом ENDF/B-VII [5].





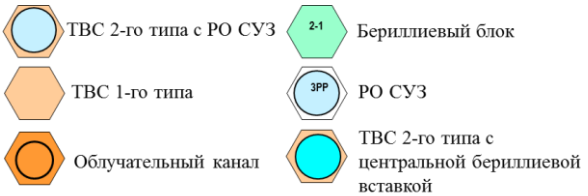


Рисунок 1. Конфигурация активной зоны реактора ВВР-К с ВОУ топливом

Рисунок 2. Конфигурация активной зоны реактора ВВР-К с НОУ топливом

Таблица 1. Основные параметры ТВС исследовательского реактора ВВР-К

Параметр	ТВС ВВР-Ц	ТВС ВВР-КН
Топливная композиция	UO_2+Al	UO_2+Al
Плотность урана, г/см^3	1,3	2,8
Масса изотопа урана-235, г (средние значения) 1-го типа 2-го типа	 110 84	 245 199
Длина ТВС, мм	815	880
Высота активной части, мм	600	610
Толщина твэла, мм	2,3	1,6
Толщина топливного сердечника, мм	0,9	0,7
Толщина оболочки, мм	0,7	0,45
Количество твэлов 1-го типа 2-го типа	 5 3	 8 5

Код предназначен для решения задач в области физики ядерных реакторов, радиационной защиты, дозиметрии, радиографии, радиационной медицины и ядерной безопасности. Код MCNP применяется для моделирования процессов взаимодействия нейтронов с веществом с использованием метода Монте-Карло. Пользователь имеет возможность моделировать геометрические трехмерные конфигурации, задавая математические уравнения ограничивающих их поверхностей первой, второй и четвертой степени, и их заполнение произвольным материалом, задавая концентрации ядер элементов, входящих в состав вещества.

Многолетний опыт расчетного сопровождения работ на реакторе ВВР-К показал хорошее согласие результатов расчетов с экспериментальными данными. Созданная расчетная модель активной зоны реактора ВВР-К верифицирована по многочисленным экспериментам, проведенным как на реакторе, так и на критическом стенде.

Результаты и их обсуждение

Расчеты проведены для центра и периферии активной зоны реактора ВВР-К. Результаты показаны на рисунках 3 и 4. Статистическая погрешность расчетов не превышает 5 %.

Как видно из рисунка 3, в центре активной зоны с НОУ топливом плотность потока нейтронов стала выше. На периферии активной зоны с НОУ топливом нейтроны термализуются при взаимодействии с бериллием, поэтому в этой области активной зоны спектр «мягче», по сравнению с ВОУ топливом.

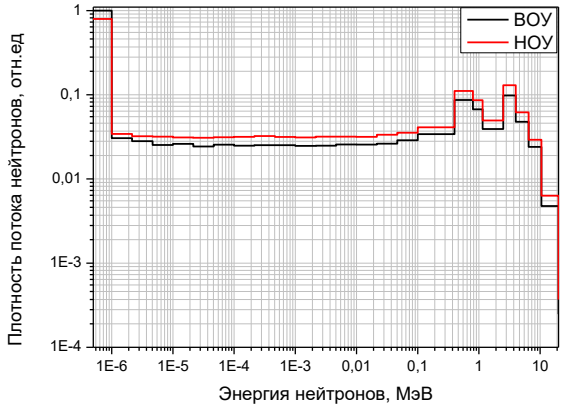


Рисунок 3. Спектр нейтронов в центре активной зоны с ВОУ и НОУ топливом

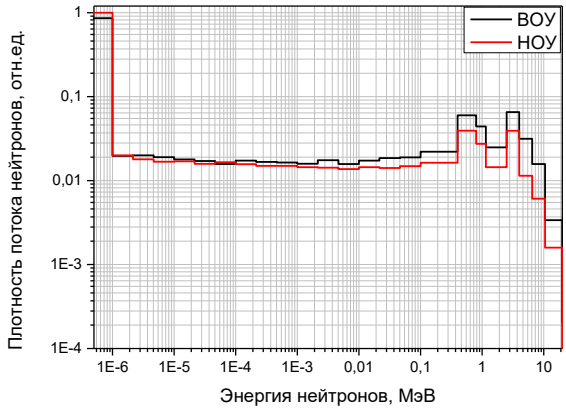


Рисунок 4. Спектр нейтронов на периферии активной зоны с ВОУ и НОУ топливом

В таблице 2 приведены абсолютные значения плотности потока нейтронов в активной зоне реактора ВВР-К с ВОУ и НОУ топливом. Таблица 2 также демонстрирует количественное различие плотности потока нейтронов активной зоны реактора ВВР-К с ВОУ и НОУ топливом. В последнем столбце «ВОУ/НОУ» таблицы 2 приведены значения доли тепловых нейтронов в суммарном спектре.

Таблица 2. Плотность потока нейтронов в активной зоне реактора ВВР-К ($см^{-2}с^{-1}$)

Расположение	ΔE	ВОУ	НОУ
Центр	<0,625 эВ	$1,4 \cdot 10^{14}$	$1,9 \cdot 10^{14}$
	0,625 эВ – 0,1 МэВ	$5,7 \cdot 10^{13}$	$9,2 \cdot 10^{13}$
	(0,1–1,15) МэВ	$2,8 \cdot 10^{13}$	$4,2 \cdot 10^{13}$
	(1,15–20) МэВ	$3,1 \cdot 10^{13}$	$3,8 \cdot 10^{13}$
	$К_т$	0,56	0,44
Периферия	<0,625 эВ	$5,6 \cdot 10^{13}$	$8,9 \cdot 10^{13}$
	0,625 эВ – 0,1 МэВ	$1,7 \cdot 10^{13}$	$1,9 \cdot 10^{13}$
	(0,1–1,15) МэВ	$8,3 \cdot 10^{12}$	$6,0 \cdot 10^{12}$
	(1,15–20) МэВ	$9,3 \cdot 10^{12}$	$4,0 \cdot 10^{12}$
	$К_т$	0,72	0,62

Выводы

Результаты сравнительных расчетов с применением компьютерного кода MCNP показали на различие в пространственно-энергетическом распределении нейтронов (от 0 до 20 МэВ) в реакторе ВВР-К при разном обогащении по урану-235. Спектр нейтронов в активной зоне с НОУ топливом в центре стал «жестче», а на периферии – «мягче». Использование бериллиевого отражателя в активной зоне с НОУ топливом позволило не только уменьшить утечку нейтронов с периферии и тем самым немного увеличить плотность потока нейтронов, но и термализировать спектр нейтронов в периферийных облучательных каналах. Это еще раз доказывает, что бериллий не только эффективный отражатель нейронов, но и эффективный замедлитель нейтронов.

Литература

1. Аринкин Ф.М., Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В. Конверсия активной зоны исследовательского реактора ВВР-К. – Атомная энергия, 2017, т. 123, № 1 – с. 15–20.
2. Возобновление эксплуатации реактора ВВР-К. Сборник статей. Алматы, ИАЭ НЯЦ РК, 1998 – 248 с.
3. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. - Los Alamos National Laboratory, LA-UR-03-1987, 2008.
4. MCNP6 User's Manual - Los Alamos National Laboratory, LA-CP-13-00634, 2013
5. M.B. Chadwick, M. Herman, P. Obložinský, M.E. Dunn, Y. Danon, A.C. Kahler, D.L. Smith, B. Pritychenko, G. Arbanas, R. Arcilla, R. Brewer, D.A. Brown, R. Capote, A.D. Carlson, Y.S. Cho, H. Derrien, K. Guber, G.M. Hale, S. Hoblit, S. Holloway, T.D. Johnson, T. Kawano, B.C. Kiedrowski, H. Kim, S. Kunieda, N.M. Larson, L. Leal, J.P. Lestone, R.C. Little, E.A. McCutchan, R.E. MacFarlane, M. MacInnes, C.M. Mattoon, R.D. McKnight, S.F. Mughabghab, G.P.A. Nobre, G. Palmiotti, A. Palumbo, M.T. Pigni, V.G. Pronyaev, R.O. Sayer, A.A. Sonzogni, N.C. Summers, P. Talou, I.J. Thompson, A. Trkov, R.L. Vogt, S.C. van der Marck, A. Wallner, M.C. White, D. Wiarda, P.G. Young, "ENDF/B-VII.1: Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data", Nucl. Data Sheets 112(2011)2887.

ЖОҒАРЫ БАЙЫТЫЛҒАН ЖӘНЕ ТӨМЕН БАЙЫТЫЛҒАН ОТЫНДЫ ССР-Қ РЕАКТОРЫНДА НЕЙТРОНДАР СПЕКТРІН САЛЫСТЫРУ

Колточник С.Н., Сайранбаев Д.С., Чекушина Л.В., Гизатулин Ш.Х., Шаймерденов А.А.

ҚР Энергетика министрлігінің «Ядролық физика институты» РМК, Алматы, Қазақстан

ССР-Қ – бұл жеңіл сулы, бак түріндегі гетерогенді, зерттеу реакторы. 1967 жылы уран-235 изотопы бойынша 36 % байытылған реактор өз жұмысын бастады. 2016 жылы ССР-ҚН типіндегі ЖБЖ пайдалана отырып, реакторды төмен байытылған отынға (уран-235 бойынша 19,7 %) көшіру жүзеге асырылады. Реакторды пайдалану үшін активті аймақтың шағын конфигурациясы таңдалып алынған, онда отынның жануына қарай нейтрондардың бүйірлік сулы шағылдырғышы біртіндеп бериллийлік шағылдырғышқа ауыстырылады. Бұдан басқа, жаңа активті аймақта реактордың басқару және қорғау жүйесінің жұмыс құралдарының саны артты.

Физикалық іске қосу кезінде активті аймақтың орталығында жүргізілген, жылулық нейтрондар ағынының тығыздығын өлшеу нәтижелері, оның $2 \cdot 10^{14}$ $см^{-2}с^{-1}$ дейін ұлғайғанын көрсетті. Осылайша, эксперименттік мүмкіндіктер тұрғысынан қарағанда, конверсиядан кейін реакторға деген қызығушылық артты.

Уранның бөлінуі кезінде энергиясы Уатта спектріне сай нейтрондар пайда болатыны белгілі, яғни ең жоғарысы нейтрондар 0,7 МэВ энергиялы болады және нейтрондардың орташа энергиясы 2 МэВ құрайды. Төмен байытылған отынды ЖБЖ жаңа конструкциясында уран-238 мөлшерінің арттыруына қарай нейтрондардың спектрі «тым қатты» болады.

Осы жұмыста MCNP компьютерлік кодын қолдана отырып, активті аймақтың сәулелеуші арналарында нейтрондар спектрі есептелген, сондай-ақ жоғары байытылған және төмен байытылған уран отынды ССР-Қ реакторы активті аймағының нейтрондары спектрлеріне салыстыру жүргізілді.

Жұмыс Қазақстан Республикасы Білім және ғылым министрлігінің № BR05236400 бағдарламасының қаржылық қолдауы барысында орындалды.

COMPARISON OF NEUTRON SPECTRUM IN THE WWR-K REACTOR WITH LEU FUEL AGAINST HEU ONE

S.N. Koltochnik, D.S. Sairanbayev, L.V. Chekushina, Sh.Kh. Gizatulin, A.A. Shaimerdenov

RSE "Institute of Nuclear Physics" under the Ministry of Energy of the RK, Almaty, Kazakhstan

WWR-K is the research tank-type light-water heterogeneous reactor. Reactor operation started in 1967 with enrichment 36 % in uranium-235. In 2016 reactor conversion to low-enriched uranium fuel (19.7 % in uranium-235) was implemented with the VVR-KN-type fuel assemblies (FA). In view of reactor operation, compact configuration of the core was chosen, where, following fuel burning up, side water reflector is gradually changed by beryllium one. Besides, an amount of work elements of the reactor control and protection system is increased in the new reactor core.

Following results of measurement of the thermal neutron flux density, carried out in the core center in course of reactor physical startup, it has increased up to $2 \cdot 10^{14}$ $cm^{-2}s^{-1}$. Thus, in terms of experimental capacities, reactor has gained after conversion in attractiveness.

As is known, uranium fission is accompanied by generation of neutrons, which energies obey the Watt's spectrum, that is, the spectrum peak is associated with the neutrons having the energy 0.7 MeV, whereas the neutron average energy comprises 2 MeV. Due to an enhanced amount of uranium-238 in the new low-enriched uranium fuel FA, neutron spectrum is making «harder».

In the presented paper, neutron spectra in the core irradiation channels of re calculated by means of the computer code MCNP, and comparison of neutron spectra in the WWR-K reactor core with high-enriched uranium fuel against low-enriched fuel is conducted.

The work is implemented under financial support of the Republic of Kazakhstan Ministry of Education and Science program # BR05236400.

УДК 621.039

ИЗУЧЕНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ В РЕАКТОРЕ ИГР С ТВЭЛОМ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Котов В.М., Жанболатов О.М.

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

Долгосрочное развитие атомной промышленности связано с реакторами на быстрых нейтронах. Одним из приоритетных вопросов является безопасность реакторов даже в случае аварийных ситуаций. В обоснование безопасности необходимы исследования поведения элементов реактора в экспериментах. Такие работы с успехом ведутся на реакторе ИГР. Одним из путей расширения возможностей ИГР является установка в его центральный экспериментальный канал (ЦЭК) преобразователя спектра тепловых нейтронов реактора в быстрые.

Введение

Одним из путей развития атомной промышленности является улучшение технологии быстрых реакторов. Для этих целей необходимо проведение экспериментов с топливом, работающим на быстрых нейтронах. Однако в тепловом реакторе, таком как ИГР, сложно получить равномерный поток быстрых нейтронов. Одним из вариантов уменьшения неравномерности является предлагаемое устройство – конвертер нейтронов, способное решить данную проблему.

В данной работе ставится задача создания условий для повышения доли быстрых нейтронов в твэлах быстрого реактора, испытываемых в ИГР. Рассмотрены имеющиеся в печати аналогичные решения. Выбрано направление создания и совершенствования конвертора тепловых нейтронов ИГР в быстрые. Рассмотрено несколько вариантов конструкции конвертора и рассчитаны их характеристики. В качестве топлива для испытываемого твэла выбрано смешанное оксидное уран-плутониевое топливо (МОКС-топливо), поскольку является одним из приоритетных вариантов для использования в быстрых реакторах. Данный вид топлива обладает хорошими нейтронно-физическими и технологическими характеристиками

Постановка задачи

Необходимым условием при создании новых ядерных реакторов на быстрых нейтронах является обоснование безопасности их твэлов в случаях возникновения аварийных ситуаций. В реакторе ИГР успешно реализуются эксперименты, моделирующие данные аварийные ситуации. К примеру, возможна кратковременная реализация режимов с повышением мощности твэла до требуемых значений, режимов прекращения циркуляции теплоносителя. В случаях с твэлами тепловых реакторов, такие эксперименты реализуются с высокой степенью приближения к расчетным характеристикам, поскольку спектр нейтронов в ИГР является преимущественно тепловым. Однако, твэлы быстрых реакторов имеют отличия в нейтронно-физических характеристиках, в частности, в зависимости энерговыделения по радиусу топлива. К примеру, в ходе решения задачи вычисления радиального распределения энерговыделения в МОКС-топливе по проекту MYRRHA была выявлена большая неравномерность от периферии к центру твэла [1]. Данные обстоятельства затрудняют испытания твэлов на быстрых нейтронах на реакторе ИГР.

Рисунок 1. Радиальное распределение мощности в МОКС-топливе (нумерация слоев начинается от центра твэла)

Вариантом решения данной проблемы является применение конвертора спектра для повышения доли быстрых нейтронов в испытываемом твэле.

В качестве топлива для испытываемого твэла выбрано смешанное оксидное уран-плутониевое топливо (МОКС-топливо), поскольку является одним из приоритетных вариантов для использования в быстрых реакторах. Данный вид топлива обладает хорошими нейтронно-физическими и технологическими характеристиками. В таблице 1 представлены характеристики твэла, использованные в расчетах.

Таблица 1. Изотопный состав твэла быстрого реактора

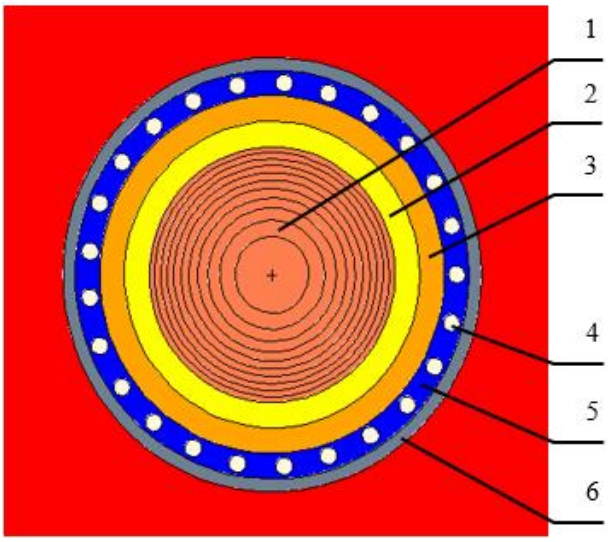
Параметр	Значение
UO_2	85 % в смеси
U^{235} в уране	18 %
U^{238} в уране	82 %
PuO_2	15 % в смеси
Pu^{239} в плутонии	80
Pu^{240}в плутонии	10
Pu^{241}в плутонии	10
Высота, мм	100 мм
Плотность, г/см^3	11,0

Расчеты выполнялись с использованием расчетного кода MCNP/5 с библиотекой ENDF/B-VI [2]. Для проведения расчетов были разработаны модели, созданные на базе бенчмарк модели ИГР [3].

Конструкция устройства

Вариант с приближенными вспомогательными твэлами

В качестве исходного варианта использована схема конвертора [4], представленная на рисунке 2.



1 – твэл с МОКС-топливом, 2 – теплоноситель быстрого реактора, 3 – поглотитель, 4 – вспомогательные твэлы, 5 – замедлитель нейтронов, 6 – корпус устройства

Рисунок 2. Вариант 1 схемы конвертора

В таблице 2 представлены изотопный состав и размеры топливных элементов конструкции, в таблице 3 – характеристики конструкции данного варианта.

Были рассчитаны энерговыделения в топливных элементах конструкции данного варианта, которые представлены в таблице 4. Данные взяты из выходного файла программы MCNP5.

Таблица 2. Геометрия и состав твэлов 1 варианта

Параметр	Твэл быстрого реактора	Вспомогательные твэлы
UO_2 в смеси	85 %	100 %
U^{235} в уране	4 %	17 %
U^{238} в уране	96 %	83 %
PuO_2 в смеси	15 %	
Pu^{239} в плутонии	80 %	
Pu^{240} в плутонии	10 %	
Pu^{241} в плутонии	10 %	
Диаметр, мм	10	0,7
Высота, мм	1000	
Радиус размещения, мм		7,5
Плотность, г/см^3	11,073	10,5
Количество	1	25

Таблица 3. Геометрия и состав конструкционных элементов варианта 1

Параметр	Эвтектика	Поглотитель	Циркониевый корпус
Состав	свинец 100 %	гадолиний 100 %	цирконий – 99 % ниобий – 1 %
Радиус внутр., мм	5	6	8
Радиус наружн., мм	6	7	9
Высота, мм	1000		

Таблица 4. Данные мощностей в варианте 1

Вид топлива	Нуклид	Доля захваченных нейтронов	Доля нейтронов в реакции деления	W, о.е.
МОКС-топливо	92235,60c	$2{,}16\times10^{-5}$	$4{,}44\times10^{-5}$	1
	94239,66c	$7{,}09\times10^{-5}$	$1{,}32\times10^{-4}$	
	92238,60c	$1{,}01\times10^{-4}$	$8{,}76\times10^{-6}$	
	94240,66c	$6{,}70\times10^{-5}$	$8{,}41\times10^{-7}$	
	94241,66c	$1{,}28\times10^{-5}$	$4{,}12\times10^{-5}$	
Урановые твэлы	92235,61c	$1{,}34\times10^{-4}$	$7{,}25\times10^{-4}$	3,20
	92238,61c	$4{,}40\times10^{-5}$	$1{,}32\times10^{-6}$	
Уран в реакторе ИГР	92235,70c	$7{,}93\times10^{-2}$	$4{,}09\times10^{-1}$	$1{,}80\times10^{3}$
	92238,70c	$2{,}81\times10^{-3}$	$8{,}46\times10^{-6}$	

Из таблицы 4 видно, что в данном варианте конструкции во вспомогательных твэлах выделяется 0,17 % мощности реактора, а в центральном твэле 31,25 % мощности вспомогательных твэлов. Приближение вспомогательных твэлов и поглотителя к испытываемому твэлу создает некоторое повышение энерговыделения в данном твэле, но общий эффект остается незначительным.

В связи с этим, возникла необходимость решения следующих задач:

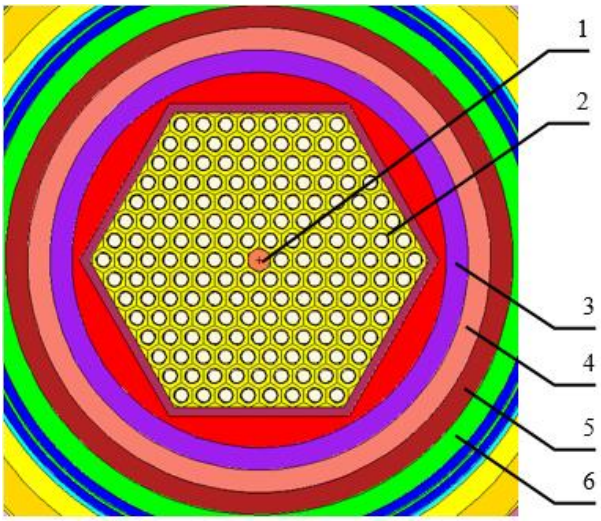
- разработка вариантов конверторов, отличающихся схемой, числом вспомогательных твэлов, характеристиками поглощающих элементов;
- проведение нейтронно-физических расчетов – определение распределения нейтронов и энерговыделения в элементах конвертора, спектра нейтронов в ИГР и элементах конвертора;
- анализ возможностей совершенствования исследуемых вариантов.

Вариант с ТВС быстрого реактора

В результате перебора разных вариантов схем конвертора, была разработана конструкция, основанная на размещении внутри ЦЭК ИГР тепловыделяющей сборки твэлов с теплоносителем быстрого реактора [5]. Испытываемый твэл быстрого реактора располагается в центре ТВС. Также внутри ЦЭК были установлены цилиндры из графита, поглотителя и нержавеющей стали толщиной 10 мм. На рисунке 3 представлена данная схема конвертора.

Расчеты показали малый коэффициент размножения такой сборки и, соответственно, малую долю энерговыделения в испытываемом твэле относитель-

но энерговыделения в реакторе. Следовательно, следующий шаг «модернизации» конвертора заключался в уменьшении числа вспомогательных твэлов быстрой сборки (последовательно со 168 до 6) и усилении экранирования тепловых нейтронов за счет поглотителя, вынесенного за внешний диаметр сборки.



1 – испытываемый твэл быстрого реактора, 2 – ТВС быстрого реактора, 3 – нержавеющая сталь, 4 –поглотитель, 5 – графит, 6 – корпус НА228

Рисунок 3. Схема с ТВС быстрого реактора

Максимальный эффект увеличения мощности испытываемого твэла достигался при минимальном числе вспомогательных твлов. На рисунке 4 представлен вариант такого конвертора, установленного в ЦЭК ИГР.

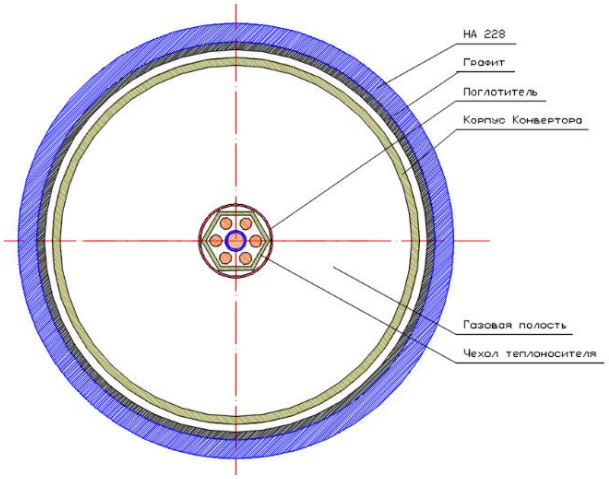


Рисунок 4. Вариант с внутренним слоем поглотителя

В таблице 5 представлены характеристики варианта с поглотителем, установленным вокруг сборки вспомогательных твэлов, отличающихся материалом поглотителя и его толщиной. Варианты поглотителей выбраны исходя из максимума их сечений поглощения в библиотеке сечений MCNP5.

Полученные данные говорят о сложности процессов преобразования спектра нейтронов в конверторе ИГР.

Таблица 5. Характеристики конверторов с внутренним слоем поглотителей

Параметр \ Вариант		1	2	3	4	5
Поглотитель нейтронов		гадолиний			кадмий	
Толщина поглотителя, мм		1,0	0,5	0,25	0,5	0,25
Мощность объектов	МОКС-твэл	1				
	вспомогательные твэлы	2,05	2,01	2.05	2,02	2,04
	ИГР	2253	1898	1719	1793	1600
Мощность, вызываемая нейтронами	тепловые	0,53 %	2,2 %	5,58 %	0,59 %	6,5 %
	промежуточные	89,1 %	88,68 %	85,65 %	90,64 %	85,03 %
	быстрые	10,36	9,12 %	8,77 %	8,77 %	8,47 %
Отношение W(Rmin) / W(Rmax)		0,75	0,65	0,59	0,71	0,65
Отношение удельной мощности твэла к мощности реактора, 1/г		$5{,}11\times10^{-7}$	$6{,}07\times10^{-7}$	$6{,}7\times10^{-7}$	$6{,}42\times10^{-7}$	$7{,}2\times10^{-7}$
Отношение удельной мощности вспомогательного твэла к мощности реактора, 1/г		$5{,}28\times10^{-7}$	$6{,}15\times10^{-7}$	$6{,}92\times10^{-7}$	$6{,}54\times10^{-7}$	$7{,}4\times10^{-7}$
Вес устройства, β		13,10044	12,78997	12,16363	12,40534	12,12967

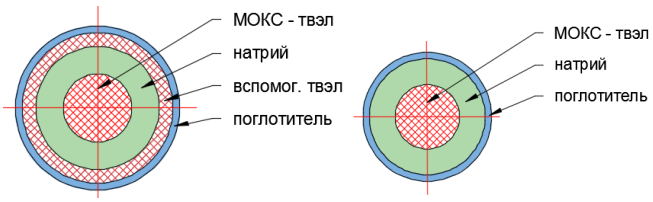


Рисунок 5. Модель с кольцевым вспомогательным твэлом и ее аналог

Для выяснения роли вспомогательных твэлов были построены модель с цилиндрическим вспомогательным твэлом и ее аналог без вспомогательного твэла, представленные на рисунке 5. Вспомогательный твэл состоит из диоксида урана (^{235}U – 4 %, ^{238}U – 96 %) с толщиной 2 мм. В качестве поглотителя тепловых нейтронов использовался природный бор. Результаты расчетов нейтронно-физических характеристик с различной толщиной приведены в таблице 6.

Таблица 6. Характеристики кольцевых конверторов

Параметр \ Вариант		Конвертор 1		Конвертор 2	
Мощность объектов	МОКС-твэл	1,00			
	вспомогательные	1,27	1,24	0	0
	ИГР	2980	1906	2938	3649
Материал поглотителя нейтронов		природный бор			
Толщина поглотителя нейтронов, мм		1	0,5	1	1,5
Мощность, вызываемая нейтронами	тепловыми	2,84 %	18,03 %	3,67 %	2,32 %
	промежуточными	85,13 %	73,15 %	85,22 %	84,78 %
	быстрыми	12,04 %	8,81 %	11,11 %	12,91 %
Отношение W(Rmin) / W(Rmax)		0,81	0,6	0,74	0,88

Видно, что по отношению мощностей ИГР/МОКС варианты с поглотителем толщиной 1 мм практически равноценны. По равномерности энерговыделения в МОКС твэле вариант со вспомогательным твэлом существенно лучше. Также данный вариант имеет минимальную мощность вспомогательных твэлов среди рассмотренных ранее. Отсюда можно сделать вывод, что вспомогательные твэлы играют положительную роль в формировании спектра нейтронов в конверторе ИГР, как в отношении мощности испытываемого твэла, так и в дополнении быстрых нейтронов в спектр этого твэла.

Заключение

Рассмотрены варианты конструкции конвертора тепловых нейтронов ИГР в нейтроны высоких энергий (более 0,625 эВ). В вариантах, когда доля делений, вызываемых тепловыми нейтронами, была менее 1 %, отношение энерговыделений «центр – периферия» составило 0,71, а отношение мощностей «ИГР – твэл» – 1793.

Показано, что установка любого из рассмотренных поглотителей при соответствующей толщине поглотителя позволяет обеспечить высокую равномерность радиального поля энерговыделения в твэле быстрого реактора, установленного в конвертор, но с различием в отношении мощности реактора к мощности твэла.

Данные расчетные исследования подтверждают возможность проведения представительных экспериментов с твэлами быстрого реактора в ИГР, показывают направление последующих работ в совершенствовании характеристик конвертера и его применения.

Литература

1. Витюк Г.А., Котов В.М., Витюк В.А., Жанболатов О.М. Расчет теплогидравлических параметров испытаний топлива быстрого реактора со свинцово - висмутовым теплоносителем. – Вестник НЯЦ РК, вып. 3, 2016, стр. 77–85.
2. MCNP/5: A General Monte Carlo N – Particle Transport Code, Version 5, 2003.
3. Вурим А.Д., Котов В.М., Иркимбеков Р.А., Жагипарова Л.К., Байгожина А.А. Компьютерная модель реактора ИГР для стационарных нейтронно-физических расчетов. – А.с. № 2738 РК, 27.12.2016.
4. Котов В.М., Жанболатов О.М. Конвертер нейтронов ИГР для испытаний твэлов быстрых реакторов. – Вестник НЯЦ РК, вып. 1, 2017, стр. 98–101.
5. V.M. Kotov, A.S. Sergeeva, R.A. Irkimbekov, V.I. Suprunov. The Possibilities of Fission Material Reproduction Increase in Thermal Reactor with the Assemblies with a Hard Neutron Spectrum/ Science and Technology of Nuclear Installations. 2011.

ЖЫЛДАМ РЕАКТОР ЖБЭЛДЕРІН СЫНАУҒА АРНАЛҒАН ИГР НЕЙТРОНДЫҚ КОНВЕРТОРЫ

В.М. Котов, О.М. Жанболатов

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

Атом саласын дамыту жолдарының бірі жылдам реакторлардың технологияларын жетілдіру болып табылады. Осы мақсаттар үшін жылдам нейтронды отынмен эксперименттер жүргізу қажеттілігі бар. Алайда, ИГР сияқты жылулық реакторда жылдам нейтрондардың бірыңғай ағымын алу қиын. Бірыңғайлылық емес мәселесін шешудің бір амалы – ұсынылып отырған құрылғы, нейтрондық конвертор болып табылады.

CONVERTER OF IGR NEUTRONS FOR TESTING OF FAST REACTORS FUEL ELEMENTS

V.M. Kotov, O.M. Zhanbolatov

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

One of the ways to develop the nuclear industry is to improve the technology of fast reactors. For these purposes it is necessary to carry out experiments with fuels of fast reactors. However, in a thermal reactor such as GGR, it is difficult to obtain a uniform flux of fast neutrons. One of the options for reducing the unevenness of fast neutrons flux is the proposed device – a neutron converter, capable of solving this problem.

УДК 577.4:504.064:539.16

РАДИАЦИОННОЕ ОБСЛЕДОВАНИЕ ТЕРРИТОРИИ В РАЙОНЕ ПЛОЩАДКИ «АКТАН-БЕРЛИ»

Кривицкий П.Е., Умаров М.А.

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

В статье представлены результаты радиационного обследования территории в районе площадки «Актан-Берли». Основой для проведения обследования послужило отсутствие информации о радиоэкологическом состоянии участка, где предположительно имеются следы радиоактивных выпадений от двух ядерных испытаний. Для исключения влияния естественных радионуклидов на радиационный фон проведен анализ и установлено, что их содержание является типичными для почв Казахстана. Явное превышение содержания над фоном установлено для искусственных радионуклидов ^{137}Cs и ^{241}Am, что, в свою очередь, указывает на наличие следов радиоактивных выпадений на обследуемом участке.

Введение

Семипалатинский испытательный полигон (СИП) представляет собой огромную территорию, на которой с 1949 по 1989 гг. проводились различные испытания, что не могло не отразиться на его радиоэкологическом состоянии. Участки радиоактивного загрязнения довольно сильно отличаются друг от друга размерами в зависимости от условий проведения испытаний. К примеру, штатные подземные испытания характеризуются небольшими узколокальными участками радиоактивного загрязнения или вовсе отсутствием какого-либо загрязнения на дневной поверхности. В свою очередь, испытания с нештатной радиационной ситуацией и атмосферные испытания оставили после себя огромные следы выпадений радиоактивного материала протяженностью в десятки и сотни километров. Отличительной особенностью таких испытаний является тот факт, что радиоактивное загрязнение может выходить за пределы испытательной площадки. Особый интерес вызывают территории, не относящиеся к испытательным площадкам, где предполагается наличие 2 и более следов радиоактивных выпадений. Одной из таких территорий является участок площадью 225 км^2 между двумя испытательными площадками, на которой предполагается наличие радиоактивного загрязнения. На севере исследуемый участок граничит с площадкой «Сары-Узень», на востоке – с площадкой «Дегелен». Расположение обследованной территории представлено на обзорной карте (рисунок 1).

Ранее проведенные комплексные радиоэкологические обследования граничащих территорий с западной и северной части исследуемого участка позволили предположить, что территория может быть подвержена радиоактивному загрязнению, как минимум, от двух следов радиоактивных выпадений. Одним из следов радиоактивных выпадений предположительно является след от атмосферного испытания мощностью 38 кт, проведенного 24.09.51 г. на высоте 30 м на площадке «Опытное поле» [1]. След проходит от самой технической площадки в юго-западном направлении, частично заходя на площадку «Сары-Узень» и юго-западную часть полигона. Сопоставляя ширину и траекторию следа на уже обследованной части полигона, можно судить о возможности его наличия на исследуемой территории. Другой след – это след от радиоактивных выпадений от подземного ядерного испытания 18.12.66 г. в скважине № 101 на площадке «Сары-Узень», мощностью 20–150 кт, где произошла нештатная радиационная ситуация, сопровождающаяся выбросом радиоактивного материала [2].

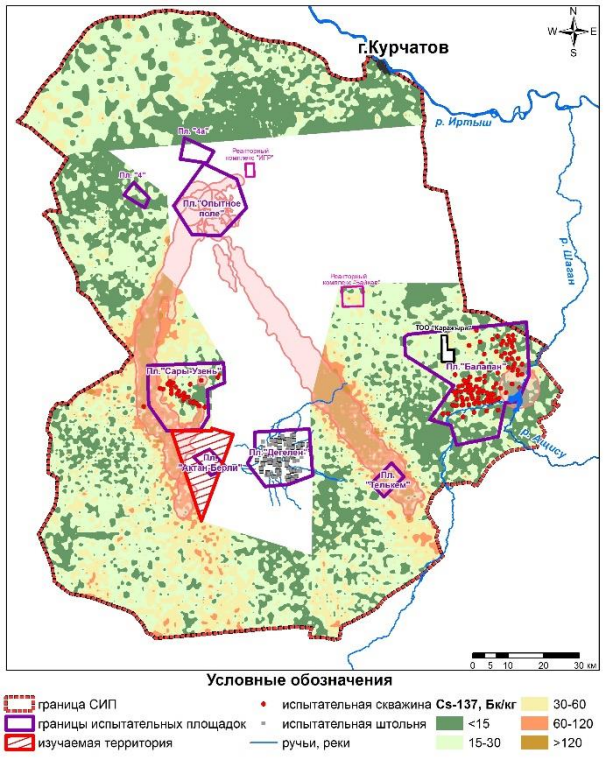


Рисунок 1. Обзорная карта Семипалатинского испытательного полигона

Материалы и методы исследования

Полевые исследовательские работы. Радиологическое обследование территории выполнено по сети 1×1 км (всего 308 точек) и включало в себя отбор

проб почвы методом укола на глубину 5 см и измерения радиационных параметров (мощность эквивалентной дозы (МЭД) и плотность потока β-частиц). Выбранная сеть 1×1 км позволяет выявить обширные области радиоактивного загрязнения, сравнимые с размерами пастбищных угодий, сенокосов. К такому типу радиоактивного загрязнения в большинстве случаев относятся следы радиоактивных выпадений от наземных ядерных испытаний, нештатных радиационных ситуаций и эскавационных испытаний.

Определение радионуклидного состава. Радионуклидный состав подготовленных проб определялся методом инструментальной гамма-спектрометрии [3]. В качестве измерительных контейнеров использовались пластиковые емкости в форме прямого цилиндра диаметром 90 мм и высотой 70 мм. Среднее время экспозиции составляло не менее 30 минут. Определение ^{40}K проводится гамма-спектрометрическим методом по линии 1461 кэВ, ^{241}Am – по линии 59,5 кэВ, ^{137}Cs – по линии 662 кэВ. Активность радионуклида ^{232}Th рассчитывается по линии 911 кэВ его дочернего продукта распада – ^{228}Ac. Активность ^{226}Ra определяется по дочернему продукту распада ^{214}Bi.

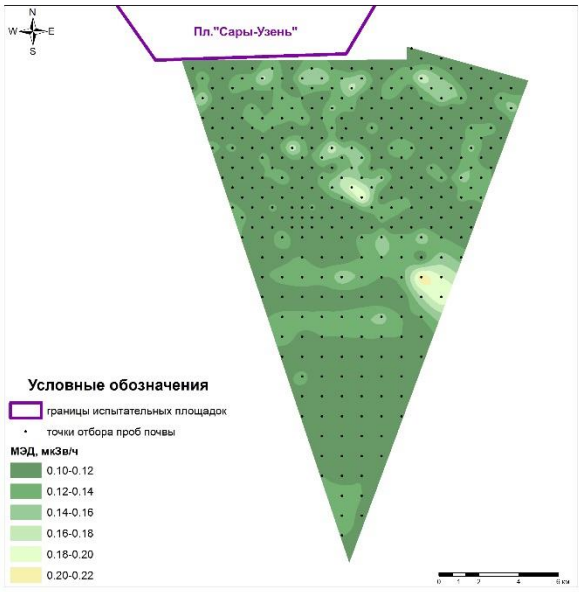
РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Интегральные радиационные параметры. По полученным данным построены карты распределения МЭД и плотности потока β-частиц на обследованной территории (рисунок 2).

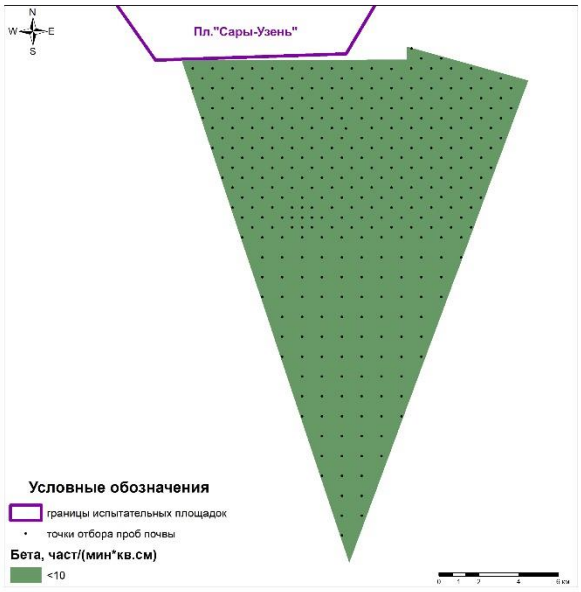
Анализ данных (рисунок 2, б) показал, что на исследуемой территории отсутствуют области высоких значений плотности потока β-частиц – все значения находятся ниже предела обнаружения используемого оборудования <10 част/(мин·см^2). В распределении МЭД (рисунок 2, а) выделяются области с повышенными значениями (до 0,22 мкЗв/ч) в северной и южной части участка, предположительно обусловленными проведением испытаний на площадках «Сары-Узень» и «Опытное поле». Площадь этих участков небольшая и не оказывает влияния на среднее значение МЭД для всего изучаемого района, которое в среднем составило 0,12 мкЗв/ч.

Площадное распределение естественных радионуклидов. По результатам гамма-спектрометрических исследований определены активности таких естественных радионуклидов как ^{40}K, ^{232}Th и ^{226}Ra, на основании этих данных построены карты площадного распределения (рисунок 3).

Исследование естественных радионуклидов, в своей основе, направлено на выявление возможных геохимических аномалий, которые способны создать повышенный радиационный фон на исследуемой территории. Для сравнения полученных результатов в таблице приведены максимальные, минимальные и средние значения удельной активности естественных радионуклидов в почвах Республики Казахстан [4].



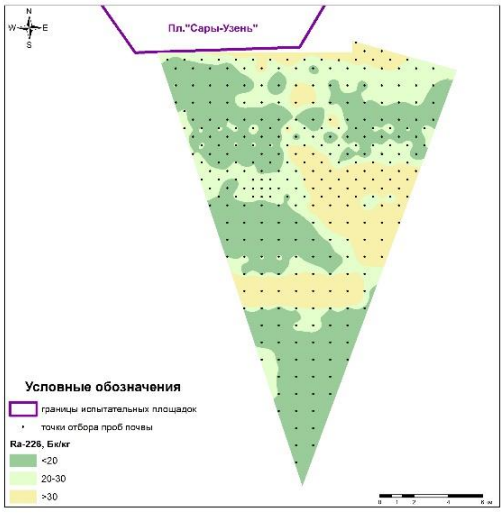
а)



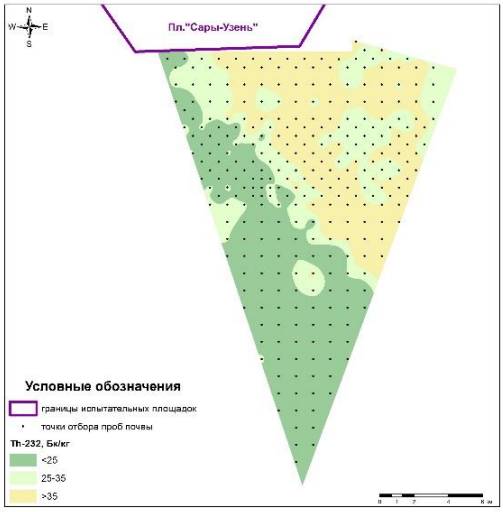
б)

Рисунок 2. Распределение значений МЭД (а.) и плотности потока β-частиц (б.) на обследованной территории

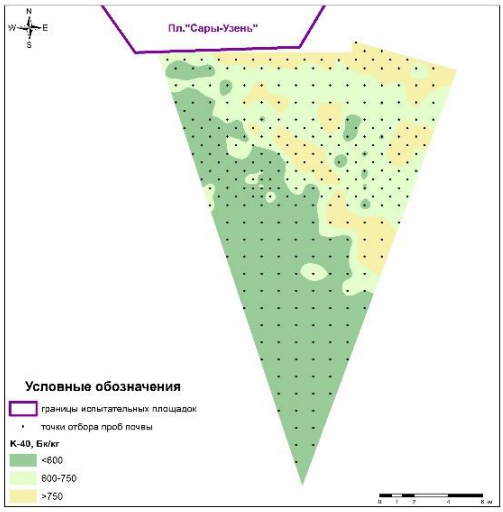
В результате сравнительного анализа, установлено, что зафиксированные максимальные значения удельной активности ^{40}K, ^{226}Ra и ^{232}Th в почвах исследуемой территории не превышают максимальные значения для почв Казахстана. Суммируя вышесказанное, можно сделать вывод, что содержания естественных радионуклидов в почвах исследуемого района являются типичными для почв Казахстана, каких-либо явных геохимических аномалий, влияющих на радиационный фон, не выявлено.



^{228}Ra



^{232}Th



^{40}K

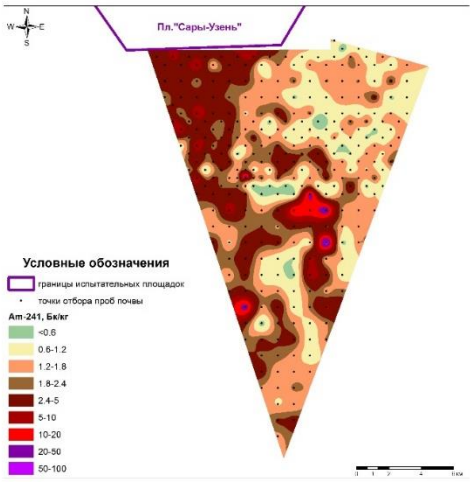
Рисунок 3. Результаты определения естественных радионуклидов в почве исследуемой территории

Таблица. Значения удельной активности ^{40}K, ^{226}Ra и ^{232}Th в почвах Республики Казахстан (РК) и исследуемой территории (ИТ)

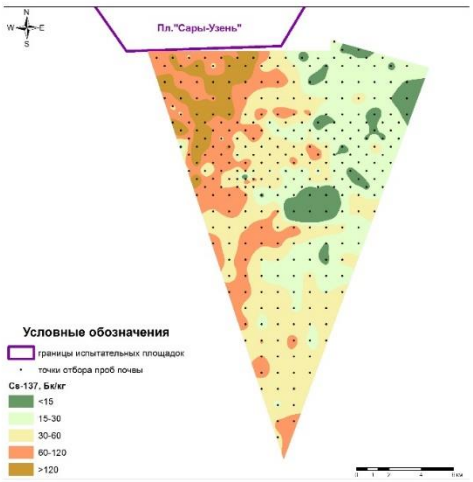
Пределы измерения	Удельная активность, Бк/кг					
	^{40}K		^{226}Ra (^{238}U)		^{232}Th	
	РК	ИТ	РК	ИТ	РК	ИТ
Минимальное значение	100	261	12	3	10	10
Максимальное значение	1200	1161	120	73	220	85
Среднее значение	300	622	37	32	60	23

Примечание: принимается, что в рядах урана и тория радиоактивное равновесие близко к единице, удельные активности урана и радия равны

Площадное распределение техногенных радионуклидов. Определение степени радиоактивного загрязнения поверхностного слоя почв исследуемой территории осуществлялось по основным долгоживущим гамма-излучающим искусственным радионуклидам: ^{137}Cs, ^{241}Am. По данным радионуклидного анализа построены карты площадного распределения ^{137}Cs и ^{241}Am (рисунок 4).



^{241}Am



^{137}Cs

Рисунок 4. Результаты определения техногенных радионуклидов в почве исследуемой территории

По полученным данным можно отметить повышенные концентрации ^{137}Cs и ^{241}Am в почве западной части исследуемого участка. Данное загрязнение предположительно обусловлено выпадением радиоактивного материала от двух испытаний. Одно испытание проведено в атмосфере 24.09.51 г. на площадке «Опытное поле». След радиоактивных выпадений от него протянулся от северо-западной части площадки на юг. Другое испытание проведено в вертикальной скважине № 101 на глубине ~430 м на площадке «Сары-Узень». Оба следа радиоактивных выпадений от испытаний пересекают исследуемую территорию с северо-запада и накладываются друг на друга, создавая суперпозицию. Ориентировочная площадь радиоактивного загрязнения территории составляет порядка 140 км^2, что больше половины от всей площади исследуемого участка. Диапазон значений удельной активности для ^{241}Am в почве варьирует от <0,3 до 100 Бк/кг, при среднем значении 5 Бк/кг, для ^{137}Cs – от 2,2 до 440 Бк/кг, при среднем значении 90 Бк/кг. Для примера среднее содержание техногенных радионуклидов северной территории СИП, которая считается условно чистой, составляет для ^{241}Am 0,8 Бк/кг, для ^{137}Cs – 17,2 Бк/кг.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Произведено радиационное обследование территории в районе площадки «Актан-Берли», общей площадью 225 км^2. На исследуемой территории отсутствуют области высоких значений плотности потока β-частиц, а в распределении МЭД выделяются области с повышенными значениями (до 0,22 мкЗв/ч) в северной и южной части участка. В результате сравнительного анализа, установлено, что максимальные значения удельной активности ^{40}K, ^{226}Ra и ^{232}Th в почвах не превышают максимальные значения для почв Казахстана. По полученным данным можно отметить повышенные концентрации ^{137}Cs и ^{241}Am в почве западной части исследуемого участка. Данное загрязнение предположительно обусловлено выпадением радиоактивного материала от двух испытаний: атмосферного испытания на площадке «Опытное поле» 24.09.51 г. и подземного ядерного испытания с радиоактивным выбросом, которое прошло в скважине № 101 на площадке «Сары-Узень. Общая площадь радиоактивного загрязнения от техногенных радионуклидов составила порядка 140 км^2.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ядерные испытания СССР: Современное радиоэкологическое состояние полигонов / под рук. Л.А. Логачева – М.: ИздАТ, 2002. – 652 с. – ISBN 5-86656-135-2.
2. Ядерные испытания СССР. Семипалатинский полигон / под ред. В.А. Логачева. – Москва: Изд. АТ, 1997. – 319 с.
3. Активность радионуклидов в объемных образцах. Методика выполнения измерений на гамма-спектрометре: МИ 2143-91. – Введ. 1998-06-02. – Рег. № 5.06.001.98. – М.: НПО ВНИИФТРИ, 1991. – 17 с.
4. ОАО «Волковгеология» «Учебно-методическое руководство по радиоэкологии и обращению с радиоактивными отходами для условий Казахстана», Алматы, 2002. 304 с.

«АҚТАН БЕРЛІ» АЛАҢЫНЫҢ АУМАҒЫНДАҒЫ РАДИАЦИЯЛЫҚ ЗЕРТТЕУЛЕР

П.Е. Кривицкий, М.А. Умаров

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

Мақалада «Ақтан-Берлі» алаңы ауданындағы аумақтың радиациялық зерттеу нәтижелері ұсынылған. Зерттеу жүргізуге негіз болғаны екі ядролық сынақтан болған радиоактивті түсулердің іздері бар болуы мүмкін деген телімнің радиоэкологиялық ахуалы туралы ақпараттың жоқтығы. Табиғи радионуклидтердің радиациялық аяға әсерін болдырмау үшін талдама жасалып, олардың құрамының Қазақстан топырақтары үшін тән екендігі анықталды. Құрамының аядан көрнекі артуы ^{137}Cs және ^{241}Am жасанды радионуклидтері үшін анықталған, бұл өз кезегінде зерттеліп жатқан телімде радиоактивті түсу іздерінің бар болуын көрсетеді.

RADIATION SURVEY OF THE TERRITORY IN THE REGION OF “AKTAN-BERLI” SITE

P.Ye. Krivitsky, M.A. Umarov

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

The article presents results of radiation survey in the territory of “Aktan-Berli” site region. The need for research was caused by the lack of information about radioecological state of the area, presumably having radioactive fallout plumes from two nuclear tests. To avoid the impact of natural radionuclides on the radiation background an analysis was conducted, as the result of that, their concentration was found to be typical for the soils of Kazakhstan. An evident exceedence of the background value was found for ^{137}Cs and ^{241}Am artificial radionuclides, that in in its turn speaks of presence of radioactive fallout plumes at the area of interest.

УДК 576.32:612.42:612.1:504.75.05

ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕГИОНАЛЬНОЙ ФОНОВОЙ ЧАСТОТЫ СТАБИЛЬНЫХ ТРАНСЛОКАЦИЙ У НАСЕЛЕНИЯ, ПРОЖИВАЮЩЕГО НА ТЕРРИТОРИИ, ПРИЛЕГАЮЩЕЙ К СЕМИПАЛАТИНСКОМУ ИСПЫТАТЕЛЬНОМУ ПОЛИГОНУ

Кенжина Л.Б., Кенесарина А.О., Мамырбаева А.Н.

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

В работе представлены результаты исследования региональной фоновой частоты стабильных транслокаций методом флуоресцентной гибридизации *in situ* в разных возрастных группах, которая колеблется в диапазоне от 1,42±0,3 до 4,9±0,5 на 1000 клеток. Установлено, что частота стабильных хромосомных аберраций увеличивается с возрастом, и связано это прежде всего с тем, что с возрастом происходит прогрессирующее снижение стабильности хромосомного аппарата, замедление процессов репарации ДНК и регенерации. Влияние вредных привычек, таких как курение, является наиболее исследуемым признаком, оказывающим влияние на уровень транслокаций, поэтому была проведена корреляция между уровнем стабильных хромосомных повреждений и этой вредной привычкой в исследуемых возрастных группах. Расчет фоновой частоты для стабильных хромосомных повреждений произведен при помощи оборудования автоматизированной цитогенетической платформы на базе электронного флуоресцентного микроскопа фирмы *Carl Zeiss AxioImager Z2,* автоматической системой поиска и анализа метафаз Metafer 4/M Search, ISIS (*MetaSystems,* Германия) и коммерческих цельнохромосомных ДНК зондов для хромосом 1, 4, 12.

Ключевые слова: флуоресцентная гибридизация in situ, стабильные хромосомные аберрации, лимфоциты периферической венозной крови.

Введение

Активное использование человечеством ионизирующего излучения в различных областях, прежде всего в промышленности и медицине, сопровождается постоянным расширением контингента лиц, контактирующих с ионизирующим излучением. Побочным следствием внедрения этих технологий становится риск потери контроля над источниками радиации и внеплановое облучение людей в условиях радиационных аварий [1, 2]. Учитывая доказанную опасность детерминированных и стохастических эффектов, возникающих в организме человека при воздействии ионизирующих излучений, биодозиметрический контроль при любых масштабах радиационного инцидента стал обязательным элементом противорадиационной защиты и неотъемлемой частью мер по медицинскому обеспечению радиационных инцидентов и аварий в развитых странах мира [3].

Главным принципом цитогенетической оценки повреждающего воздействия мутагенных факторов, в том числе ионизирующей радиации на хромосомный аппарат клеток человека, является количественный учет структурных хромосомных перестроек и изменений плоидности генома путем визуального анализа митотически конденсированных хромосом в цикле метафазы.

Традиционно, дицентрический анализ хромосом продемонстрировал свою надежность и, до сих пор, является лучшим методом для острого сценария облучения [4]. Однако данный метод успешно применим только в ранние сроки после облучения, вследствие постепенной элиминации аберрантных клеток из периферического кровяного русла. Для проведения ретроспективной оценки поглощенной дозы в условиях давнего облучения (экологического/ профессионального/медицинского) из-за высокой стабильности и накопления с течением времени предпочтительным является индикация хромосомных транслокаций методом флуоресцентной гибридизации *in situ* [5]. Данный метод детекции определяет положение специфической последовательности ДНК на метафазных хромосомах *in situ* при помощи ДНК-зондов, которые гибридизируются (связываются) с комплементарными участками и благодаря тому, что они помечены флуоресцентной меткой, позволяют видеть локализацию интересующих генов в составе хромосом. FISH-метод позволяет четко выявить стабильные хромосомные аберрации в виде транслокаций, представляющих собой обмен участками между исследуемой и другими хромосомами, поскольку ее окрашенный участок в флуоресцентном микроскопе высвечивается на других хромосомах.

Расчёт поглощенной дозы трудно поддается количественной оценке, поскольку частота индуцированных событий низкая, а фоновый уровень транслокаций среди неэкспонированных субъектов может проявлять значительную вариабельность. Обширные проведенные работы свидетельствуют, что это может быть обусловлено несколькими факторами, включая возраст, вредные привычки, например, курение сигарет, воздействие химических веществ, наличие клонов аномальных клеток [6] и, возможно, генотипической изменчивостью среди обследуемых.

Изучение характера реализации цитогенетических эффектов в лимфоцитах крови человека в зависимости от качества излучения, дозы и мощности дозы

в условиях экспериментов in vitro проводилось в течение трех прошлых десятилетий несколькими ведущими цитогенетическими лабораториями мира или консорциумами исследователей из разных лабораторий [7], однако всесторонний мета-анализ, опубликованный Сигурдсоном и др. в 2008 году, в настоящее время является лучшей международной базой данных с разбивкой по возрасту, полу, расе и привычке к курению. Воздействие табака в основном носит хронический характер, продолжающийся в течение жизни или ее значительной части, синергический эффект которого увеличивается при присоединении других вредных агентов [8]. Частота транслокаций на 1000 клеток в различных возрастных группах по исследованиям ведущих цитогенетических лабораторий мира опубликована в работе C.A. Whitehouse в 2005 году, где она колеблется 0,1±0,1 до 17,6±2,6 на 1000 клеток. Повышенные фоновые уровни хромосомных аберраций описаны в некоторых местностях Индии (Керала) [9], южных районов Китая [10], северных районах Ирана [11]. В исследованиях, в которых изучался эффект пола, не найдено доказательств каких-либо различий [12] даже в возрастных группах. Значения фоновых частот транслокаций для различных видов ионизирующего излучения, полученные разными исследователями и ведущими биодозиметрическими лабораториями мира варьируют в диапазоне от 0,0001 до 0,072±0,0021 на 1000 клеток [13].

Таким образом, данная работа направлена на определение стандартной фоновой частоты стабильных транслокаций, которая важна для построения собственной калибровочной кривой «доза-эффект».

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Характеристика группы исследования. Для исследований сформирована группа из 37 добровольцев, проживающих в г. Курчатов. Это условно здоровые люди, никогда ранее не подвергавшиеся воздействию ионизирующего излучения, за исключением медицинских рентген диагностирующих процедур. Для определения влияния пола на спонтанный уровень цитогенетических повреждений в лимфоцитах крови вся выборка была разделена на две группы – мужчины (48,6 %) и женщины (51,4 %). При определении зависимости уровня цитогенетических повреждений от возраста доноров группа ранжирована по возрастным категориям 20–29, 30–39, 40–49, 50–59, 60–69 лет и по признаку курения (таблица 1).

После получения информированного согласия проведено анкетирование, на основании чего не было отмечено повышенного или хронического воздействия факторов, которые могут повлиять на частоту хромосомных аберраций, таких, как химиотерапия, отравления химическими веществами и острое облучение в анамнезе. В ходе анкетированного опроса выяснены паспортные данные, условия и сроки проживания, характер питания, источники воды, используемые для питья и хозяйственных нужд, наличие хронической патологии.

Культивирование лимфоцитов периферической крови и приготовление препаратов. Материалом исследования послужила периферическая венозная кровь в количестве 6 мл, взятая из локтевой вены в стерильные пробирки с литий гепарином из расчета 50МЕ на 1 мл цельной крови, с соблюдением асептических условий на базе процедурного кабинета для цитогенетического анализа. Культивирование лимфоцитов периферической крови и приготовление хромосомных препаратов проводили, используя стандартный протокол [3].

Окрашивание. Окраска препаратов проводилась после 24-х часового хранения препаратов в термостате при t = 37 °C. Для окрашивания методом флуоресцентной *in situ* гибридизации (FISH) [3] использовался коммерческий набор фирмы *Meta Systems GmbH,* включающий коктейль цельнохромосомных молекулярных ДНК-зондов, меченных флюорохромами для хромосом 1, 4, 12, представляющих у мужчин 19,17 % генома, у женщин 18,87 % [60].

Денатурация и Гибридизация. Процедура проводилась согласно протоколу методики в течении 90 часов и при t = 37 °C. Контрокрашивание препаратов детергентом DAPI/Antifade производилось в темном помещении нанесением 50 мкл смеси на стекло. Хранение FISH-препаратов производилось в герметичных светонепроницаемых контейнерах при температуре –20 °C.

Таблица 1. Общая характеристика обследованной группы

Пол	Всего чел.	Признак	Возрастные группы, лет					Кол-во человек
			20–29	30–39	40–49	50–59	60–69	
муж	18	курящие	—	3	3	2	3	11
		не курящие	2	3	1	1	—	7
жен	19	курящие	1	1	2	—	1	5
		не курящие	4	2	4	2	2	14
ВСЕГО			**7**	**9**	**10**	**5**	**6**	**37**

Таблица 2. Возрастная динамика распределения стабильных аберраций

ИРБЭ (Казахстан)					NRPB (Украина)	BFS (Германия)	IRSN (Франция)
Возр-ая группа	Кол-во человек	Кол-во проанализ. клеток	Кол-во транслокаций	Частота транслокаций на 1000 клеток	Частота транслокаций на 1000 клеток	Частота транслокаций на 1000 клеток	Частота транслокаций на 1000 клеток
20–29	7	12711	22	1,73±0,4	—	4,1±1,1	2,0±0,8
30–39	9	12635	18	1,42±0,3	2,8±0,6	3,7±0,7	3,7±2,2
40–49	10	8599	27	3,14±0,6	3,4±0,6	8,2±1,5	4,6±2,3
50–59	5	5535	27	4,9±0,9	5,0±0,6	8,1±1,3	3,2±1,4
60–69	6	7781	33	4,2±0,7	6,5±0,7	10,5±2,1	3,8±3,0
ВСЕГО	**37**	**47261**	**127**	**—**	**—**	**—**	**—**

Анализ препаратов. FISH-анализ препаратов лимфоцитов проводили с использованием цитогенетической платформы на базе электронного флуоресцентного микроскопа фирмы *Carl Zeiss AxioImager Z2*, оснащенного световыми фильтрами, специфичными по спектральной пропускной способности DAPI, FITC, Texas Red, Green/Orange, автоматической системой поиска и анализа метафаз Metafer 4/MSearch (*MetaSystems,* Германия). Непосредственный анализ хромосомных нарушений проводили на изображениях, выводимых на экран монитора при помощи программного обеспечения ISIS (*MetaSystems Software,* Германия). Хромосома 1 визуализировалась зеленым светом, хромосома 4-красным, хромосома 12-желто-оранжевым, контрокрашенные остальные хромосомы синим цветом.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ И ОБСУЖДЕНИЕ

Результаты распределения фоновой частоты транслокаций в различных возрастных стратах представлены в таблице 2.

Как видно из таблицы, частота стабильных хромосомных аберраций, выявляемых FISH-методом, увеличивается с возрастом. Это связано с тем, что с возрастом происходит прогрессирующее снижение стабильности хромосомного аппарата, замедление процессов репарации ДНК и регенерации. Следует отметить, что накопление хромосомных повреждений происходит более активно в возрасте от 40 лет, скорость этого процесса обусловлена индивидуальной генетической программой (радиочувствительность, радиорезистентность) и совокупностью действующих на организм в течение жизни экзогенных и эндогенных факторов.

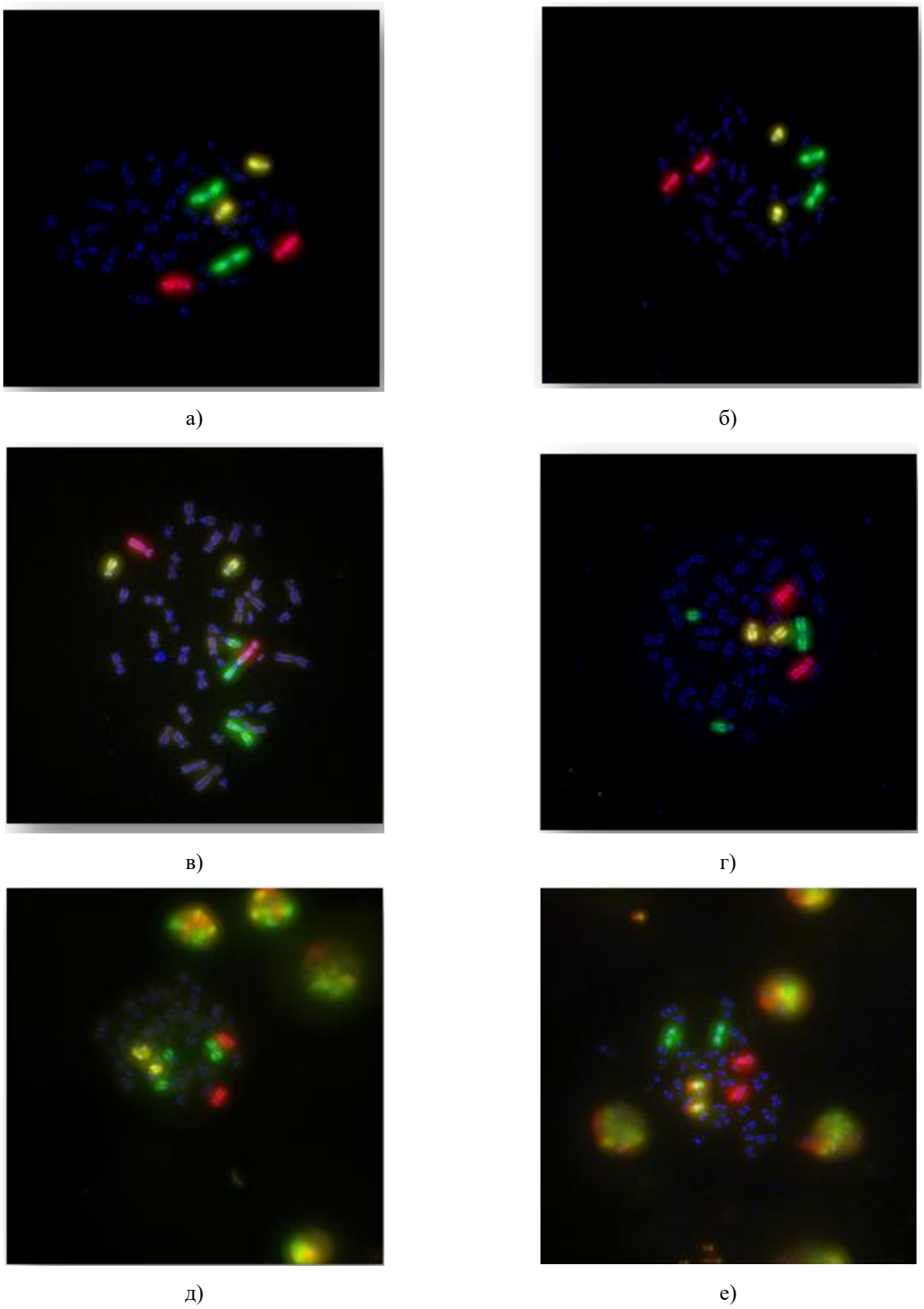
Индикация периферической крови исследуемых стабильных хромосомных аберраций в норме и патологии у исследуемых групп представлена на рисунке 1.

Частота распределения стабильных транслокаций. Влияние вредных привычек, таких как курение, является наиболее исследуемым признаком, оказывающим влияние на уровень транслокаций [14], поэтому была проведена корреляция между уровнем стабильных хромосомных повреждений и этой вредной привычкой в исследуемых возрастных группах, результаты представлены в таблице 3.

Полученные значения свидетельствуют в целом о превышении частоты транслокаций в группе курящих по сравнению с группой исследуемых, не имеющих этой вредной привычки. Данная тенденция прослеживается не во всех возрастных группах, в первую очередь это связано со статистически малой выборкой людей, малым количеством курящих женщин в молодом возрасте. Обращает на себя внимание тот факт, что в возрастной группе 50–59 лет выявлено наибольшее количество стабильных нарушений хромосомного аппарата, это свидетельствует об очевидном вкладе курения в процесс естественного старения.

Таблица 3. Частота распределения стабильных хромосомных повреждений в возрастных группах по признаку курения

Возр-ая группа	Кол-во человек	Курящие			Кол-во человек	Не курящие		
		Кол-во проанализ. клеток	Кол-во транслокаций	Частота транслокаций на 1000 клеток		Кол-во проанализ. клеток	Кол-во транслокаций	Частота транслокаций на 1000 кл
20–29	1	430	—	—	6	12281	22	1,79±0,3
30–39	4	4408	9	2,04±0,6	5	8227	9	1,09±0,3
40–49	5	5530	24	4,34±0,8	5	3069	3	0,97±0,3
50–59	2	3137	20	6,37±1,4	3	2398	7	2,92±1,1
60–69	4	5043	26	5,15±1,0	2	2738	7	2,55±0,9
ВСЕГО	**16**	**18548**	**79**		**21**	**28713**	**48**	



а) б)

в) г)

д) е)

Рисунок 1. Стабильные хромосомные аберрации методом флуоресцентной гибридизации in situ (FISH) в норме (а, б), в патологии у исследуемых групп (в, г), в группе курящих (д, е)

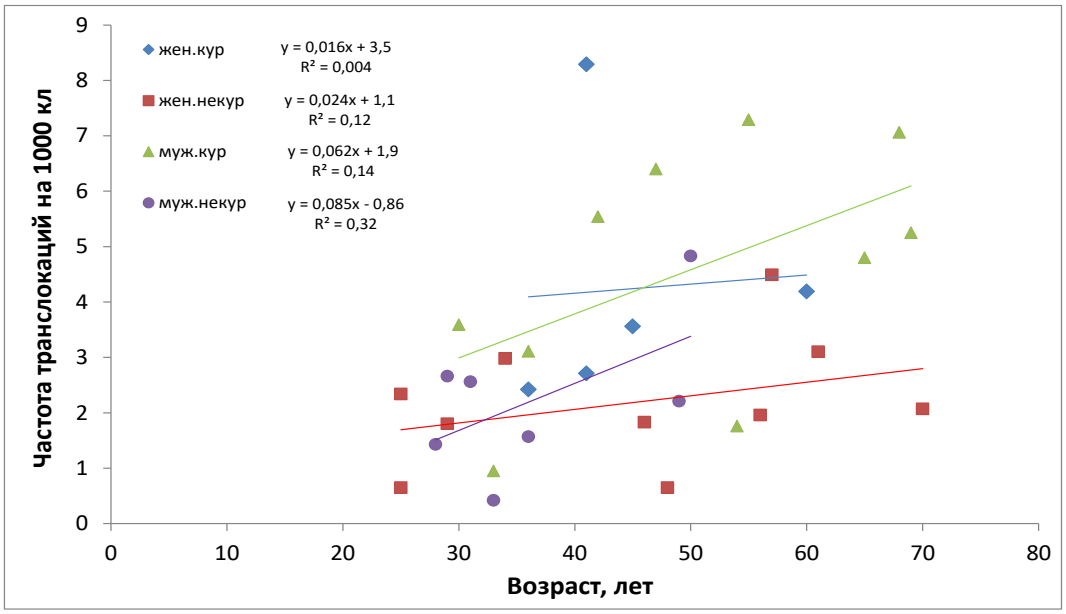


Рисунок 2. Графическое представление распределения фоновой частоты стабильных транслокаций по полу, возрасту и признаку курения

Классическая интерпретация образования обменных аберраций (дицентриков, транслокаций) предполагает линейно-квадратичную зависимость «доза-эффект», которая описывается следующим уравнением:

$$Y = C + \alpha D + \beta D^2,$$

где Y – частота хромосомных аберраций, D – доза ионизирующего облучения, коэффициент C – спонтанный, фоновый уровень хромосомных аберраций, α и β – коэффициенты линейно-квадратичной регрессии.

На рисунке 2 представлена аппроксимация фоновой частоты стабильных транслокаций у мужчин и женщин в зависимости от возраста и курения для вычисления индивидуальной ожидаемой величины коэффициента C для уравнения подсчета поглощенной дозы. Данные значения методически правильны для построения в будущем собственной калибровочной кривой «доза-эффект», корректной калькуляции поглощенной дозы человека.

Заключение

Выявленная при помощи флуоресцентной гибридизации *in situ* (FISH) стандартная частота стабильных транслокаций имеет выраженную индивидуальную вариабельность – от 0,97±0,3 до 6,37±1,4 на 1000 клеток, что соответствует фоновым значениям.

Полученные данные свидетельствуют о превышении средней частоты транслокаций в группе курящих почти в 2 раза по сравнению с группой исследуемых, не имеющих этой вредной привычки. Данная тенденция прослеживается не во всех возрастных группах, в первую очередь это связано со статистически малой выборкой людей, малым количеством курящих женщин в молодом возрасте. Обращает на себя внимание тот факт, что в возрастной группе курящих 50–59 лет выявлено наибольшее количество стабильных нарушений хромосомного аппарата, это свидетельствует об очевидном вкладе курения в процесс естественного старения, следовательно, в сокращение продолжительности жизни.

Таким образом, частота спонтанного уровня стабильных хромосомных аберраций необходима в практической радиобиологии для проведения корректной ретроспективной биодозиметрии в отдаленные сроки после облучения с учетом возраста, пола, вредных привычек, таких как курение. Данный параметр важен в обозначении «нулевой точки» дозы при построении собственной калибровочной кривой «доза – эффект».

Литература

1. Lloyd D.C. Accidents will happen. // Radiation Protection Dosimetry. – 1999. – Vol. 81, № 2. – P. 83–84.
2. L. Cerezo. Radiation accidents and incidents. What do we know about the medical management of acute radiation syndrome? // Rep Pract Oncol Radiother. – 2011. – № 16 (4). – P. 119–122.
3. Использование цитогенетической дозиметрии для обеспечения готовности и реагирования при радиационных аварийных ситуациях. Международное агентство по атомной энергии. – Вена. – 2014.
4. Romm H, Oestreicher U, Kulka U. Cytogenetic damage analysed by the dicentric assay. // Ann Ist Super Sanita. – 2009. – № 45. – P. 251–259.
5. Cho M.S, Lee J.K, Bae K.S et all. Retrospective biodosimetry using translocation frequency in a stable cell of occupationally exposed to ionizing radiation. // J Radiat Res. – 2015. – № 56 (4). – P. 709–716.

6. James D. Tucker. Low-dose ionizing radiation and chromosome translocations: A review of the major considerations for human biological dosimetry. // Mutation Research. – 2008. – № 659. – P. 211–220.
7. Badr, F.M., Hussain, F.H., Chromosomal aberrations in chronic male alcoholics// Alcohol. Clin. Exp. Res. – 1982. – № 6. P. 122–129.
8. Thampi M.V., Cheriyan V.D., Kurien C.J. et all. Cytogenetic studies in the high-level natural radiation areas of Kerala. // International Congress Series. – 2002. – Vol. 1225. – P. 207–211.
9. Wang C., Zhang W., Minamihisamatsu M. et all. Chromosome study in high background radiation area in Southern China. // International Congress Series. – 2005. – Vol. 1276. – P. 3–7.
10. M. Ghiassi-Nejad, F. Zakeri, R.Gh. Assaei. Long-term immune and cytogenetic effects of high-level natural radiation on Ramsar inhabitants in Iran. // Journal of Environmental Radioactivity. – 2004. – № 74. – P. 107–116.
11. Kim Y. K., et all. Chromosomal aberrations in workers exposed to low levels of benzene: association with genetic polymorphisms. // Pharmacogenetics. – 2004. – № 14. – P. 453–463.
12. Lucas J.N., Awa A., Straume T. et all. Rapid translocation frequency analysis in humans decades after exposure to ionizing radiation. // Int J Radiat Biol. – 1992. – № 62 (1). – P. 53–63.
13. Morton NE. Parameters of the human genome. Proc Natl Acad Sci USA. – 1991 – № 88 (17). – P. 7474–7476.
14. Kulka U., et al. RENEB - Running the European Network of biological dosimetry and physical retrospective dosimetry. // Int J Radiat Biol. – 2017. – 93 (1). –P. 2–14.

СЕМЕЙ СЫНАҚ ПОЛИГОНЫНА ЖАҚЫН АУМАҚТА ӨМІР СҮРІП ЖАТҚАН ТҰРҒЫНДАРДАН ТҰРАҚТЫ ТРАНСЛОКАЦИЯНЫҢ АЙМАҚТАҒЫ АЯЛЫҚ ЖИІЛІГІН АНЫҚТАУ

Л.Б. Кенжина, А.О. Кенесарина, А.Н. Мамырбаева

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

Бұл жұмыста, түрлі жастағы топтарда *in situ* флуоресцентті гибридизациялаудың тұрақты транслокация әдісімен 1000 жасушаға 1,42±0,3 бастап 4,9±0,5 дейінгі диапазонда құбылып отыратын аймақтағы аялық жиіліктің нәтижелері келтірілген. FISH-әдісімен анықталған тұрақты хромосомалық аберрация жиілігі жас ұлғайған сайын арта түсетіні және бұл ДНК репарациясы мен регенерация процестерінің баяулауы, хромосомалық аппараттың тұрақтылығының уақыт өткен сайын үдемелі түрде төмендеуіне байланысты болатыны анықталды. Темекі шегу секілді зиянды әдеттер зерттеудегі транслокация деңгейіне әсер етуші нысан болып табылады, сол себепті зерттеуге қатысушы түрлі жас топтарында осы зиянды әдет пен тұрақты хромосомалы зақымданулар деңгейі арасында корреляция жүргізілді. Тұрақты хромосомалық зақымданулар үшін аялық жиілікті есептеу автоматтандырылған цитогенетикалық платформа базасындағы электронды *Carl Zeiss AxioImager Z2* фирмасының флуоресцентті микроскопы, іздестіру автоматты жүйесі мен Metafer 4/M Search, ISIS (*MetaSystems*, Германия) метафазаларды талдамалау, 1, 4, 12 хромосомаларына арналған коммерциялық тұтас хромосомалық ДНК зондылары секілді жабдықтардың көмегімен жүргізілді.
Кілт сөздер: in situ флуоресцентті гибридизациясы, тұрақты хромосомалық аберрациялар, перифериялық веналық қан лимфоциттері.

DETERMINING REGIONAL BACKGROUND FREQUENCY OF STABLE TRANSLOCATIONS IN THE POPULATION LIVING IN THE TERRITORY ADJACENT TO THE SEMIPALATINSK TEST SITE

L.B. Kenzhina, A.O. Kenesarina, A.N. Mamyrbayeva

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

The paper presents results of the regional background frequency of stable translocations using *in situ* fluorescent hybridization in different age groups, which ranges from 1.42±0.3 to 4.9±0.5 per 1000 cells. It found that frequency of stable chromosome aberrations revealed by FISH-technique increases with age. This is due to the fact that with age chromosome stability, DNA reparation and regeneration reduction progressively decelerate. The impact of bad habits such as smoking is the most studied sign affecting the level of translocations; therefore, correlation was made between the level of stable chromosome damage and this bad habit in age groups of interest. Background frequency of stable chromosome damage was calculated by means of equipment of automated cytogenetic platform based on the electronic *Carl Zeiss AxioImager Z2* fluorescent microscope, automatic Metafer 4/M Search, ISIS (*MetaSystems*, Germany) metaphase search and analysis system and using commercial whole chromosome DNA probes for chromosomes 1, 4, 12.
Key words: in situ fluorescent hybridization, stable chromosome aberrations, lymphocytes of peripheral black blood.

УДК 519.651

О ЗАДАЧЕ ПРИБЛИЖЕННОГО ВОССТАНОВЛЕНИЯ ФУНКЦИЙ ИЗ КЛАССОВ СОБОЛЕВА ПО ЗНАЧЕНИЯМ ИХ ПРЕОБРАЗОВАНИЙ РАДОНА

Абикенова Ш., Темиргалиев Н., Ажгалиев Ш., Таугынбаева Г.

Евразийский национальный университет им. Л.Н. Гумилева, Астана, Казахстан

В статье в качестве объекта исследования применение преобразования Радона, как одного из видов числовой информации в задачах дискретизации функций из классов Соболева. Основное отличие научной постановки заключается в использовании информации нового типа, ставится задача выяснить характеристики решения задачи в контексте компьютерного (вычислительного) поперечника, используя преобразование Радона. Последующая вычислительная реализация имеет весьма широкую сферу применения в науке, и в масштабах Казахстана предлагает дальнейшее исследование перспективной тематики, которое реализует новое направление на международном уровне. Результаты получены в рамках грантового финансирования научных исследований на 2018–2020 годы МОН РК (проект AP05132938 «Преобразование Радона в задачах дискретизации»).

Ключевые слова. функция, преобразование Радона, класс Соболева, оценка погрешности снизу, оценка погрешности сверху, вычислительный агрегат.

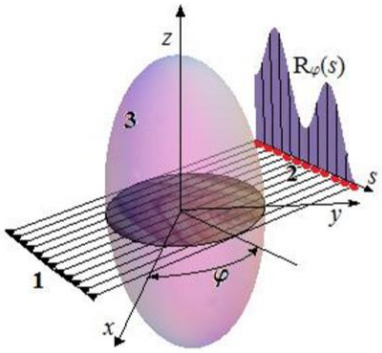
Введение

Широкий спектр проблем в различных сферах научного знания (астрофизики, физики плазмы, сейсмологии, медицины и т.п.) сводятся к решению обратных задач, что можно продемонстрировать на следующем примере. Требуется представить структуру внутренности некоторого тела. При исследовании внутренней структуры объекта его просвечивают излучением. Просвечивая тело с одного направления, получают плоское (двумерное) теневое изображение трехмерного тела. Просвечивая тело с другого направления, получают другое теневое изображение тела и дополнительную информацию о его внутренней структуре. Просвечивая тело еще с одного направления, получают новую информацию и т.д.

Таким образом, имея достаточный объем числовой информации (изображений с различных направлений), можно с определенной погрешностью восстановить внутреннюю структуру объекта, а точнее функцию плотности поглощения излучения – трехмерную функцию $\mu(x,y,z)$. Отметим, что задача в сформулированной постановке весьма сложна и, по сути, искомый трехмерный объект восстанавливают, представляя в виде набора тонких срезов. Внутри каждого среза плотность μ считают функцией только двух переменных [1].

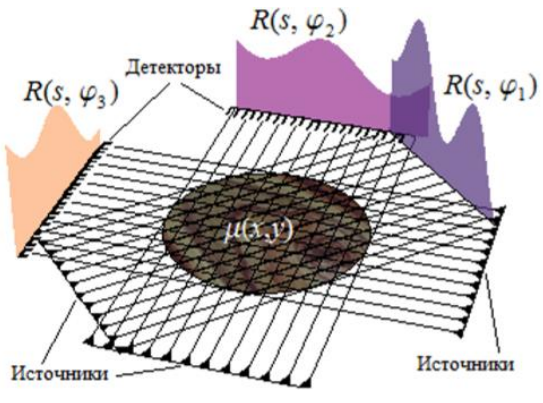
Здесь, при исследовании систему «источники-детекторы» устраивают таким образом, чтобы регистрировать только данные на лучах, лежащих в плоскости среза, то представлено на схеме сканирования одного слоя (рисунок, а).

Очевидно, что детекторы регистрируют данные и, полученная по ним функция R, зависит от одной переменной s (при фиксированном направлении зондирования, определяемом углом φ). Восстановить по одной проекции $R_\varphi(s)$ функцию двух переменных $\mu(x,y)$ невозможно.



1 – источники; 2 – детекторы; 3 – объект

а)



б)

Рисунок. Зондирование трехмерного объекта (а) и схема получения проекций $R(s,\varphi)$ одного слоя (б)

Для того, чтобы получить набор данных, достаточный для восстановления, объект исследуют с различных направлений, варьируя угол φ. Поворачивая систему «источники – детекторы», получают множество проекций $R(s,\varphi)$ слоя (параметр φ обозначает

угол зондирования), по которым можно восстановить двумерную функцию $\mu(x,y)$. Схема сканирования слоя с различных направлений показана на рисунке, б. Определив функцию $\mu(x,y)$ для одного слоя, систему «источники – детекторы» сдвигают в направлении оси *z* для получения информации о следующем близком слое и т.д. Затем, по двумерным функциям $\mu_{z_i}(x,y)$, в сечениях z_i, где *z* – координата перпендикулярная сечению, получают трехмерную функцию плотности поглощения $\mu(x,y,z)$. При этом основные трудности возникают при исследовании отдельного слоя, т.е. при восстановлении функции $\mu_{z_i}(x,y)$.

На математическом языке, это восстановление значения функции по известным значениям интегралов от этой функции, вычисленным по элементам некоторого множества поверхностей, т.е. сама функция неизвестна, известно лишь множество интегралов от этой функции, полученных в результате экспериментов.

Эта задача была решена в 1917 г. австрийским математиком И. Радоном для случая интегрирования по прямым линиям на плоскости, т. е. им был предложен метод восстановления (реконструкции) многомерных функций по их интегральным характеристикам, т.е. метод решения обратной задачи интегральной геометрии [2]. Преобразование Радона в задаче восстановления функций используется уже более 100 лет и в 2017 году математической научной общественностью было широко отмечено 100-летие существования преобразования Радона или 100-летие знаменитой публикации «Uber die Bestimmung von Funktionen durch ihre Integralwerte langs gewisser Mannigfaltigkeiten (Об определении функций по их интегральным значениям вдоль некоторых многообразий)», были подготовлены соответствующие научно-исследовательские мероприятия, посвященные его многочисленным применениям [3]. Значимость для ученых (математиков, физиков, инженеров, медиков и т.д.) и влияние на развитие соответствующих научных направлений введение и дальнейшее исследование преобразования Радона, неоспоримо подтверждается разными научными результатами [4–7]. Но несмотря на то, что научные направления по применению преобразования Радона многочисленны и имеют достаточно широкий географический научный охват, научные школы США, Европы (Германия, Дания, Австрия и т.д.), Азии, также России, в Казахстане подобной темой активно не занимаются.

Постановка задачи

В более широком смысле, приведенную выше постановку научного вопроса можно сформулировать так. При проведении экспериментов (физических, химических, технических и т.п.) важную роль играют два фактора: где разместить измерительные приборы (в каких точках снимать информацию) и как по полученным данным приближенно описать весь процесс (построение интерполяционной формулы). При этом выяснения требуют вопросы типа «*Какими приборами и в каком количестве пользоваться?*», «*Где эти приборы расставить и как переработать полученные экспериментальные данные?*».

Математическим эквивалентом этих положений является предложенный в [8–10] в 1996–2003 гг. **Компьютерный (вычислительный) поперечник**, смысл которого состоит в нахождении наилучшего среди данного класса вычислительных средств в условиях искаженных исходных данных. Данный подход выработан ИТМиНВ и представляет свой уникальный подход к исследованию этой задачи.

В случае $\mathrm{Tf} = f$ общая задача в определении Компьютерного (вычислительного) поперечника есть задача восстановления функций

$$\delta_N\left(D_N;F\right)_Y = \inf_{\left(l^{(N)},\varphi_N\right)\in D_N}\sup_{f\in F}\| f(\cdot) - \varphi_N(l_1(f),\ldots,l_N(f);\cdot)\|_Y .$$

Различные постановки задач восстановления функций получаются при различном выборе множества вычислительных агрегатов *D*, исследованию которых посвящен ряд работ (см. например, [10, 11] и имеющуюся в них литературу). Ранее в контексте К(В)П уже были получены оптимальные результаты в задаче восстановления функции из различных функциональных классов по разной числовой информации.

Результаты

Далее представлены полученные в рамках грантового финансирования научных исследований на 2018–2020 годы в текущем году научные результаты (проект AP05132938 «Преобразование Радона в задачах дискретизации»), заключающиеся в получении формул (оценка сверху и снизу) приближенного восстановления функций $\left(\mathrm{Tf} = f\right)$ из классов Соболева $W_p^r(D)$ посредством переработки числовой информации о ней, полученной от функционалов $l_1(f),\ldots,l_N(f)$ в виде их значений преобразований Радона, т.е. функционалов следующего типа: $l(f)=\int_p f(z)dz$ – интеграл от функции, взятый вдоль луча. Для полноты изложения напомним определение в случае двух переменных.

Через $D=\left\{x=(x,y)\in R^2:\ x\ =\sqrt{x^2+y^2}\le 1\right\}$ будем везде обозначать единичный круг с центром в начале координат. А через $C=[-1,1]\times S \equiv$ $\equiv\left\{(p,\theta):-1\le p\le 1,\theta=(\theta_1,\theta_2):\theta_1^2+\theta_2^2=1\right\}$.

Через Z обозначим множество $[-1,1]^3$.

Заметим здесь, что множество C можно рассматривать как поверхность в R^3, которая находится внутри куба Z.

Для функции f, определенной на D, и $(t,\theta)\in C$ преобразованием Радона $R(f;t,\theta)$ называется интеграл от f вдоль отрезка $I := I(t,\theta) = \{(x,y): x\theta_1 + y\theta_2 = t\} \cap D$, а именно:

$$R(f;t,\theta) := \int_{I(t,\theta)} f(x,y)\,ds = \int_{-\sqrt{1-t^2}}^{\sqrt{1-t^2}} f(t\theta_1 - s\theta_2, t\theta_1 + s\theta_2)\,ds.$$

Теорема. *Пусть r>1 целое число. Тогда справедливо соотношение*

$$N^{\frac{-r}{2}+\frac{1}{2}} \ll \delta_N\left(R(f;t,\theta);W_2^r(D)\right)_{L^\infty(D)} \ll N^{\frac{-r+\frac{1}{2}}{3}+\frac{1}{2}}.$$

Заметим, что для r>1 верно неравенство

$$\frac{r}{2} > \frac{r+1/2}{3}.$$

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Основное отличие идеи научной задачи заключается в использовании информации нового типа, при этом наибольшее распространение получило восстановление по значениям функции в точках. На практике используются приборы, которые измеряют не значения исследуемой функции, а ее другие характеристики. Например, использование цветовых фильтров позволяет получать интенсивность излучения в данном спектре, или математическим языком, значения коэффициентов Фурье. Известно о связи преобразований Фурье и Радона и, одной стороны, постановка задачи дискретизации при помощи коэффициентов Фурье имеет широкое развитие и получены неулучшаемые результаты. Поэтому, с другой стороны, в этой связи, ставится задача выяснить характеристики решения данной задачи, используя преобразование Радона. В Казахстане была поставлена задача К(В)П о нахождении оптимальных порядков восстановления функций и решений дифференциальных уравнений. Для многих конкретных случаев поставленная задача была решена на основе оригинальных методов построения агрегатов приближения вкупе с методами доказательств их неулучшаемости. Планируется нахождение оптимальных порядков задач дискретизации функций по значениям преобразования Радона функций из различных классов. Последующая вычислительная реализация имеет весьма широкую сферу применения в науке и технике, в частности в компьютерной томографии. Таким образом, в масштабах Казахстана предлагается дальнейшее исследования перспективной тематики, которое реализует новое направление на международном уровне. Результаты могут быть использованы в программном обеспечении медицинских, геологических томографов. Например, нахождение оптимального порядка дискретизации преобразования Радона позволит, в медицинской рентгеновской томографии смоделировать неулучшаемую конфигурацию излучателей и, таким образом, минимизировать вредное влияние рентгеновского излучения. Основные результаты Проекта (промежуточные) периодически обсуждались на научных семинарах Института теоретической математики и научных вычислений ЕНУ им. Л.Н. Гумилева.

ЛИТЕРАТУРА

1. Хелгасон С. Преобразование Радона. / Пер. с англ. А.Г. Сергеева, под ред. Б.И. Завьялова с предисловием В.С. Владимирова. М.: Мир. 1983. 148 с. [Helgason S. The Radon transform. Birkhäuser. 1980. 192 p.]
2. J. Radon.Über die Bestimmung von Funktionen durch ihre Integralwerte längs gewisser Mannigfaltigkeiten. Berichte Sächsische Akademie der Wissenschaften, Leipzig, Mathematisch-Physikalische Klasse, 69:262–277, 1917.
3. Special issue on 100 years of the Radon transform // Inverse Problems, Volume 33–35
4. Harrison H. Barrett. The Radon Transform and Its Applications. Progress in Optics. Volume 21, 1984, Pages 217–286.
5. В. Г. Романов, Обратные задачи математической физики, Наука, Москва, 1984 , 264 с.; V. G. Romanov, Inverse Problems of Mathematical Physics, VNU Science Press, Utrecht, 1987.
6. Электронное издание на основе: Физика и биофизика : учебник / В. Ф. Антонов, Е. К. Козлова, А. М. Черныш. – 2-е изд., испр. и доп. – М. : ГЭОТАР-Медиа, 2013. – 472 с. : ил. - ISBN 978-5-9704-2401-8.
7. Daniel Trad, Tadeusz Ulrych, and Mauricio Sacchi (2003). “Latest views of the sparse Radon transform.” GEOPHYSICS, 68(1), 386–399.
8. Н. Темиргалиев, Теоретико-числовые методы и теоретико-вероятностный подход к задачам анализа. Теория вложений и приближений, абсолютная сходимость и преобразования рядов Фурье, Вестн. Евразийск. ун-та им. Л.Н. Гумилева, 1997, № 3, 90–144.
9. Н. Темиргалиев, Компьютерный (вычислительный) поперечник. Алгебраическая теория чисел и гармонический анализ в задачах восстановления (метод квази-Монте-Карло). Теория вложений и приближений. Ряды Фурье, Вестн. Евразийск. нац. ун-та им. Л.Н. Гумилева, 2010, Спец. выпуск, посвященный научным достижениям математиков ЕНУ им. Л.Н. Гумилева, 1–194.
10. Н. Темиргалиев, Непрерывная и дискретная математика в органическом единстве в контексте направлений исследований, Электронное издание, ИТМиНВ, Астана, 2012.

СОБОЛЕВ КЛАССЫНАН АЛЫНҒАН ФУНКЦИЯНЫ ОНЫҢ РАДОН ТҮРЛЕНДІРУІНІҢ МӘНІ БОЙЫНША ЖУЫҚТАУ ЕСЕБІ ТУРАЛЫ

Ш. Әбікенова, Н. Темірғалиев, Ш. Ажғалиев, Ғ. Тауғынбаева

Л.Н. Гумилев атындағы Еуразия ұлттық университеті, Астана, Қазақстан

Мақалада зерттеу объектісі ретінде Соболев классынан алынған функцияларды дискретизациялау есебіндегі сандық мәліметтердің бір түрі – Радон түрлендірулерін қолдану алынған. Ғылыми қойылымның негізгі ерекшелігі жаңа түрдегі сандық мәліметті қолдану болып табылады, сол Радон түрлендіруін қолдана отырып, Компьютерлік (есептеуіш) диаметр мән мәтінінде мәселе шешімінің сипатын анықтау қажет. Бұдан шығатын есептеу нәтижелері ғылымда кең көлемдегі қолданысқа ие, және де халықаралық деңгейдегі жаңа бағытқа шығаратын болашағы зор осы тақырыпты Қазақстан көлемінде ары қарай зерттеу ұсынылады. Нәтиже 2018–2020 жылдардағы ҚР БҒМ ғылыми зерттеулерді қаржыландыру гранты аясында алынған (AP05132938 «Дискретизация есептеріндегі Радон түрлендірулері» жобасы).

Кілт сөздер: функция, Радон түрлендірулері, Соболев классы, төменнен бағалау қателігі, жоғарыдан бағалау қателігі, есептеу агрегаты.

ON THE PROBLEM OF APPROXIMATE RECONSTRUCTING OF FUNCTIONS FROM SOBOLEV CLASSES BY VALUES OF THEIR RADON TRANSFORMS

S. Abikenova, S. Azhgaliyev, G. Taugynbayeva, N. Temirgaliyev

L.N. Gumilyov Eurasian National University, Astana, Kazakhstan

In this article we study the application of the Radon transform, as one of the types of numerical information in discretization problems of functions from the Sobolev classes. The main distinction of the scientific statement is the use information of a new type, we state the problem to find out the characteristics of the solution of the reconstructing problem using the Radon transform in the context of the Computational (Numerical) diameter. Subsequent computational implementation has a very wide scope in science, and thus, on the scale of Kazakhstan, proposes further research on promising subjects, which implements a new direction at the international level. The results have been obtained within the framework of the grant financing of scientific research for the years 2018–2020 of the MES RK (project AP05132938 “Radon transform in discretization problems”).

Keywords: function, Radon transforms, Sobolev class, lower bounds of the error, upper bounds of the error, computational aggregates.

УДК 53.082.1; 53.082.6

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ АККУМУЛЯЦИИ ГЕЛИЯ В СТАЛИ 12Х18Н10Т, ОБЛУЧЕННОЙ АЛЬФА-ЧАСТИЦАМИ И НЕЙТРОНАМИ В АТМОСФЕРЕ ГЕЛИЯ

Кислицин С.Б., Диков А.С., Ларионов А.С., Хромушин И.В.

РГП «Институт ядерной физики» Министерства энергетики РК, Алматы, Казахстан

skislitsin@mail.ru

Методом термодесорбционной спектроскопии исследовано накопление гелия в конструкционной стали 12Х18Н10Т, облученной альфа-частицами с энергией 45 кэВ и облученной нейтронами в атмосфере гелия. Показано, что имплантация низкоэнергетическими ионами гелия ведет к существенной деградации структуры поверхности – блистерингу и шелушению поверхности. Нейтронное облучение в атмосфере гелия не приводит к формированию гелиевой пористости и, соответственно блистерингу и шелушению поверхности. Установлено, что гелий накапливается в приповерхностных слоях при нейтронном облучении в среде гелия, в то время как имплантация ведет к накоплению гелия в области за проективным пробегом альфа-частиц.

Ключевые слова: термодесорбционная спектроскопия, сталь 12Х18Н10Т, нейтронное облучение, облучение альфа-частицами

ВВЕДЕНИЕ

Водород и гелий в конструкционных материалах ядерных и термоядерных установок приводит к деградации их физико-механических свойств [1–4]. Накопление трансмутационного гелия за счет ядерных реакций нейтронов элементов с конструкционными материалами приводит к гелиевому распуханию, охрупчиванию и другим негативным последствиям. Еще более опасным является эффект гелия на конструкционные материалы в перспективных высокотемпературных реакторах с гелиевым теплоносителем (ВТГР), поскольку нейтронное облучение будет сопровождаться высокими температурами.

В настоящее время ускорители альфа-частиц используются для определения влияния гелия на конструкционные материалы, поскольку это позволяет достичь высоких концентраций гелия за относительно короткий период облучения [5–6]. Однако модельные эксперименты не могут полностью заменить реальные исследования [7]. В этой работе проводится исследование проникающей способности (сорбции) и накопления гелия в конструкционной стали при синергическом воздействии нейтронного облучения в атмосфере гелия при высокой температуре. В качестве основного метода исследования применялась термодесорбционная спектроскопия, позволяющая определять температурные пики десорбции газов [8–10], на основе которых можно делать выводы о формах накопления газовых примесей [11].

Полученные результаты по термодесорбции гелия из стали 12Х18Н10Т, облученной нейтронами в атмосфере гелия, сравниваются с полученными нами результатами термодесорбции гелия из этой же стали имплантированной низкоэнергетическими альфа-частицами.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ ОБЛУЧЕНИЯ И ИССЛЕДОВАНИЯ

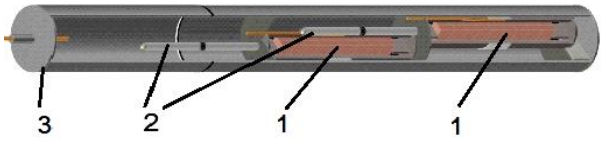
Исследования накопления и выхода гелия в экспериментах по термодесорбции проводились на образцах конструкционной аустенитной стали 12Х18Н10Т, широко используемой в реакторостроении. Элементный состав стали дан в таблице. Для облучения альфа-частицами на ускорителе вырезались образцы размерами 10 мм × 10 мм × 1 мм, далее они подвергались механической шлифовке и полировке поверхности.

Таблица. Содержание элементов в стали 12Х18Н10Т по данным ЭДА анализа

Элемент	Содержание, вес. %
C	5,7
Cr	16,34
Ni	9,14
Mn	1,26
Si	0,65
Ti	0,52
Mo	0,17
Fe	65,61

Облучение проводилось на низкоэнергетическом канале ускорителя ДЦ-60 (канал ЭЦР источника) Астанинского филиала ИЯФ двухзарядными ионами гелия с энергией 22,5 кэВ/заряд, т.е. полный заряд альфа-частицы равен 45 кэВ. Температура облучения не превышала 200 ºС. Флюенс α-частиц для стали составил 1×10^{18} ион/см$^{-2}$ проективный пробег ~100 нм, разброс пробега, т.е. страгглинг ~80 нм.

Для нейтронного облучения в атмосфере гелия была спроектирована и изготовлена из стали 12Х18Н10Т ампула, наполненная гелием, см. рисунок 1.



1 – образцы; 2 – хромель-алюмелевые термопары,
3 – корпус (сталь 12Х18Н10Т)

Рисунок 1. Схема реакторной ампулы

Облучение ампулы, наполненной гелием, проводилось в канале 10-2 исследовательского реактора ВВР-К (ИЯФ, Алматы). Общее время облучения 3254 часа 52 минуты. Плотность потока нейтронов в процессе облучения составляла: $7{,}3\cdot10^{-13}$ н/(см^2·сек) для нейтронов с $E \le 0{,}1$ МэВ, т.е. тепловые нейтроны и $6{,}8\cdot10^{-12}$ н/(см^2·сек) для нейтронов с $E \ge 0{,}11$ МэВ, т.е. для «быстрых» нейтронов. За время облучения образцы для исследований набрали флюенс $8{,}5\cdot10^{20}$ н/см^{2}для тепловых и $8{,}9\cdot10^{19}$ н/см^{2}для быстрых нейтронов. Образцы для исследований вырезались в «горячих» камерах из стенок капсулы. Температура в период облучения составляла 720 ºС.

Исследования структуры поверхности облученных α-частицами образцов стали проводили методами сканирующей электронной микроскопии (СЭМ) на микроскопе JSM-7500F (JEOL).

Исследования накопления гелия в облученных α-частицами и нейтронами в атмосфере гелия образцов стали выполнено методом термодесорбционной спектроскопии [11].

Кривые термодесорбции автоматически снимали в процессе нагрева в вакууме ~$1{,}3\times10^{-6}$ Па со скоростью 42 ºС/мин в интервале 20–1100 ºС. До измерений проводилась калибровка на содержание гелия в вакуумной камере. Для исследований десорбции гелия методом термодесорбционной спектроскопии готовились образцы размерами 3 мм × 2 мм × 1 мм.

Результаты и обсуждение

Результаты исследования выхода гелия из облученной нейтронами в атмосфере гелия стали приведены на рисунке 2. Как видно из рисунка, в спектре термодесорбции гелия в интервале температур от комнатной до 1100 ºС наблюдается 3 пика при 180 ºС (I), 230 ºС (II), 320 ºС(III). Из рисунка 2 видно, что, несмотря на малую растворимость гелия, при высоких температурах и нейтронном облучении гелий мигрирует вглубь стали.

Интерес представляет сравнение выхода гелия с данными, полученными в экспериментах по термодесорбции имплантированного в сталь облучением низкоэнергетических альфа-частиц с энергией 45 кэВ. Спектр термодесорбции гелия, имплантированного на ускорителе ДЦ-60, показан на рисунке 3. Из приведенных на рисунке 3 зависимостей выхода гелия из имплантированной альфа-частицами стали видно, что наблюдается 4 пика выхода гелия, при этом основной пик выхода наблюдается при температуре 550 ºС. В тоже время для облученного нейтронами в атмосфере гелия пик расположен при значительно меньшей температуре (230 ºС). Это свидетельствует о том, что гелий при облучении нейтронами в атмосфере гелия залегает на значительно меньшей глубине по сравнению с имплантированным (~100 нм, согласно расчету по программе SRIM пробега альфа-частиц с энергией 45 кэВ в стали). Также, по-видимому, различаются формы нахождения гелия в стали, облученной нейтронами в среде гелия и имплантированного в сталь. При имплантации альфа-частиц в области торможения генерируются точечные дефекты – вакансии и междоузельные атомы. Атомы гелия образуют малоподвижные гелий-вакансионные комплексы с высокой энергией связи гелия в комплексе (порядка 4–5 эВ) и стабильные до высоких температур.

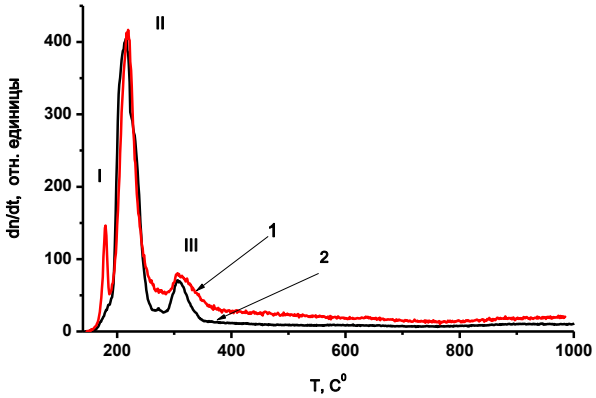


Рисунок 2. Спектр термодесорбции гелия из двух образцов (1, 2) стали 12Х18Н10Т, облученных нейтронами в атмосфере гелия в одинаковых условиях при 720 °С

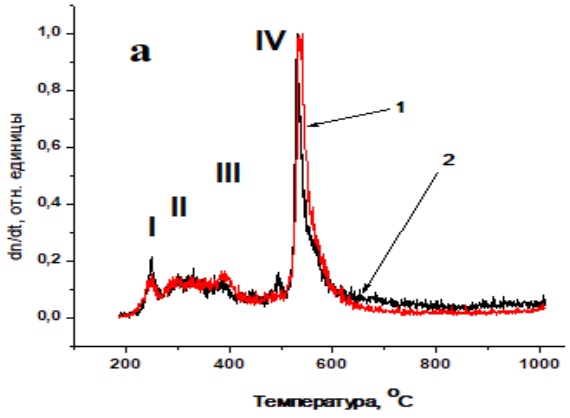


Рисунок 3. Спектр термодесорбции гелия из стали 12Х18Н10Т, облученной альфа-частицами до флюенса $1\cdot10^{18}$ см$^{-2}$

При нейтронном облучении область с высокой концентрацией точечных дефектов не формируется, поэтому атомы гелия образуются в комплексы, состоящие преимущественно из атомов гелия и имеющие высокую подвижность. Соответственно, десорбция гелия из таких комплексов будет идти при меньших температурах. Еще одним подтверждением раз-

личия форм нахождения гелия в стали, облученной нейтронами в среде гелия и имплантированной альфа-частицами, является формирование блистеров на поверхности имплантированной гелием стали (рисунок 4).

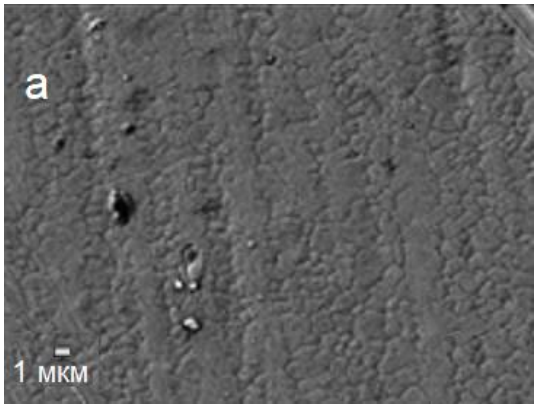
На поверхности стали, облученной нейтронами в среде гелия, наличия блистеров на поверхности не обнаружено.

Заключение

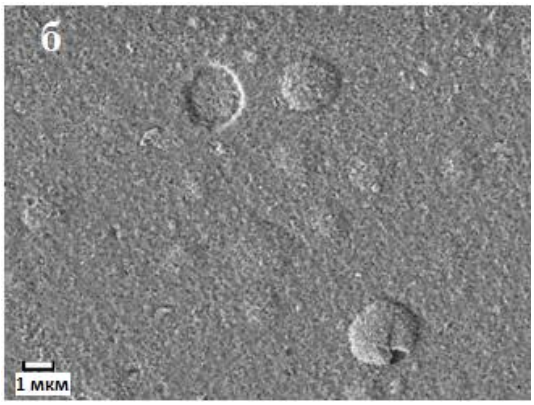
1. По выполненным исследованиям накопления гелия в стали при нейтронном облучении в атмосфере гелия можно сделать следующие выводы: наблюдаются три максимума выхода гелия при 150 °С, 230 °С и 320 ºС. Обнаруженные пики выхода гелия связаны с его десорбцией из приповерхностных дефектов структуры, таких как границы зерен, дислокации. Не наблюдается образования гелиевой пористости и выхода пор на поверхность.

2. По выполненным исследованиям накопления имплантированного в сталь гелия можно заключить, что наблюдается 4 пика выхода гелия, при этом основной пик выхода наблюдается при значительно более высокой температуре 550 ºС. Облучение альфа-частицами приводит к высокой концентрации гелия в области торможения альфа-частиц, что в свою очередь ведет к зарождению гелиевой пористости и блистерингу – вспучиванию поверхности, вызванному выходом пор на поверхность.

Работа выполнена в рамках программы целевого финансирования Комитета науки Министерства образования и науки Республики Казахстан № BR05236400.



а) до облучения



б) после облучения

Рисунок 4. Блистеринг и флекинг в стали, облученной α-частицами с энергией 45 кэВ до флюенса $1 \cdot 10^{18}$ см$^{-2}$

Литература

1. Зеленский В.Ф., Неклюдов И.М., Черняева Т.П. Радиационные дефекты и распухание металлов. Киев: «Наукова думка», 1988, 296 с.
2. Beghini M., Benamati G., et. al. Effect of hydrogen on the ductility reduction of F82H martensitic steel after different heat treatments //J. of Nucl. Mater. – 2001. – V.288. - P. 1– 6.
3. Неклюдов И.М., Толстолуцкая Г.Д. Гелий и водород в конструкционных материалах // ВАНТ: Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 2003. – № 3(83). – С. 3–14.
4. Калин Б.А., Чернов И.И., Калашников А.Н., Бинюкова С.Ю. Поведение гелия и особенности развития микроструктуры в модельных сплавах никеля и ванадия // ВАНТ: Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 2000. – № 4(78). – С. 20–24.
5. Карасев В.С., Ковыршин В.Г. Термодесорбция имплантированного гелия из аустенитных сталей типа 16-15 // Атомная энергия. – 1983. – Т.55. – В.6. – С. 362–366.
6. Рыбалко В.Ф., Ружицкий В.В., Хазан С.М., Ковтун Г.П. Термодесорбция ионно-имплантированного гелия из Fe и Cr // ВАНТ: Серия Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 1990. – № 1(52). – С. 54–58.
7. Кальченко А.С., Брык В.В., Воеводин В.Н., Лазарев Н.П. Моделирование распухания стали Х18Н10Т в имитационных и реакторных условиях // ВАНТ: Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 2003. – № 3(83). – Р. 3–14.
8. Ono K., Arakawa K., Shibasaki H., et al. Release of helium from irradiation damage in Fe-9Cr ferritic alloy // J.Nucl. Mater. – 2004, V. 329–333. - P. 933–937.
9. Чжи Зин У, Чернов И.И., Стальцов М.С., Калин Б.А., Калашников А.Н., Бинюкова С.Ю., Аунг Чжо Зо. Термодесорбция гелия из реакторных сталей. // Атомная энергия. – 2001. – Т.10. – В.1. – С. 130–137.
10. Николаева И.П., Стальцов М.С., Чернов И.И., Калин Б.А., Богачев И.А., Гесува Л.Ю., Дрожжина М.В., Беляев А.А., Тищенко А.Г. Влияние концентрации оксида иттрия на формирование гелиевой пористости в феррито-мартенситной дисперсионно-упрочненной оксидами стали // Атомная энергия. – 2018. – Т.124. – В.3. – С. 144–149.
11. Алдабергенова Т.М. Кислицин С.Б., Ганеев Г.З., Виелеба В. Влияние термических отжигов на структуру и свойства поверхности вольфрама, облученного низкоэнергетическими альфа-частицами до высоких флюенсов // Известия ВУЗов. Сер. Физика. – 2018. – Т. 61. – № 8. – С. 117–123.

ГЕЛИЙ АТМОСФЕРАСЫНДА АЛЬФА-БӨЛШЕКТЕРМЕН ЖӘНЕ НЕЙТРОНДАРМЕН СӘУЛЕЛЕНГЕН 12Х18Н10Т БОЛАТТАҒЫ ГЕЛИЙДІҢ ШОҒЫРЛАНУЫНА ЖҮРГІЗІЛГЕН ЭКСПЕРИМЕНТТІК ЗЕРТТЕУЛЕР

С.Б. Кислицин , А.С. Диков , А.С. Ларионов , И.В. Хромушин

ҚР Энергетика министрлігінің «Ядролық физика институты» РМК, Алматы, Қазақстан

Термодесорбциялық спектроскопия әдісімен 45 кэВ энергиялы альфа-бөлшектермен сәулелендірілген және гелий атмосферасында нейтрондармен сәулелендірілген 12Х18Н10Т конструкциялық болатта гелийдің жинақталуы зерттелді. Гелийдің төмен энергиялы иондарын ендіру бет құрылымының айтарлықтай деградациясына – беттің блистерингіне және қабыршақтануына алып келетіні көрсетілді. Гелий атмосферасында нейтрондармен сәулелендіру гелийлік кеуектіліктің қалыптасуына, және сәйкесінше беттің блистерингіне және қабыршақтануына алып келмейді. Гелий ортасында нейтрондармен сәулелендіру кезінде бет үстіне жақын қабаттарда гелий жинақталатыны, сонымен бірге, ендіру процесі альфа-бөлшектердің проективтік жүгіру жолынан тыс аймақта гелийдің жинақталуына алып келетіні анықталды.

EXPERIMENTAL STUDIES OF THE HELIUM ACCUMULATION IN C12Cr18Ni10Ti STEEL IRRADIATED WITH ALPHA-PARTICLES AND NEUTRONS IN HELIUM ATMOSPHERE

S.B. Kislitsin, A.S. Dikov, A.S. Larionov, I.V. Khromushin

RSE “Institute of Nuclear Physics” under the Ministry of Energy of the RK, Almaty, Kazakhstan

Thermal desorption spectroscopy was used to study the accumulation of helium in structural steel 12X18H10T irradiated by alpha particles with energy of 45 keV and irradiated with neutrons in a helium environment. It is shown that implantation of helium with low-energy ions leads to significant degradation of the surface structure – blistering and flaking of the surface. Neutron irradiation in a helium atmosphere does not lead to the formation of helium bubbles and, accordingly, blistering and flaking of the surface. It has been established that helium accumulates in the surface layers during neutron irradiation in helium environment, while implantation leads to the accumulation of helium in the region beyond of projective range of alpha particles.

УДК: 53.082.1; 53.082.6

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЕ МЕХАНИЧЕСКИЕ ИСПЫТАНИЯ РЕАКТОРНОГО ГРАФИТА И ОКСИДА БЕРИЛЛИЯ

[1,2] Акаев С.О., [2] Диков А.С., [2] Дикова Л.А., [2] Кислицин С.Б., [2] Ларионов А.С., [1,2] Сатпаев Д.А.

[1] Satbayev University, Алматы, Казахстан
[2] РГП «Институт ядерной физики» Министерства энергетики РК, Алматы, Казахстан

E-mail: lexa_edji@mail.ru

В работе показаны результаты механических испытаний в широком температурном интервале реакторного графита и оксида бериллия. Установлено, что предел прочности графита с повышением температуры испытаний до 1000 °С возрастает на ~10 %, при этом хрупкий характер разрушения сохраняется.
Повышение температуры испытаний приводит к резкому снижению прочностных свойств BeO в ~10 раз. Как показали испытания на изгиб, с повышением температуры происходит смена механизма разрушения с хрупкого на хрупко-вязкий.

ВВЕДЕНИЕ

Конверсия реакторов на низкообогащённое топливо, строительство реакторов большой мощности, разработка ядерного топлива нового поколения и другие тенденции развития атомной энергетики диктуют необходимость совершенствования аппаратно-методического обеспечения исследовательских лабораторий, соответствующие условиям эксплуатации ядерных установок [1, 2]. В этой связи в Институте ядерной физике Республики Казахстан на базе реактора ВВР-К создается комплекс для испытаний и исследований конструкционных материалов и ядерного топлива [3]. Оборудование, входящее в состав комплекса, обеспечивает ресурсные испытания топлива, проведение реакторных испытаний конструкционных материалов на реакторную ползучесть и прочность, а также постоблучательные исследования структуры и свойств облученных материалов. В данной работе приведены результаты испытаний реакторного графита и оксида бериллия – материалов, широко используемых в реакторостроении [4].

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

В качестве материалов для исследований нами выбраны реакторный графит и оксид бериллия ядерной чистоты. Выбор данных материалов обусловлен их широким применением как нейтронного отражателя и замедлителя нейтронов в реакторах различного типа [5].

Для исследований взят реакторный графит, марки МГ-1, плотностью 1734 кг/м^3. Образцы вырезались из боковой части графитовых блоков размером 98×148 мм^2 на автоматическом фрезеровальном станке. Процесс изготовления образцов включал в себя несколько этапов. На первом этапе, поверхность боковой части графитового блока выравнивалась. Затем отрезалась заготовка – пластина с размерами, соответствующими размерам блока. После визуального контроля на наличие дефектов и разметки, из пластины вырезались образцы для исследований. Содержание основных примесей образцов графита приведены в таблице 1.

Таблица 1. Массовая доля основных примесей в образцах графита

Элемент	Массовая доля, ×10^{-3} %
Fe	16
Mn	0,14
Cu	0,13
Cr	1
Ni	1,4
B	0,1

Образцы оксида бериллия изготавливались из пластины, полученной изостатическим прессованием порошка BeO со следующими характеристиками: BeO ядерной чистоты т.е. содержание BeO ≥ 99,5 вес. %; − сумма оксидов примесей (Mn, Ni, Fe, Ca, Si, Mg, Cu, Al, Zn, Cr, Na) ≤ 0,5 вес. % [6]. Объемная концентрация примесей в исследуемых образцах приведена в таблице 1.

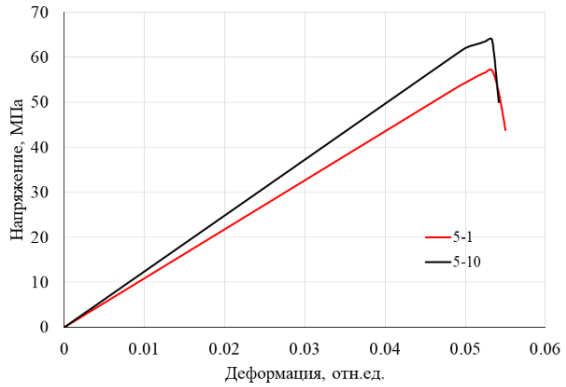
Таблица 2. Содержание примесей в образцах BeO

Элемент	Концентрация примесей, ×10^{-3}%
Si	170
Mg	100
Al	10
Ca	5
Fe	3,5
K	3
Na	2
Ti	1
Zn	1
Cr	1
Ni	0,5
Mn	0,5
Cu	0,5

Для выявления влияния высоких температур на прочность материалов проведены испытания на сжатие и трехточечный изгиб. Испытания проводились в среде гелия при комнатной температуре и при 1000 °С. Для испытаний на изгиб использовались образцы размером 0,005×0,005×0,035 м^3. Образцы для испытаний на сжатие имели форму куба с размерами граней 0,005 м^3. Скорость перемещения подвижной траверсы составляла 1 мм/мин.

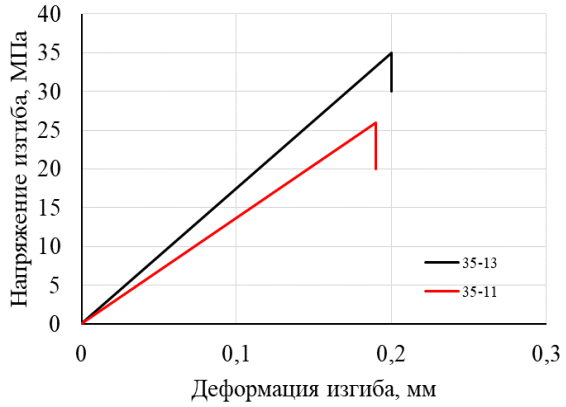
РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунках 1 и 2 показаны результаты испытаний образцов графита на сжатие и изгиб при комнатной и температуре 1000 °С. Из диаграмм испытаний видно, что с повышением температуры происходит увеличение предела прочности графита на сжатие.



образец 5-1 – испытан при комнатной температуре;
образец 5-10 – испытан при температуре 1000 °С.

Рисунок 1. Диаграмма испытаний на сжатие образцов реакторного графита плотностью 1734 кг/м^3 при разных температурах



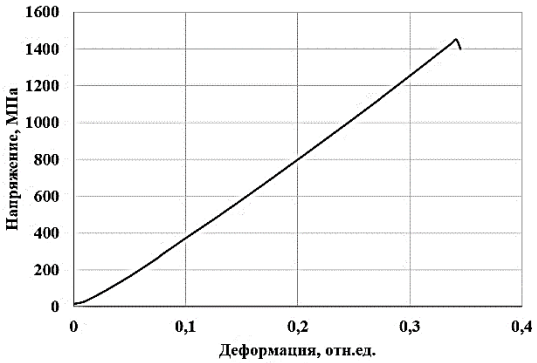
образец 35-11 – $T_{исп}$ – 24 °С;
образец 35-13 – $T_{исп}$ – 1000°С

Рисунок 2. Диаграммы испытаний на трехточечный изгиб образцов реакторного графита плотностью 1734 кг/м^3 при разных температурах

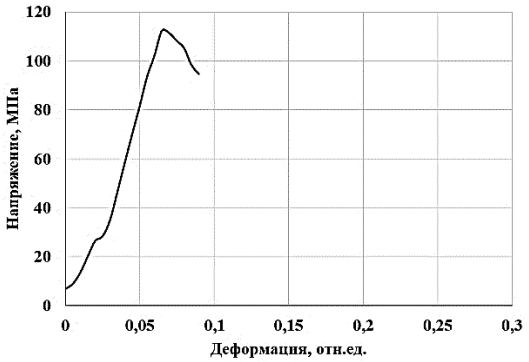
Пропорциональное изменение напряжений и деформации образца с последующим его разрушением, наблюдаемое на диаграмме сжатия, свидетельствует о хрупком характере разрушения. Предел прочности образцов реакторного графита при испытаниях на сжатие для комнатной температуры составляет 56±1 МПа, для образцов, испытанных при температуре 1000 °С, значение составляет 64±1 МПа.

Как и при испытаниях на сжатие, испытания на изгиб при 1000 °С показали некоторое увеличение механических характеристик реакторного графита. Значение напряжения изгиба, полученное при комнатной температуре испытаний, составляет 26±1 МПа, при температуре 1000 °С равно 35±1 МПа. Согласно [4] и [7] повышение прочностных характеристик с увеличением температуры вплоть до 2500 °С характерно для графитных материалов. Такое явление может быть связано со снижением влияния внутренних напряжений, возникающих в местах структурных неоднородностей, в том числе в порах при проявлении ресурса пластичности графита.

На рисунке 3 показаны инженерные диаграммы, полученные в результате кратковременных механических испытаний на сжатие образцов BeO. Как видно, с повышением температуры испытанияот 24 до 1000 °С наблюдается снижение предела прочности BeO. Предел прочности образцов BeO при испытаниях на сжатие для комнатной температуры составляет 1450±2 МПа, для образцов, испытанных при температуре 1000 °С, значение составляет 105±1 МПа.



а) $T_{исп}$ – 24 °С

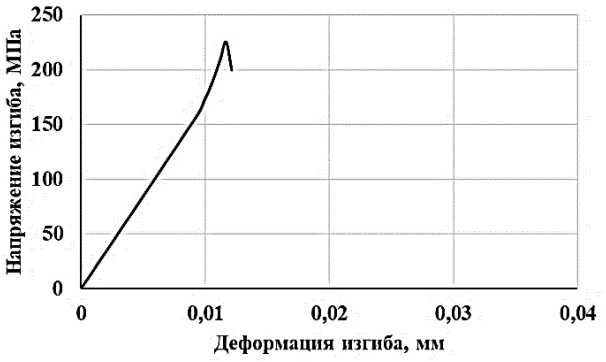


б) $T_{исп}$ – 1000 °С

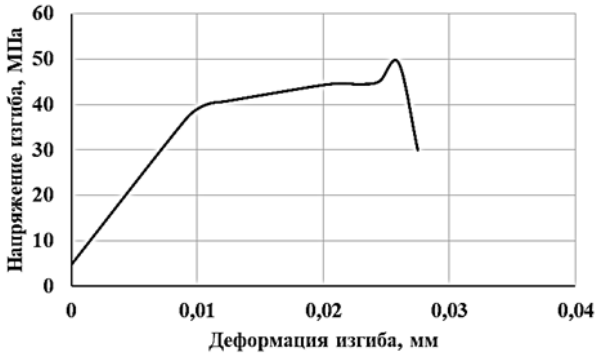
Рисунок 3. Диаграммы испытаний образцов BeO на сжатие

Разупрочнение оксида бериллия, по-видимому, связано с перераспределением межкристаллитных примесных соединений по границам зерен BeO при высоких температурах [8]. В этой работе было установлено, что сегрегация примесей приводит к снижению теплопроводности и механической прочности BeO в процессе обжига изделий.

Диаграммы испытаний образцов BeO на изгиб показаны на рисунке 4.



а) $T_{исп}$ – 24 °C



б) $T_{исп}$ – 1000 °C

Рисунок 4. Диаграммы изгиба образцов BeO

Повышение температуры испытаний приводит к снижению предела прочности при изгибе. Значение напряжения изгиба, полученное при комнатной температуре испытаний, составляет 225±3 МПа, при температуре 1000 °C равно 49±3 МПа. На диаграмме испытаний при 1000 °C (рисунок 3, б) наблюдается участок текучести, после которого следует резкий рост напряжений, приводящий к разрушению образца.

Наличие на диаграмме изгиба участков, параллельных оси ординат, свидетельствует о появлении и распространении трещины в некоторой части сечения образца [9].

Участок резкого повышения напряжений, приводящего к разрушению образцов, свидетельствует о смене механизма разрушения с вязкого на хрупкий.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По результатам проведенных испытаний в широком температурном интервале от комнатной до 1000 °C можно сделать следующие выводы:

Предел прочности графита с повышением температуры испытаний до 1000 °C возрастает на ~10 %, при этом хрупкий характер разрушения сохраняется.

Повышение температуры испытаний приводит к резкому снижению прочностных свойств BeO в ~10 раз. Как показали испытания на изгиб с повышением температуры происходит смена механизма разрушения с хрупкого на хрупко-вязкий. Поскольку оксид бериллия широко используется в качестве отражателя нейтронов, это обстоятельство следует принимать во внимание при использовании его в высокотемпературных реакторах.

По полученным результатам можно заключить, что создаваемый комплекс соответствует задачам по испытаниям высокооблученных конструкционных и топливных материалов в широком диапазоне температур.

Работа выполнена в рамках программы целевого финансирования Комитета науки Министерства образования и науки Республики Казахстан № BR05236400.

ЛИТЕРАТУРА

1. Аринкин Ф.М., Шаймерденов А.А., Гизатулин Ш.Х., Дюсамбаев Д.С., Колточник С.Н., Чакров П.В., Чекушина Л.В. Конверсия активной зоны исследовательского реактора ВВР-К. – Атомная энергия, 2017, т. 123, № 1 – с. 15–20.
2. Звонарев Ю.А., Мельников И.А., Киреева А.Н. Расчетный анализ эффективности применения топлива ATF с повышенной устойчивостью к авариям для ВВЭР-1200// Новые материалы: толерантное ядерное топливо: Материалы 16-ой международной школы-конференции для молодых ученых и специалистов. Москва, 29 октября – 2 ноября 2018 г., М.: НИЯУ МИФИ, 2018, – 156 с.
3. Диков А.С., Гизатулин Ш.Х., Кислицин С.Б., Ларионов А.С. и д.р. Комплекс для испытаний облученных конструкционных материалов и ядерного топлива. // Новые материалы: Толерантное ядерное топливо: Материалы 16-ой международной школы-конференции для молодых ученых и специалистов. Москва, 29 октября – 2 ноября 2018 г., М.: НИЯУ МИФИ, 2018, – С. 51–52.
4. Калин Б.А., Платонов П.А., Тузов Ю.В., Чернов И.И. и др. Физическое материаловедение: Учебник для вузов: В 7 т. / Под общей ред. Б.А. Калина / – Том 6. Конструкционные материалы ядерной техники– М.: МИФИ, 2012.– 736 с.
5. Материалы ядерных энергетических установок: Пер. с англ. – М.: Энергоатомиздат. 1987. – 408 с.
6. Матясова В.Е., Коцарь М.Л., Кочубеева С.Л., Никонов В.И. Получение бериллиевых материалов для ядерной и термоядерной энергетики из бериллийсодержащих отходов // ВАНТ: Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 2013. – №2(84). – С. 110-117.

7. Углеграфитовые материалы: справочник / Э. Н. Мармер. – М.: Металлургия, 1973. – 136 с.
8. Беляев Р.А, Шалимова И.Ф. и др. Влияние добавок на теплопроводность оксида бериллия // Огнеупоры. 1975.– № 2.– С. 51–53.
9. Курс сопротивления материалов с примерами и задачами: учеб. пособие / В. И. Водопьянов, А. Н. Савкин, О. В. Кондратьев; ВолгГТУ. – Волгоград, 2012. – 136 с.

РЕАКТОРЛЫҚ ГРАФИТ ПЕН БЕРИЛИЙ ОКСИДІН ЖОҒАРЫ ТЕМПЕРАТУРАЛЫ МЕХАНИКАЛЫҚ СЫНАУ

[1,2] С.О. Акаев, [2] А.С. Диков, [2] Л.А. Дикова, [2] С.Б. Кислицин, [2] А.С. Ларионов, [1,2] Д.А. Сәтпаев

[1] Satbayev University, Алматы, Қазақстан
[2] ҚР Энергетика министрлігінің «Ядролық физика институты» РМК, Алматы, Қазақстан

Жұмыста реакторлық графит пен бериллий тотығын ауқымды температуралық аралықта механикалық сынақтау нәтижелері көрсетілген. Сынақ өткізу температурасының 1000 °С-қа дейін артуымен бірге графиттің беріктік шегі ~10 %-ға өсетіні анықталды, бұл ретте морт бұзылу сипаты сақталады. Сынақ өткізу температураларын арттыру BeO беріктік қасиеттерінің ~10 есеге күрт төмендеуіне алып келеді. Иілімге арналған сынақтардан көрінетіндей, температура артқан сайын морт бұзылу механизмі морт-тұтқыр бұзылу механизміне ауысады.

HIGH-TEMPERATURE MECHANICAL TESTS OF REACTOR GRAPHITE AND BERYLLIUM OXIDE

[1,2] S.O. Akaev, [2] A.S. Dikov, [2] L.A. Dikova, [2] S.B. Kislitsin, [2] A.S. Larionov, [1,2] D.A. Satpaev

[1] Satbayev University, Almaty, Kazakhstan
[2] RSE "Institute of Nuclear Physics" under the Ministry of Energy of the RK, Almaty, Kazakhstan

This paper shows the results of mechanical tests in a wide temperature range of reactor graphite and beryllium oxide. It is established that the compressive strength of graphite with increasing temperature test up to 1000 °C increases by ~10 %, while the fragile nature of the destruction is preserved. An increase in the test temperature leads to a sharp decrease in the strength properties of BeO by ~10 times. As shown by bending tests with increasing temperature, the destruction mechanism changes from brittle to brittle-viscous.

УДК 551.49:504.4.054:539.16

ОПТИМИЗАЦИЯ МОНИТОРИНГОВЫХ НАБЛЮДЕНИЙ ВОД НА РАДИАЦИОННО-ОПАСНЫХ УЧАСТКАХ СИП ПРИ ПОМОЩИ МЕТОДА ИЗОТОПНОЙ ГИДРОЛОГИИ

Токтаганов Т.Ш., Айдарханов А.О., Актаев М.Р., Кокежанов Б.А., Пронин С.С., Искенов А.О.

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

В статье представлены результаты по определению особенностей формирования подземных вод в местах радионуклидного загрязнения на территории Семипалатинского испытательного полигона. Установлено, что основным источником питания подземных вод являются зимние атмосферные осадки. Выявлено, что разгрузка подземных вод в поверхностные происходит в августе. Эти данные подтверждаются результатами значений стабильных изотопов и сезонными изменениями уровня подземных вод в русле р. Шаган. В этот период в местах разгрузки подземных вод наблюдается максимальная концентрация техногенных радионуклидов в поверхностных водах р. Шаган и оз. Кишкенсор. Одной из основных причин этому может быть повышение уровня подземных вод вследствие чего происходит вымывание радионуклидов с полостей «боевых» скважин.

Введение

На территории Семипалатинского испытательного полигона (СИП) существует ряд водных объектов (оз. Кишкенсор, р. Шаган), характерной особенностью которых является неравномерное распределение радионуклидов в воде в зависимости от сезона. Так, по данным регулярных мониторинговых наблюдений установлено, что удельная активность ^{3}H в оз. Кишкенсор в разное время года изменялась от 5 000 до 350 000 Бк/кг. В русле р. Шаган отмечено крайне неравномерное распределение удельной активности ^{3}H как по поверхности, так и глубине водотока – от 2 000 до 350 000 Бк/кг [1]. Такие колебания могут быть напрямую связаны с сезонными изменениями дебита водотоков и особенностями формирования подземных вод, в связи с чем необходимо обратить отдельное внимание на факторы, влияющие на изменение гидрологического режима водных объектов. Для решения вышеупомянутых задач использовался метод изотопной гидрологии.

Существующая система водного мониторинга территории СИП направлена на проведение оценки текущего состояния водной среды, а также на получение данных об изменении радиоэкологической ситуации за прошедший отрезок времени. В связи с этим, одним из перспективных направлений развития мониторинга подземных и поверхностных вод, на сегодняшний день, является оптимизация режимов наблюдения с целью получения минимально необходимого, но достаточного количества качественных данных о формировании радионуклидного загрязнения.

Материалы и методы исследования

1. Теория метода

В настоящее время, одним из прямых методов получения информации о происхождении различных видов вод (подземных и поверхностных), является использование метода изотопной гидрологии. В основу метода заложено определение соотношения стабильных изотопов кислорода (^{2}H) и водорода (^{18}O) в воде. Многочисленными работами во многих регионах мира показано, что данный метод хорошо зарекомендовал себя для изучения особенностей формирования подземных вод, а также изменения гидрологического режима водных объектов [1–3].

Главным требованием для использования метода изотопной гидрогеологии является получение исходных данных о распределении стабильных изотопов в атмосферных осадках. Для проведения анализов различных видов вод, все результаты измерений наносят на диаграмму отношения $\delta^{18}O \div \delta^{2}H$. Данная диаграмма отражает закономерное распределение изотопов дейтерия и кислорода в атмосферных осадках – как источников формирования всех типов вод. На данной диаграмме имеет место закономерное распределение изотопного состава атмосферных осадков, которое называется глобальной линией метеорных вод (ГЛМВ) и имеет уравнение, соответствующее $\delta^{2}H = 8 \cdot \delta^{18}O + 10$ (Craig 1961; Dansgaard 1964) [4].

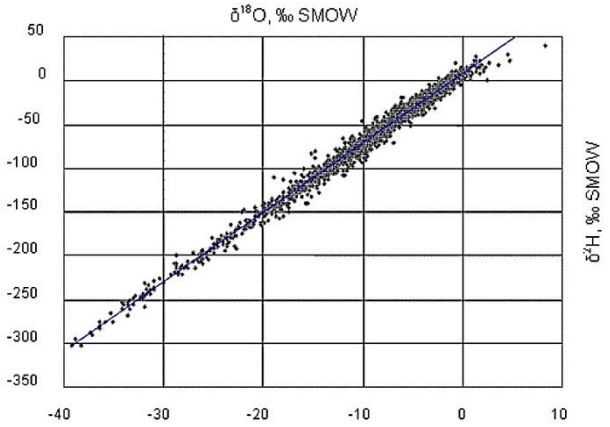


Рисунок 1. Глобальная линия метеорных вод (—).

Для построения ГЛМВ использованы данные МАГАТЭ по результатам мониторинга, которые включают в себя около 3 500 среднемесячных анализов (●) за период 70–90-х гг. прошлого века.

Значения изотопного состава локальных атмосферных выпадений отличаются от глобальных за счет влияния региональных и местных факторов (климатических, гидрологических, криогенных и др.). Все это приводит к изменению соотношения изотопов в осадках определенных территорий, начиная с образования атмосферной влаги и до ее выпадения [5, 6]. Таким образом, для достоверного определения видов вод и условий их формирования на конкретных территориях, необходимо построение локальной линии метеорных вод (ЛЛМВ), полученных из местных атмосферных выпадений [7].

2. Отбор проб

Ранее проведенными исследованиями установлено, что территории СИП и г. Курчатов характеризуются схожими природно-климатическими условиями [8]. Это говорит о том, что условия формирования атмосферных осадков и, как следствие, их изотопный состав на данных территориях имеет идентичный характер.

Отбор проб жидких и твердых осадков проводился на территории г. Курчатов при помощи специального пробоотборника атмосферных выпадении Третьякова О-1, состоящего из приемной воронки, канала для стекания дождевой воды и накопительной части.

В русле р. Шаган отбор проб поверхностных и подземных вод проводился на участке, расположенном на расстоянии 5 км вниз по течению от «Атомного озера». Поверхностные воды отбирались непосредственно из водотока. Подземные воды отбирались из наблюдательной скважины при помощи специального глубинного пробоотборника, который представляет собой цилиндрическую трубу с заглушенной одной стороной и прикрепленным тросом [9].

На оз. Кишкенсор отбор проб поверхностных и подземных вод проводился на участке с максимальным радионуклидным загрязнением объектов окружающей среды, расположенном в южной части озера. Поверхностные воды отбирались из водоема, подземные воды отбирались в процессе бурения исследовательских скважин.

3. Лабораторные работы

Лабораторные работы включали в себя подготовку и измерение образцов воды на соотношение стабильных изотопов и определение содержания техногенного радионуклида ^{3}H.

Измерение отношений стабильных изотопов ^{2}H/^{1}H и ^{18}O/^{16}O в анализируемом образце и стандарте проводилось на высокочувствительном лазерном спектрометре LGR 912-0008. В качестве внутренних стандартов использовались пробы воды, откалиброванные относительно международного стандарта VSMOW (МАГАТЭ). Точность определения ^{2}H и ^{18}O составила ± 0,5‰ и 0,1 ‰, соответственно.

Определение содержания ^{3}H проводилось методом жидкосцинтилляционной спектрометрии на спектрометре TRI-CARB 2900 TR. Измерения проводились в соответствии со стандартной методикой, погрешность измерений составила не более 10 % [10].

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

1 Определение исходных значений стабильных изотопов ^{2}H/^{18}O в атмосферных осадках

В результате проведения лабораторных анализов отобранных проб, получены исходные значения стабильных изотопов в атмосферных осадках. На основе полученных данных построена ЛЛМВ с результатами среднемесячных значений ^{2}H/^{18}O (рисунок 2).

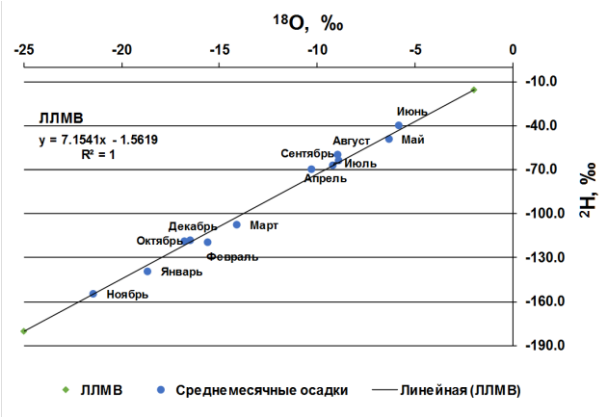


Рисунок 2. Локальная линия метеорных вод

Согласно полученным данным, стабильные изотопы в атмосферных осадках изменяются в широком диапазоне: по ^{18}O от −2‰ до −25‰, а по ^{2}H от −15,9‰ до −180,4‰. Наиболее «тяжёлые» значения стабильных изотопов регистрируются с апреля по сентябрь. Облегченный изотопный состав осадков характерен периоду с октября по март. Данные колебания обусловлены сезонными изменениями температуры воздуха [11].

Дальнейшие результаты анализа стабильных изотопов вод исследуемых участков сравнивались со значениями атмосферных осадков по ЛЛМВ.

2 Определение механизмов формирования поверхностных и подземных вод на радиационно-загрязненных участках СИП

С целью выявления особенностей формирования загрязненных вод оз. Кишкенсор и р. Шаган проводилось определение удельной активности техногенного радионуклида ^{3}H и соотношения стабильных изотопов (^{2}H/^{18}O) в отобранных пробах водах.

Участок оз. Кишкенсор

Результаты лабораторных анализов представлены в таблице 1.

Согласно представленным данным, содержание ^{3}H изменяется от 5000 Бк/кг до 200000 Бк/кг, с максимальной концентрацией в августе.

Таблица 1. Результаты измерений ^{3}H и $^{2}H/^{18}O$

№	Участок исследований	Дата отбора	Удельная активность ^{3}H, Бк/кг	^{2}H, ‰	^{18}O, ‰
1	оз. Кишкенсор	21.06.2017	30 000 ± 3 000	−111,4	−17,6
2	оз. Кишкенсор	11.07.2017	5 000 ± 500	−68,8	−6,0
3	оз. Кишкенсор	28.08.2017	200 000 ± 20 000	−90,7	−11,5

Аналогичные изменения наблюдаются в содержании стабильных изотопов. В период с июня по июль отмечается заметное утяжеление значения изотопов от −111,4 до −68,8‰ по ^{2}H и от −17,6 до −6,0 ‰ по ^{18}O. Затем, в августе, фиксируется облегчение значения изотопов до −90,7 ‰ по ^{2}H и −11,5 ‰ по ^{18}O.

Для установления причин вариации, проведен сравнительный анализ значений стабильных изотопов вод оз. Кишкенсор с исходными значениями изотопов в атмосферных выпадениях. Результаты представлены на рисунке 3.

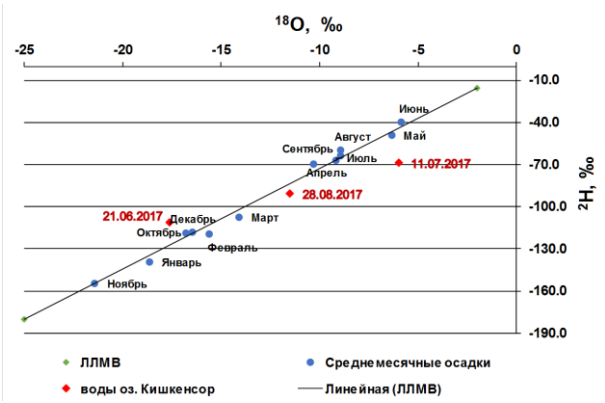


Рисунок 3. Сравнительный изотопный анализ

Анализ полученных данных показал, что изотопный состав воды, отобранной в июне (21.06.2017), характеризуется остаточными водами, образованными после весеннего снеготаяния. На это указывает то, что значения стабильных изотопов данного периода находятся в области формирования значений изотопов зимнего периода. Далее, в июле (11.07.2017) фиксируется существенное утяжеление значений изотопов (значения расположены в области испарения), которое оценивалось по величине эксцесса (избытка) дейтерия $dxs = \delta^{2}H - 7{,}1 \cdot \delta^{18}O$. Согласно вычислениям, значение dxs составило −26.2‰. Полученные результаты говорят о том, что фракционирование изотопов в воде данного водоема в первую очередь связано с процессом испарения, при котором в остаточной воде конденсируются тяжелые изотопы.

В августе (28.08.2017) значения стабильных изотопов в поверхностных водах оз. Кишкенсор должны находиться в утяжеленных значениях, так как водоем подвергается процессу испарения. Однако, в данный период наблюдается повторное облегчение значений стабильных изотопов поверхностных вод. Вероятнее всего, такое изменение изотопного состава воды связано с разгрузкой относительно легких подземных вод в поверхностные.

Для проверки данного предположения проведен сравнительный анализ подземных вод района оз. Кишкенсор со значениями изотопов среднемесячных атмосферных осадков [12]. Результаты представлены на рисунке 4.

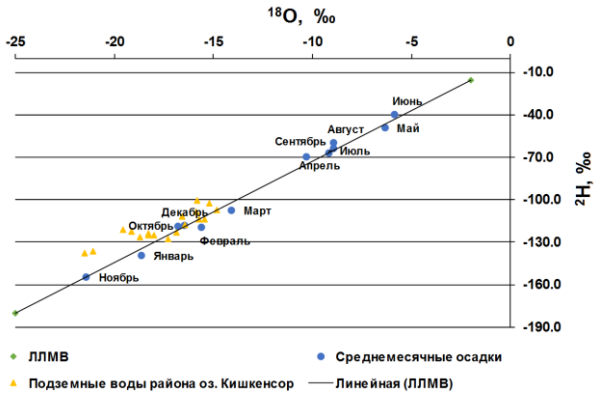


Рисунок 4. Сравнительный изотопный анализ

Согласно полученным данным установлено, что изотопный состав подземных вод соответствует изотопному составу атмосферных осадков, выпавшим в зимний период. Таким образом выявлено, что источником питания подземных вод являются зимние осадки, которые в результате весеннего снеготаяния инфильтруются в полости «боевых» скважин. Вследствие этого, происходит разгрузка загрязненных подземных вод на дневную поверхность водоема. Максимальный пик выноса загрязненных подземных вод приходится на август, что подтверждается повышением удельной активности ^{3}H до 200 000 Бк/кг в этот же период.

Таким образом, установлено что радионуклидное загрязнение поверхностных вод оз. Кишкенсор происходит в результате разгрузки радиоактивно-загрязненных подземных вод.

Участок р. Шаган

Результаты лабораторных анализов поверхностных (5 км) и подземных (скв. 5ПН) вод, отобранных проб в русле р. Шаган, представлены в таблице 2.

Согласно полученным данным, содержание ^{3}H в подземных водах в период с июня по август практически не изменяется, тогда как в поверхностных водах отмечаются сезонные изменения концентрации ^{3}H.

Также наблюдаются существенные сезонные колебания в содержании стабильных изотопов. Повсеместно, с июня по июль регистрируется утяжеление стабильных изотопов в воде. Например, отмечено существенно утяжеление по ^{2}H от −104,2‰ в июне до −56,9‰ в июле. Однако, в августе на всех участках исследования фиксируется облегчение стабильных изотопов.

Таблица 2. Результаты измерений ^{3}H и $^{2}H/^{18}O$ в поверхностных и подземных водах

№	Место отбора	Точка отбора	Дата отбора	^{3}H, Бк/кг	^{2}H, ‰	^{18}O, ‰
1	5 км	скв. 5ПН	22.06.2017	320 000 ± 32 000	−122,7	−19,8
2		скв. 5ПН	11.07.2017	337 000 ± 34 000	−99,30	−11,0
3		скв. 5ПН	28.08.2017	337 800 ± 34 000	−119,9	−14,9
4		5 км	22.06.2017	25 000 ± 2 500	−109,0	−17,0
5		5 км	12.07.2017	70 000 ± 7 000	−72,0	−7,0
6		5 км	28.08.2017	320 000 ± 32 000	−100,7	−11,1

Для определения механизмов формирования вод р. Шаган проведен сравнительный анализ результатов изотопного анализа со значениями изотопов в атмосферных выпадениях. Результаты представлены на рисунке 5.

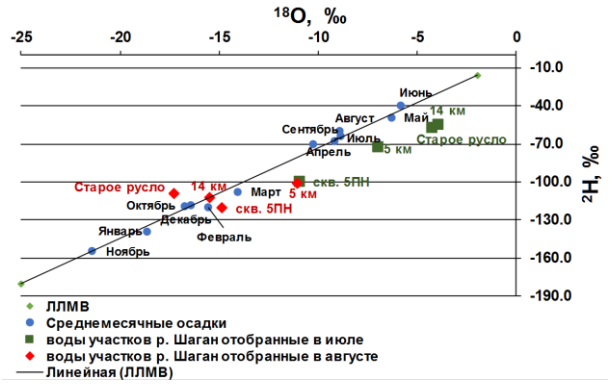


Рисунок 5. Сравнительный изотопный анализ

Согласно данным, изотопный состав вод, отобранных в июле, характеризуется утяжеленными значениями, которые на ЛЛМВ соответствуют области выпадения летних осадков. Воды, отобранные в августе, расположены в области формирования зимних атмосферных выпадений и характеризуются облегченным значением изотопов. Эти данные указывают на то, что в августе происходит разгрузка облегченных подземных вод, также, как и на оз. Кишкенсор, что подтверждается результатами измерения уровня подземных вод в скважине 5ПН р. Шаган (таблица 3).

Выявлено, что в период с мая по июнь происходит уменьшение уровня подземных вод на 35 см, а в августе наблюдается увеличение уровня на 50 см.

Таблица 3. Измерение уровня подземных вод в скважине 5ПН

№ п/п	Дата	Уровень подземных вод, м	Изменение уровня подземных вод, см
1	22.06.17	2,65	0
2	11.07.17	2,80	−35
3	28.08.17	2,30	+50

По результатам выполненных работ установлено, что исследуемый участок р. Шаган также подвергается радиоактивному загрязнению в процессе разгрузки подземных вод.

Выводы

В ходе проведения исследований, на основе построения ЛЛМВ установлено, что коэффициент регрессии ЛЛМВ относительно ГЛМВ составил R^2=1. Наиболее «тяжёлые» значения стабильных изотопов в атмосферных осадках регистрируются с апреля по сентябрь. Облегченный изотопный состав осадков характерен периоду с октября по март. Данные колебания обусловлены сезонными изменениями температуры воздуха.

Установлено, что пик концентрации ^{3}H в воде на оз. Кишкенсор и р. Шаган приходится на август месяц. Это объясняется повышением уровня подземных вод, вследствие чего происходит вынос радионуклидов с полостей «боевых» скважин.

При помощи метода изотопной гидрологии выявлено, что источником питания подземных вод являются атмосферные осадки. Основная доля запасов подземных вод пополняются зимними осадками в период половодья. Также определено, что радионуклидное загрязнение поверхностных вод происходит в результате разгрузки загрязненных подземных вод на всех участках исследования. Пик разгрузки совпадает с пиком максимальной концентрации ^{3}H в воде, и приходится на август месяц.

Полученные данные позволили скорректировать рекомендации для проведения мониторинговых наблюдений исследуемых водных объектов, а также спрогнозировать развитие радиационной обстановки на данных участках. Основываясь на результатах проведенных исследований принято решение проводить мониторинговые наблюдения в период с августа по сентябрь, когда возможно зафиксировать максимальные концентрации радионуклидов в воде.

Литература

1. Фор Г. Основы изотопной геологии. // М. Мир. 1989. 585 с.
2. Васильчук Ю.К., Котляков В.М. Основы изотопной геокриологии и гляциологии. // М.: Изд-во Московского университета. 2000. 616 с.
3. Craig H. // Science. 1961. V. 133. P. 1702–1703.
4. Брезгунов В.С., Есиков А.Д., Ферронский В.И., Сальнова Л.В. Пространственно-временные вариации изотопного состава кислорода атмосферных осадков и речных вод на территории северной части Евразии, их связь с использованием температуры // Водные ресурсы. – 1998. – Т. 25, № 1. – С. 73–84.
5. Васильчук Ю.К., Чижова Ю.Н. Высотный градиент распределения δ18O и δD в атмосферных осадках и в снежном покрове высокогорных районов // Криосфера Земли. 2010. Т. 14. № 1. С. 13–21
6. Актаев М.Р., Айдарханов А.О., Ляхова О.Н., Лукашенко С.Н. Определение источников формирования загрязненных подземных и поверхностных вод площадки «Балапан» на Семипалатинском испытательном полигоне // Радиоактивность

и радиоактивные элементы в среде обитания человека. Материалы V Международной конференции, г. Томск, 13–16 сентября 2016 г. – Томск STT, 2016. – с. 43
7 Актаев М. Р. Выявление механизмов формирования подземных и поверхностных вод площадки «Балапан» // Конкурс НИОКР молодых ученых и специалистов РГП НЯЦ РК, конф., 18–20 мая 2016 г. – Курчатов, 2016.
8 Токтаганов, Т. Ш. Оценка механизмов формирования водных объектов СИП с применением метода изотопной гидрологии // Конкурс НИОКР молодых ученых и специалистов РГП НЯЦ РК, конф., 02–05 мая 2017 г. – Курчатов, 2017.
9 ГОСТ СТ РК Р 51593 – 2003. Вода питьевая. Отбор проб. – Введ. 2005-01-01. – Астана: Госстандарт, 2003. – 14 с. – Инв. № Т-862.
10 Качество воды. Определение объемной активности трития. Метод подсчета сцинтилляций в жидкой среде: Междунар. стандарт ISO 9698, 2010-12-15: ISO 9698: 2010(E) 07. 03. 2000 г. Учетная регистрация в Республике Казахстан № 116/149.
11 Екайкин, А. А. Стабильные изотопы воды в гляциологии и палеогеографии: метод. пособие // А. А. Екайкин. – Санкт-Петербург, 2016. – С. 15–22.
12 Актаев М.Р. Исследование характера и механизма формирования радионуклидного загрязнения оз. Кишкенсор на площадке «Балапан» // Конкурс НИОКР молодых ученых и специалистов РГП НЯЦ РК, конф., 02–05 мая 2017 г. – Курчатов, 2017.

ИЗОТОПТЫ ГИДРОЛОГИЯ ӘДІСІНІҢ КӨМЕГІМЕН ССП-ның РАДИАЦИЯЛЫҚ ҚАУІПТІ ТЕЛІМДЕРІНДЕГІ СУЛАРДЫ МОНИТОРИНГІЛІК БАҚЫЛАУДЫ ОҢТАЙЛАНДЫРУ

Т.Ш. Тоқтағанов, А.О. Айдарханов, М.Р. Ақтаев, Б.А. Көкежанов, С.С. Пронин, А.О. Искенов

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

Бұл мақалада, радионуклидтік ластанған жерлердегі жерасты суларының қалыптасу ерекшелігін анықтау бойынша нәтижелер келтірілген. Жерасты суларының негізгі қорек көзі қысқы атмосфералық жауын-шашындар екені анықталды. Сонымен қатар, жерасты суларының жерүстіне жүктемеленуі тамыз айында жүретіні анықталды. Бұл деректер тұрақты изотоптарды өлшеу, сонымен қатар Шаған өз. арнасындағы жерасты суларының орналасу деңгейін өлшеу нәтижелерімен нақтыланды. Бұл кезеңде, жерасты суларының жүктемеленген жерлерінде Шаған өз. мен Кішкенесор өз. жербеткі суларында техногенді радионуклидтердің максималды түрде шоғырлануы байқалады. Бұл, жерасты суларының деңгейі жоғарылауы кезінде «әскери» ұңғымалардың қуыстарынан радионуклидтердің шайылуы орын алуымен түсіндіріледі.

OPTIMIZING MONITORING OBSESRVATIONS OF WATER IN RADIATION HAZARDOUS AREAS OF STS BY MEANS OF ISOTOPE HYDROLOGY TECHNIQUE

T.Sh. Toktaganov, A.O. Aidarkhanov, M.R. Aktayev, B.A. Kokezhanov, S.S. Pronin, A.O. Iskenov

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

The article addresses determinations of features of ground water formed at places of radionuclide contaminations. It is found that the major source of ground water recharge is winter atmospheric precipitation. It is also revealed that ground water discharge into surface water occurs in August. This data is confirmed by measured results of stable isotopes as well as my measured level of ground water occurring in the bed of the Shagan river. During this period at places of ground water discharge there is a maximum concentration of man-made radionuclides in surface water of the Shagan river and Kishkensor lake. This is attributed to the fact that when the level of ground water increases radionuclides are washed out of cavities of "warfare" boreholes.

УДК 631.4:504.53:546.11.02.3

ОПТИМИЗАЦИЯ МЕТОДОВ ИССЛЕДОВАНИЯ ТРИТИЕВОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПОЧВ С УЧЕТОМ ОСОБЕННОСТЕЙ СИП

Сержанова З.Б., Айдарханова А.К., Ляхова О.Н., Койшыбаев Р.А.

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

В статье представлены результаты оценки качества метода определения трития (^{3}H) в почве – метода дистилляции, используемого для определения его форм нахождения в свободной воде. Для оценки влияния матричной структуры на процесс извлечения ^{3}H методом дистилляции в качестве образцов использовались почва, кремнезём и соль. В ходе эксперимента для оценки полноты извлечения и влияния содержания ^{3}H использовался изотопный индикатор различной активности – от 100 до 100 000 Бк/л. Все эксперименты проведены в нескольких повторностях. На каждой из стадий эксперимента для оценки его «чистоты» проведён холостой опыт. Установлено, что эффективность метода дистилляции составляет в среднем 80–98 %. Метод дистилляции подтвердил свою эффективность, за исключением случаев с малоувлажненными почвами (с влажностью менее 10 %). При использовании метода дистилляции для почв с низкой влажностью отмечаются стабильные незначительные потери, корректируемые поправочным коэффициентом.

Введение

Проблему радионуклидного загрязнения почв можно считать одной из ключевых в радиоэкологии, так как почва – это первичное звено в биологической цепочке.

Тритий (^{3}H), как один из самых распространенных радионуклидов на территории Семипалатинского испытательного полигона (СИП), содержится практически во всех биологических объектах, в том числе и почве. Содержание ^{3}H в почве достигает существенных значений, что увеличивает вероятность его миграции по биологической цепочке. Для оценки биологической доступности и процессов миграции ^{3}H в окружающей среде возникает необходимость в изучении форм его нахождения в почве.

Тритий является изотопом водорода. Водород в составе почв содержится как в структуре кристаллической решетки, так и в составе свободной воды, где он удерживается различными силами связи, которые обуславливают его формы нахождения. Водород может находиться в поверхностно-адсорбированной и в межслоевой воде, а также химически (гидроксильный) и органически связанный водород [1–4]. Следовательно, эти же формы характерны для ^{3}H.

В местах проведения ядерных испытаний на СИП также возможно присутствие менее известного ^{3}H в кристаллически связанной (прочносвязанной) форме. Как известно, ^{3}H может нарабатываться на легких элементах в результате реакции активации, имевшей место в момент проведения испытаний, например, в результате ядерных реакций типа:

$$^6Li_3 + n \rightarrow {}^4He_2 + {}^3H.$$

Данное предположение подтверждается ранее проведенными исследованиями содержания кристаллически связанного ^{3}H в почвах территории СИП [5, 6].

Таким образом, ^{3}H в почве может находиться в формах, представленных на схеме (рисунок 1).

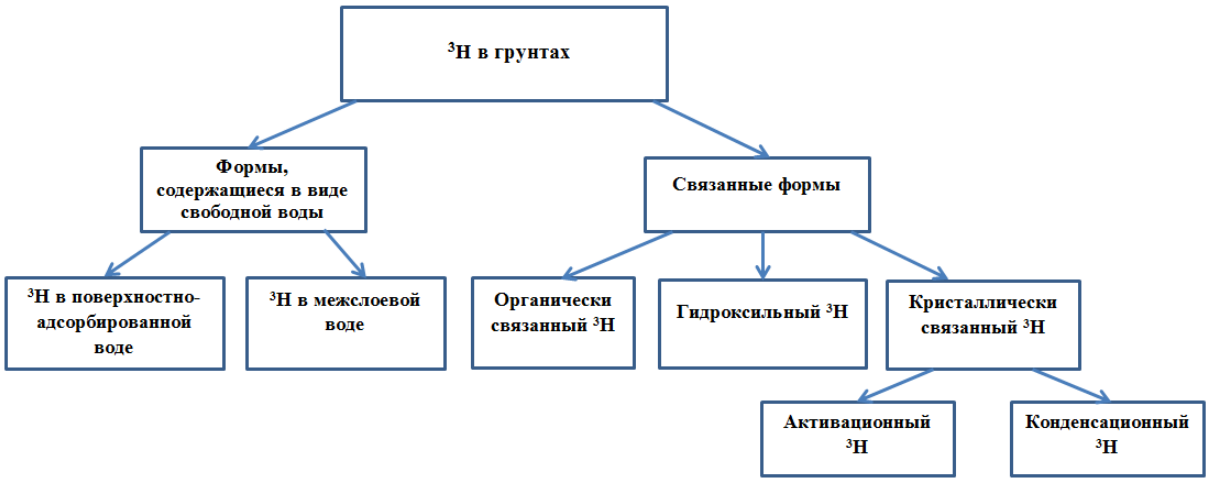


Рисунок 1. Формы нахождения ^{3}H в почве

Проводимые в настоящее время исследования ^{3}H в почве СИП заключаются в определении содержания ^{3}H в свободной воде почв и определении содержания кристаллически связанного (прочносвязанного) ^{3}H. Основными методами, применяемыми для этого, являются метод дистилляции для определения содержания ^{3}H в свободной воде почв и метод автоклавного разложения для определения кристаллически связанного (прочносвязанного) ^{3}H.

Для подтверждения эффективности используемых методов возникла необходимость в проведении оценки их достоверности и оптимизации с учетом особенностей СИП.

Методология проведения эксперимента и основные результаты

На начальном этапе проводились экспериментальные работы по оценке эффективности метода дистилляции. Сущность экспериментальных работ заключалась в оценке полноты выхода изотопного индикатора ^{3}H. В ходе эксперимента в фоновый образец вносился изотопный индикатор ^{3}H с последующим его извлечением методом дистилляции.

Для проведения эксперимента в качестве фоновых образцов использовались образцы с различной матричной структурой – «фоновая» почва, SiO_2 (кремнезём) и NaCl (соль). Данные образцы предварительно высушивались при температуре 105 °С для удаления свободной воды, а далее просеивались через сито 1×1 мм. С высушенных и просеянных образцов отбирались навески массой по 2 ± 0,001 г для определения начального содержания ^{3}H методом автоклавного разложения.

Удельная активность изотопного индикатора ^{3}H составляла порядка 100, 1 000, 10 000 и 100 000 Бк/л. На каждой из стадий эксперимента проводился холостой опыт. Все эксперименты проводились в нескольких повторностях.

Определение полноты извлечения ^{3}H методом дистилляции проводилось согласно схеме, представленной на рисунке 2. Для этого в фоновые образцы, в качестве которых использовались почва, кремнезём и соль, вносился изотопный индикатор ^{3}H соответствующей активности, и далее, после полного напитывания (в течение 12 ч), оценивался выход ^{3}H. Масса твердого образца составляла 200±0,01 г, объем изотопного индикатора – 30,0 мл. Процесс дистилляции проводился при температуре 105 °С.

Подготовка образцов для измерения удельной активности ^{3}H проводилась в соответствии с аттестованной методикой [7]. Для этого с полученных дистиллятов отбиралась аликвота объемом 3 мл и помещалась в стандартную геометрию (пластиковая виала объемом 20 мл) с добавлением сцинтилляционного коктейля в пропорции 3:12 (соотношение образец:сцинтиллятор). Для определения объёмной активности ^{3}H в полученных пробах использовался жидкосцинтилляционный спектрометр TriCarb 2900 TR.

Расчет удельной активности ^{3}H производился на массу (кг) исходной пробы с учетом образовавшегося объема дистиллята

Из результатов эксперимента по определению полноты извлечения ^{3}H методом дистилляции, представленных в таблице 1, следует, что доля извлеченного ^{3}H составляет в среднем 80–98 % вне зависимости от введенной активности. При этом влияния матричной структуры на процесс извлечения не отмечается. В связи с этим, дальнейшие эксперименты решено было проводить только с почвой.

Существующие в природе почвы имеют различную влажность. Для оценки влияния данного фактора на качество процесса дистилляции проводился эксперимент с почвами разной влажности. Данный эксперимент заключался во внесении разных объемов изотопного индикатора в сухую почву. В ходе эксперимента в 6 одинаковых навесок почвы вносился изотопный индикатор соответствующего объема с удельной активностью ^{3}H=100 000 Бк/л. После полного увлажнения почвы (в течение 12 ч) методом дистилляции оценивался выход ^{3}H. Масса твердого образца составляла 200 ± 0,01 г, объемы изотопного индикатора варьировались от 5 до 50 мл. Процесс дистилляции проводился при температуре 105 °С. Для определения остаточного содержания ^{3}H после дистилляции методом автоклавного разложения [8] определялось содержание ^{3}H в сухой почве. Схема проведения эксперимента представлена на схеме (рисунок 3).

Результаты проведенного эксперимента (таблица 2) показали, что увлажненность почв влияет на процесс дистилляции. В случае хорошо увлажненной почвы – процесс эффективен, а в случае малой увлажненности (менее 10%) – имеются незначительные стабильные отклонения, корректируемые поправочным коэффициентом. Возможно, данный факт связан с испарением некоторого количества влаги при нагреве в процессе дистилляции. В случае хорошо увлажненной почвы данным значением можно пренебречь, так как в среднем потери составляют 5–7 %. Однако, для малоувлажненных почв это критично, так как вся влага может испариться, не дойдя до стадии конденсирования.

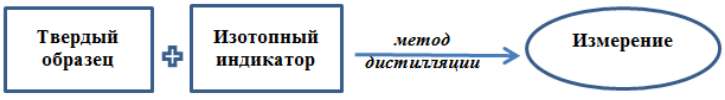


Рисунок 2. Схема эксперимента метода дистилляции с использованием различных матриц

Таблица 2. Определение полноты извлечения ^3H методом дистилляции

Образец	Повтор-ность	Удельная активность, Бк/кг		Абсолютная активность, Бк		% извлечения
		введено	найдено	введено	найдено	
Почва	№1	95 ± 13	93 ± 13	3 ± 1	3 ± 1	98
		970 ± 100	700 ± 70	30 ± 3	20 ± 2	71
		9100 ± 900	7000 ± 800	270 ± 27	210 ± 24	76
		97000 ± 10000	84000 ± 8500	2900 ± 300	2500 ± 250	84
	№2	95 ± 13	94 ± 13	3 ± 1	3 ± 1	99
		970 ± 100	800 ± 80	30 ± 3	25 ± 2	80
		9100 ± 900	8000 ± 800	270 ± 27	230 ± 23	83
		97000 ± 10000	78000 ± 8000	2900 ± 300	2400 ± 240	80
	№3	95 ± 13	94 ± 13	3 ± 1	3 ± 1	99
		970 ± 100	730 ± 70	30 ± 3	20 ± 2	73
		9100 ± 900	7800 ± 800	270 ± 27	220 ± 23	82
		97000 ± 10000	84000 ± 8500	2900 ± 300	2500 ± 250	84
SiO_2	№1	95 ± 13	94 ± 16	3 ± 1	5 ± 1	99
		970 ± 100	900 ± 90	30 ± 3	27 ± 3	93
		9100 ± 900	8800 ± 900	270 ± 27	270 ± 27	97
		97000 ± 1000	94200 ± 9500	2900 ± 300	2500 ± 260	87
	№2	95 ± 13	93 ± 12	3 ± 1	4 ± 1	98
		970 ± 100	890 ± 90	30 ± 3	26 ± 3	88
		9100 ± 900	8700 ± 900	270 ± 27	250 ± 25	92
		97000 ± 1000	94000 ± 9500	2900 ± 300	270 ± 280	94
	№3	95 ± 13	80 ± 13	3 ± 1	2 ± 1	81
		970 ± 100	870 ± 90	30 ± 3	25 ± 3	87
		9100 ± 900	8600 ± 850	270 ± 27	250 ± 25	91
		97000 ± 10000	92000 ± 9000	2900 ± 300	2500 ± 240	84
NaCl	№1	95 ± 13	94 ± 13	3 ± 1	3 ± 1	99
		970 ± 100	970 ± 95	30 ± 3	30 ± 3	94
		9100 ± 900	8600 ± 700	290 ± 28	230 ± 20	80
		97000 ± 10000	94200 ± 9000	3000 ± 304	2400 ± 230	83

Таблица 2. Определение полноты извлечения ^3H методом дистилляции путем внесения разных объемов модельного раствора

№	Повтор-ность	Влажность почв, %	Удельная активность ^3H, Бк/кг (в расчете на 1 кг почвы)		
			метод дистилляции (измерение 1)	метод автоклавного разложения (измерение 2)	холостая проба
1	№1	2,5	65 000 ± 6 500	170 ± 20	< 95
2		5	76 000 ± 7 500	200 ± 20	
3		8	77 000 ± 7 500	180 ± 20	
4		10	94 000 ± 12 000	170 ± 17	
5		15	98 000 ± 10 000	200 ± 20	
6		20	98 000 ± 10 000	210 ± 20	
7		25	101 000 ± 10 000	170 ± 17	
8	№2	2,5	72 000 ± 7 000	210 ± 20	< 95
9		5	81 000 ± 8 000	150 ± 15	
10		8	101 000 ± 10 000	170 ± 17	
11		10	104 000 ± 10 000	190 ± 20	
12		15	98 000 ± 10 000	150 ± 15	
13		20	98 000 ± 10 000	140 ± 15	
14		25	97 000 ± 10 000	170 ± 17	
15	№3	2,5	67 000 ± 6 500	160 ± 16	< 95
16		5	80 000 ± 8 000	240 ± 24	
17		8	82 000 ± 8 000	170 ± 20	
18		10	106 000 ± 10 000	160 ± 16	
19		15	102 000 ± 10 000	200 ± 20	
20		20	99 000 ± 10 000	280 ± 28	
21		25	107 000 ± 10 000	170 ± 17	

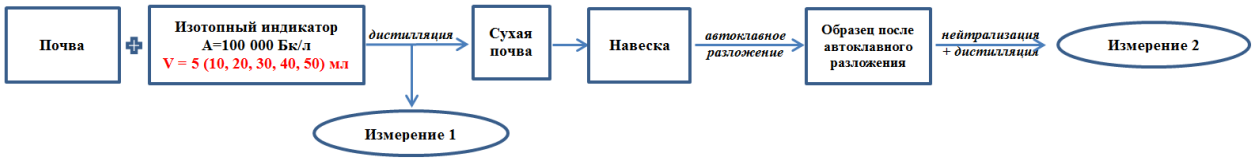


Рисунок 3. Схема эксперимента по оценке влияния увлажненности почв на полноту извлечения ^{3}H

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных экспериментальных работ оценена эффективность метода дистилляции, используемого для определения содержания ^{3}H в свободной воде почв, которая составила 80–98 %. Экспериментальным путем установлено, что метод дистилляции эффективен, за исключением случаев с малоувлажненными почвами (с влажностью менее 10 %). При использовании метода дистилляции для почв с низкой влажностью отмечаются стабильные незначительные потери, корректируемые поправочным коэффициентом – k = 1,3.

Также в результате проведенных работ выявлено, что матричная структура образца и величина концентрации ^{3}H в ней на процесс дистилляции не влияет.

ЛИТЕРАТУРА

1. Пушкарев, А. В. Кинетика изотопно-водородного обмена в бентонито-песчаной смеси / А.В. Пушкарев, В.В. Долин, В.В. Приймаченко, В.Н. Бобков, Р.А. Пушкарева // Институт геохимии окружающей среды: сб.тр. – Киев, 2007. – Вып.15. – С. 27–36.
2. Lopez-Galindo, A. Tritium redistribution between water and clay minerals / A. Lopez-Galindo, Hach-Alip, Fenoll, A.V. Push-karev [et al.] // Applied Clay Science. – 2008. – № 39. – С. 151–159.
3. Шишелова, Т. И. Практикум по спектроскопии. Вода в минералах / Т.И. Шишелова, Т.В. Созинова, А.Н. Коновалова: учеб. пособие. – М.: Академия Естествознания, 2010. – ISBN 978-5-91327-093-1. – 88 с.
4. Аллен Д. Ядерно-магнитный каротаж. Газовые гидраты. Контроль и управление разработкой пластов / Д. Аллен, С. Крэри, Б. Фридман // Нефтегазовое обозрение. – Хьюстон: Изд. Schlumberger, 2001. – Вып. 2. – С. 6–9.
5. Ляхова, О.Н. Тритий как индикатор мест проведения ядерных испытаний / О.Н. Ляхова, С.Н. Лукашенко, Н.В. Ларионова, С.Б. Субботин // Вестник НЯЦ РК, 2011. – Вып. № 3. – С. 125–129.
6. Тимонова, Л. В. Исследование содержания трития в почве в местах проведения ядерных испытаний на территории Семипалатинского испытательного полигона / Л.В. Тимонова, О. Н. Ляхова, С. Н. Лукашенко, А.О. Айдарханов // Радиационная биология. Радиоэкология. – 2015. – Т. 55. – № 6. – С. 667–672.
7. Качество воды – определение активности трития, соответствующей данной концентрации – жидкостной метод сцинтилляционного счета. Международный стандарт ISO 9698:2010 (E). – Введ.1989-12-01.– Москва: ВЦП НТЛИД, 1990. – 17 с.
8. РИ 03-02-03 (А). Подготовка проб для элементного анализа методом автоклавного разложения. – Курчатов: ИРБЭ НЯЦ РК, 2011. – С. 12.

ССП ЕРЕКШЕЛІКТЕРІН ЕСЕПКЕ АЛА ОТЫРЫП ТОПЫРАҚТЫҢ ТРИТИЙМЕН ЛАСТАНУЫН ЗЕРТТЕУ ӘДІСТЕРІН ОҢТАЙЛАНДЫРУ

З.Б. Сержанова, А.К. Айдарханова, О.Н. Ляхова, Р.А. Қойшыбаев

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

Бұл мақалада, топырақтағы тритийді (^{3}H) анықтау әдістері ретіндегі бағалау әдістері – оны бос судан анықтау формалары үшін қолданылатын дистилляция әдісінің нәтижелері келтірілген. Дистилляция әдісімен ^{3}H алу процесіне матрицалық құрылымның әсер етуін бағалау үшін үлгі ретінде топырақ, кремнезём және тұз пайдаланылды. Тәжірибе барысында ^{3}H құрамының әсерін және оны алудың толықтығын бағалау үшін түрлі белсенділіктегі – 100 бастап 100 000 Бк/л дейінгі аралықтағы изотопты индикатор пайдаланылды. Барлық тәжірибелер түрлі беткі қабатта жүргізілді. Тәжірибенің әрбір сатысында оның «тазалығын» бағалау үшін бос тәжірибелер жасалып отырды. Дистилляция әдісінің тиімділігі орташа алғанда 80–98 % құрайтыны анықталды. Дистилляция әдісі аз ылғалданған (10 % кем емес ылғалдылықта) топырақпен қатысты жағдайды есепке алмағанда өзінің тиімділігін нақтылады. Ылғалдылығы төмен топырақ үшін дистилляция әдісін қолдану барысында түзетуші коэффициентпен дәлденетін тұрақты болмашы жоғалтулар байқалды.

OPTIMIZING METHODS FOR RESEARCHNING INTO SOIL CONTAMINATION WITH TRITIUM GIVEN STS FEATURES

Z.B. Serzhanova, A.K. Aidarkhanova, O.N. Lyakhova, R.A. Koishybayev

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

The paper presents quality evaluation results of tritium determination technique (^{3}H) for soil – distillation technique used for determining its speciation in free water. To evaluate the impact of matrix structure on ^{3}H extraction process by distillation, soil, earth silicon and salt were used as samples. In the course of the experiment a tracer of various activity – from 100 to 100,000 Bq/l was used to assess completeness of extraction and impact of ^{3}H content. All of the experiments were conducted in several replications. At each experimental stage a blank experiment was conducted to assess its integrity. It is found that efficiency of distillation technique is on average 80–98 %. Distillation technique proved its efficiency except where soil is slightly wetted (with moisture of less than 10 %). When using the distillation technique stable minor losses that are corrected with a correction factor can be observed for soils of low moisture.

УДК 541.182.2:546.65

ВЫБОР ОПТИМАЛЬНОГО СПОСОБА ПРОБОПОДГОТОВКИ ТВЕРДЫХ ЧАСТИЦ АЭРОЗОЛЕЙ ВОЗДУХА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ИХ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА МЕТОДОМ МАСС-СПЕКТРОМЕТРИИ С ИНДУКТИВНО СВЯЗАННОЙ ПЛАЗМОЙ

Темиржанова А.Е., Дюсембаева М.Т., Каширский В.В.

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

Представлены результаты исследования по определению элементного состава стандартного образца мелкодисперсной пыли для адаптации существующей методики пробоподготовки твердых частиц аэрозолей воздуха способом автоклавного разложения. Определены оптимальные виды реакционных смесей для наиболее полного выщелачивания из пыли в анализируемый раствор отдельных групп элементов – легколетучих, редкоземельных, труднорастворимых. Показано, что сочетание стандартной методики с предлагаемой схемой пробоподготовки позволяет расширить круг определяемых элементов из одной аналитической пробы.

Ключевые слова: твердые частицы аэрозолей воздуха, мелкодисперсная пыль, реакционная смесь, двухстадийная пробоподготовка, редкоземельные элементы, тяжелые металлы.

Введение

Загрязнение атмосферного воздуха взвешенными частицами (PM-2,5 и PM-10) диаметром <10 мкм представляют особую опасность для состояния здоровья населения. Тяжелые металлы и токсичные элементы, входящие в состав твердых частиц аэрозолей воздуха, приводят к нарушению работы систем дыхания и кровообращения, при этом влияют непосредственно на респираторный тракт и другие органы [1]. Поэтому в исследованиях [2, 3] по оценке качества атмосферы особое внимание уделяют вопросу изучения содержания поллютантов, в том числе тяжелых металлов, в твердых частицах аэрозолей воздуха населенных пунктов.

На сегодняшний день при оценке качества воздуха широко используют метод масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой (МС-ИСП). Применение МС-ИСП для элементного анализа в отличие от других аналитических методов имеет ряд преимуществ, главные из которых – высокая чувствительность, широкий линейный диапазон определяемых концентраций, одновременное определение широкого набора химических элементов с низкими пределами обнаружения из одной пробы. Однако, в процедуре элементного анализа методом МС-ИСП наиболее сложным звеном является этап химической пробоподготовки на долю которого приходится до 90 % времени и общей ошибки результатов количественного определения содержания элементов в образце.

Традиционно используемая методика [4] для определения металлов и металлоидов в твердых частицах аэрозоля включает узкий спектр химических элементов. В первую очередь это связано с потерей легколетучих компонентов из анализируемого раствора. Поэтому, для расширения спектра определяемых элементов необходимо проводить дополнительный отбор проб, что влечет за собой экономические и временные затраты. В связи с этим, актуальным является оптимизация существующей методики пробоподготовки аэрозолей с целью увеличения списка определяемых элементов методом МС-ИСП из одной пробы.

1 Экспериментальная часть

1.1 Объекты и методы исследования

Для определения полноты извлечения в раствор химических элементов кислотными смесями использовали международный стандартный образец пыли CRM-027-050 с 19 аттестованными компонентами: Be, Na, Mg, Al, K, Ca, V, Cr, Mn, Fe, Co, Ni, Cu, Zn, As, Sr, Cd, Ba и Pb.

С целью выявления применимости разрабатываемой схемы пробоподготовки для региональных типов пыли, содержащихся в аэрозолях воздуха, во всех экспериментальных работах наряду со СО CRM-027-050 использован образец пыли, отобранный с населенного пункта Акжар Павлодарской области.

Для получения достоверных данных при проведении лабораторных испытаний были взяты по 3 одинаковых навески СО пыли и образца пыли с. Акжар. Вес каждой навески был равен 0,5000±0,0002 г.

Подготовку данных образцов для анализа методом МС-ИСП проводили согласно стандартной методике [4] (рисунок 1). В данной методике предусмотрено использование концентрированных фтористоводородной и азотной кислот для ускорения растворения силикатов, в состав которых могут входить определяемые элементы. При наличии HF в растворах проб во избежание порчи кварцевых частей системы ввода образцов МС-ИСП необходимо с помощью выпаривания удалять фториды из раствора. Процесс выпаривания приводит также к потере легколетучих элементов из полученных образцов.

Как уже отмечено выше, до настоящего времени в лаборатории для анализа химического состава аэрозолей воздуха используется методика, характеризующаяся невысокой селективностью, а также требующая использования больших объемов фтористоводородной кислоты. Поскольку современные методики анализа твердых частиц аэрозолей воздуха долж-

ны обеспечивать относительно быстрое, экономичное и качественное определение нормируемых и других не менее важных компонентов с высокой воспроизводимостью и правильностью, в данной работе предложена оптимизированная схема пробоподготовки аэрозолей для их дальнейшего анализа методом МС-ИСП. Оптимизированная схема пробоподготовки образцов состоит из двух стадий: 1 стадия – 7М HNO_3:6н HCl; 2 стадия – конц. HF:HNO_3 (рисунок 2).

Во избежание потерь летучих компонентов из анализируемого раствора 1 стадия пробоподготовки исключает процесс выпаривания. Однако для достижения полного растворения твердых силикатных частиц во второй стадии необходимо использование реакционной смеси с фтористоводородной кислотой. Данную схему пробоподготовки твердых частиц аэрозолей воздуха способом автоклавного разложения условно обозначили – двухстадийной.

Рисунок 1. Схема автоклавного разложения СО мелкодисперсной пыли по стандартной методике

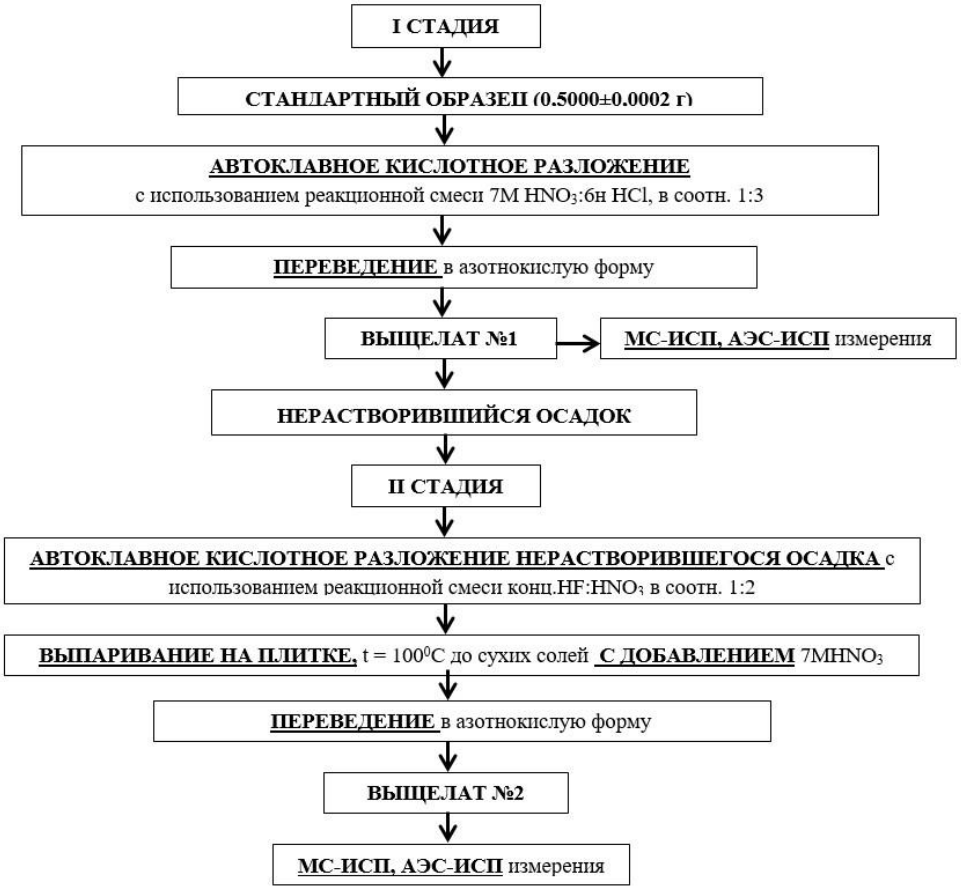


Рисунок 2. Схема автоклавного разложения СО мелкодисперсной пыли по предложенной схеме

1.2 Проведение аналитических работ

Определение содержания химических элементов проводилось методом масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой с использованием квадрупольного масс-спектрометра Agilent 7700x компании *Agilent Technologies*. При выборе определяемых компонентов за исключением редкоземельных элементов руководствовались официальным документом, регламентирующим состав анализируемого стандартного образца пыли.

Для градуировки масс-спектрометра использовали сертифицированные мультиэлементные стандартные растворы компании *Perkin Elmer* и *Inorganic Ventures* и одноэлементные ГСО растворов Al и Fe фирмы «Центр стандартных образцов и высокочистых веществ».

Контроль качества измерений осуществлялся путём измерения контрольного раствора через каждые 10 проб. При неудовлетворительном результате калибровки (отклонение калибровочного графика на 8-10%) проводили перекалибровку прибора, при которой учитывали новые параметры фона. Анализ проб проводился на определение следующих элементов: Be, V, Cr, Mn, Co, Ni, Cu, As, Mo, Nb, Cd, La, Ce, Pr, Nd, Sm, Gd, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Ta, W, Pb, Bi, U согласно методикам [5].

2 Результаты и их обсуждение

2.1 Выбор оптимальных видов реакционных смесей

Обзор мирового опыта [4, 6, 7] выявил, что для проведения анализа аэрозолей воздуха рекомендуются в основном следующие виды реакционных смесей: $HF+HNO_3$; смесь HNO_3+HCl; а также смесь из $HF+HNO_3$: HCl. Содержание исследуемых элементов в СО мелкодисперсной пыли при использовании различных видов реакционных смесей представлено в таблице 1.

По полученным данным выявлено, что экстрагирующие растворы, оказывают селективное влияние на отдельные компоненты исследуемого образца. Анализ данных таблицы показал, что использование реакционной смеси из 7М азотной и 6н соляной кислот является достаточным для полного перевода в раствор группы редкоземельных элементов (La, Ce, Pr, Nd, Sm, Gd, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu), а также Cd, As, Bi. Процент извлечения данных элементов в раствор составил от 85% до 95% от их валового содержания.

Как видно из таблицы при сравнении степени выщелачивания различными кислотами видно, что использование реакционных смесей, содержащих фтористоводородную кислоту, приводит к образованию нерастворимых фторидов и как следствие неполного перевода в раствор редкоземельных элементов. Полученные данные согласуются с ранее проведенными исследованиями других авторов, которые описывают, что неполное удаление фторид – ионов приводит к потерям РЗЭ а интенсивное выпаривание растворов – к потерям легколетучих элементов [8].

Поскольку извлечение всех компонентов из одной пробы по схеме существующей методики представляется невозможным, предложена схема двухстадийной подготовки проб аэрозолей воздуха. По данной схеме представляется возможным определение важных компонентов атмосферы, в том числе нормируемых из одной полученной пробы, результаты по которым представлены в таблице 2.

Таблица 1. Среднее содержание элементов СО в разных типах реакционных смесей, мг/кг (n=9)

Элементы	конц. HF:HNO_3 (1:2)	конц. HF+ 7М HNO_3:6н HCl в соотн. 1:3 (1:2)	7М HNO_3:6н HCl (1:3)	Аттестованное значение (доверительный интервал / прогнозный интервал)
As	5,0±1,2	4,2±1,0	8,0±2,0	12,4±0,948 (11–13,7 / 6,37–18,3)
Cd	6,0±1,5	3,9±1,0	11,0±2,3	12±0,589 (11,2–12,8 / 8,31–15,7)
La	4,10±1,00	4,40±1,10	19,0±4,8	—*
Ce	8,20±2,00	7,90±2,00	39,0±9,8	—
Pr	0,80±0,20	1,20±0,30	4,50±1,10	—
Nd	3,90±1,00	4,60±1,20	19,0±4,8	—
Sm	0,77±0,20	0,90±0,20	3,2±0,8	—
Gd	0,75±0,20	0,88±0,22	3,0±0,8	—
Dy	0,62±0,20	0,50±0,10	1,70±0,40	—
Ho	0,09±0,02	0,10±0,03	0,27±0,07	—
Er	0,30±0,08	0,30±0,08	0,85±0,20	—
Tm	0,04±0,01	0,04±0,01	0,08±0,02	—
Yb	0,35±0,09	0,28±0,07	0,65±0,20	—
Lu	0,04±0,01	0,04±0,01	0,08±0,02	—
Bi	0,05±0,01	0,03±0,01	0,08±0,02	—

Примечание: * – нет аттестованного значения по содержанию элемента в стандартном образце пыли

Таблица 2. Среднее содержание элементов СО в разных типах реакционных смесей при двухстадийной пробоподготовке, мг/кг (n=9)

Элементы	7М HNO_3:6н HCl (1:3)	HF:HNO_3 (1:2)	Сумма	Аттестованное значение (доверительный интервал / прогнозный интервал)	% отклонения от аттестованного значения
Be	2,26±0,60	0,70±0,20	2,96±0,70	2,73±0,102 (2,59–2,86 / 2,09–3,37)	8
Mg	2400±600	720±180	3100±780	2760±129 (2580–2940 / 1940–3570)	12
V	0,40±0,10	21,0±5,2	21,4±5,3	21,4±2,12 (18,7–24,1 / 8,11–34,7)	0
Mn	230±58	45±11	275±70	259±7,38 (250–268 / 212–305)	6,2
Co	3,50±0,90	1,0±0,3	4,5±1,1	4,7±0,271 (4,34–5,06 / 2,99–6,41)	−4,3
Ni	8,5±2,1	3,1±0,8	11,6±3,0	10,5±0,704 (9,6–11,5 / 6,11–15)	10,5
Cu	8,0±2,0	2,6±0,7	10,6±3,0	9,87±0,5 (9,16–10,6 / 6,75–13)	7,4
Nb	0,80±0,20	6,8±1,7	7,6±1,9	—*	—
Mo	0,60±0,15	0,20±0,05	0,8±0,2	—	—
Ta	<0,03	0,80±0,20	0,80±0,20	—	—
W	0,14±0,03	0,54±0,10	0,68±0,20	—	—
Pb	43,0±11,0	6,8±1,7	50,0±12,5	51,9±2,46 (48,7–55,1/36,4–67,4)	−3,5
U	1,10±0,20	0,6±0,1	1,70±0,40	—	—

Примечание: * – нет аттестованного значения по содержанию элемента в стандартном образце пыли

Установлено, что наиболее полный перевод в раствор вышеперечисленных элементов за исключением V, Nb, Ta, W в стандартном образце пыли осуществляется при применении фтористоводородной кислоты в присутствии активатора – концентрированной азотной кислоты. При использовании двухстадийного автоклавного разложения содержание всех исследуемых элементов (100 %), т.е. 8 из 8 аттестованных показали схожие значения с их паспортными данными. Процент отклонения от аттестованного значения элементов Be, Mg, V, Mn, Co, Ni, Cu, Pb варьирует от −3,5 до 12 %. Для наиболее полного извлечения в раствор представленных нормируемых компонентов, в том числе тяжелых металлов, требуется использование обеих стадий автоклавного разложения. Однако, наибольшая доля выщелачивания (более 85 %) таких элементов, как V, Nb, Ta и W приходится на вторую стадию автоклавного разложения, т.е. для полного извлечения этой группы элементов достаточно использование реакционной смеси из HF:HNO_3.

Совместное использование стандартной методики пробоподготовки с предложенной схемой расширяет круг определяемых элементов и упрощает процедуру отбора проб. При этом первую стадию необходимо использовать для определения содержания редкоземельных и легколетучих элементов, а обе стадии – для определения труднорастворимых элементов, в том числе тяжелых металлов.

2.2 Обоснование оптимизационной схемы пробоподготовки твердых частиц аэрозолей воздуха

Для подтверждения данных по избирательности извлечения элементов исследуемыми реакционными смесями проведены исследования на региональном образце пыли с. Акжар, который имеет иной физико-химический состав по сравнению с СО мелкодисперсной пыли.

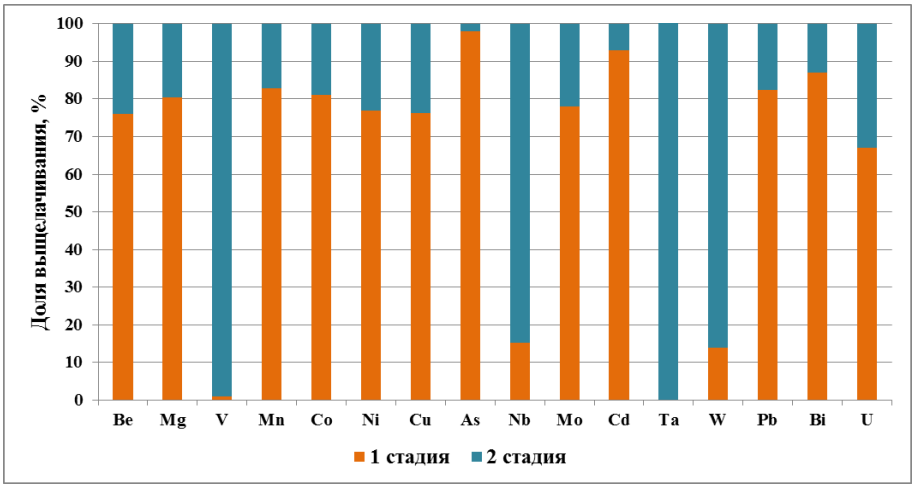
Результаты по данным экспериментальным работам представлены в виде диаграмм (рисунок 3).

Как видно из представленных данных, двухстадийное автоклавное разложение также применимо для исследуемых нами региональных образцов пыли. Исследуемые элементы одинаково выщелачиваются в представленных видах реакционных смесей как в СО пыли, так и в образце пыли, отобранной с села Акжар за исключением V. Данный элемент в СО пыли показал несколько иную степень выщелачивания (более 90 %) при использовании реакционной смеси с фтористоводородной кислотой. Возможно, это связано с различной формой нахождения данного элемента в исследуемых образцах.

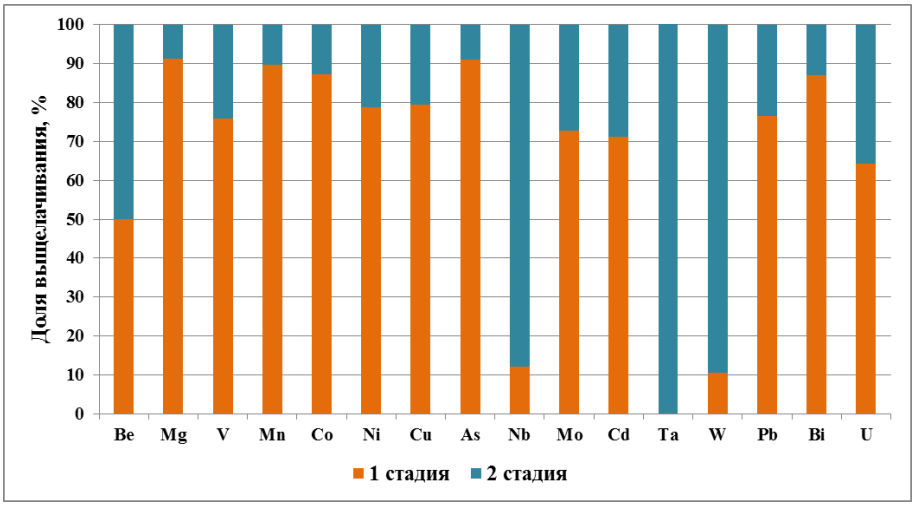
По полученным данным выявлено, что для обеспечения полного переведения в раствор таких элементов как Be, Mg, Mn, Co, Ni, Cu, Mo, Pb, U необходимо использование двухстадийного автоклавного кислотного разложения с использованием реакционной смеси из 7М азотной и 6н соляной кислот, а также смеси из концентрированных азотной и фтористоводородной кислот.

Также по полученным данным определена группа элементов, для полного извлечения которых необходимо использование фтористоводородной кислоты при 2-х стадийном кислотном разложении. В данную группу входят следующие элементы – V, Nb, Ta и W. Как известно из литературных данных [9] Ta, W, Nb известны своей крайне низкой подвижностью в твердых частицах почвы, аэрозолей и грунтов, так как находятся в них преимущественно в составе устойчивых минералов, не разлагаемых «царской водкой».

Доказано, что для полного извлечения в раствор легко летучих элементов As, Bi, группу редкоземельных элементов, а также Cd можно использовать реакционную смесь из 7М азотной и 6н соляной кислот.



а) образец – СО пыль (CRM-027-050)



б) образец – пыль с. Акжар

Рисунок 3. Доля выщелачивания элементов образца в раствор при двухстадийной пробоподготовке

Таким образом, по результатам определения содержания элементов в мелкодисперсной пыли, полученных с помощью разных вариантов кислотного разложения, для расширения спектра элементов из одной пробы предложен оптимизационный способ автоклавного разложения, заключающейся в двухстадийной пробоподготовительной процедуре.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана двухстадийная схема подготовки проб твердых частиц аэрозолей воздуха, которая обеспечивает полное переведение в раствор исследуемых элементов с различными химическими свойствами, а также увеличивает спектр определяемых элементов для последующего МС-ИСП анализа. Сравнение двух подходов химической подготовки образцов мелкодисперсной пыли свидетельствует о большей пригодности для массового анализа двухстадийной схемы подготовки образцов твердых частиц аэрозолей воздуха.

Установлено, что МС-ИСП анализ с использованием двухстадийной пробоподготовки образцов характеризуется хорошей сходимостью результатов с паспортными данными сертифицированного образца мелкодисперсной пыли. Подтверждена применимость разработанной схемы пробоподготовки твердых частиц аэрозолей воздуха для определения их элементного состава для региональных образцов пыли.

ЛИТЕРАТУРА

1. Дабахов М.В., Тяжелые металлы: экотоксикология и проблемы нормирования. – / М.В. Дабахов, Е.В. Дабахова, В.И. Титова – Н Е. – Новгород. – 2005. – 166 с.
2. M. Gerboles, D. Buzica, R.J.C. Brown et al. – Interlaboratory comparison exercise for the determination of As, Cd, Ni and Pb in PM 10 in Europe – Atmospheric Environment- №45-2011г.-р. 3488–3499

3. S. Goix, D. Point, P. Oliva et al. – Influence of source distribution and geochemical composition of aerosols on children exposure in the large polymetallic mining region of the Bolivian Altiplano – Science of the Total Environment № 412-413- 2011 – p. 170–184
4. ГОСТ Р ИСО 15202-2-2008 «Определение металлов и металлоидов в твердых частицах аэрозоля методом атомной эмиссионной спектрометрии с индуктивно связанной плазмой». – Часть 2. – Подготовка проб. – Москва. – Стандартинформ. – 2009.
5. Качество воды. «Применение масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой. Определение 62 элементов» (номер гос. регистрации 022/10505 от 23.09.2016 г.): ISO 17294 – 2: 2003 (E). Ч. 2.
6. Методика НСАМ №499-АЭС/МС «Определение элементного состава горных пород, почв, грунтов и донных отложений атомно-эмиссионным с индуктивно связанной плазмой и масс-спектральным с индуктивно связанной плазмой методами». – 2015 г.
7. Руководство ЕМЕП по отбору проб и химическому анализу – Совместная Программа мониторинга и оценки дальнего атмосферного переноса загрязняющих веществ в Европе. – 2001 (ноябрь).
8. В.К. Карандашев, А.Н. Туранов, Т.А. Орлова – Использование метода масс-спектрометрии с индуктивно-связанной плазмой в элементном анализе объектов окружающей среды. – Заводская лаборатория. Диагностика материалов. – № 1, 2007, Том 73. С. 12–21.
9. Ладонин Д.В. – Формы соединений тяжелых металлов в техногенно-загрязненных почвах. – диссертация на соискание ученой степени д.б.н. – Москва. – 2016 г.

ИНДУКТИВТІ БАЙЛАНЫСҚАН МАСС-СПЕКТРОМЕТРИЯ ӘДІСІМЕН АУА АЭРОЗОЛЫНЫҢ ҚАТТЫ БӨЛШЕКТЕРІН ОЛАРДЫҢ ЭЛЕМЕНТТІК ҚҰРАМЫН АНЫҚТАУ ҮШІН СЫНАМА ДАЙЫНДАУДАҒЫ ОҢТАЙЛЫ ТӘСІЛІН ТАҢДАУ

А.Е. Теміржанова, М.Т. Дюсембаева, В.В. Каширский

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

Автоклавты ыдырату тәсілімен ауа аэрозолдарының қатты бөлшектеріне сынама дайындаудың қолданыстағы әдістерін бейімдеу үшін ұсақдисперсті шаңның стандартты үлгісінің элементтік құрамын анықтау бойынша зерттеу нәтижелері келтірілген. Элементтердің жеке бір топтарындағы – жеңіл ұшпа, сирек жер, баяу еритін талдамаланатын ерітінділердің шаңдарынан толықтай сілтіленуі үшін реакциялық қоспалардың оңтайлы түрлері анықталды. Сынама дайындаудың ұсынылған сұлбасымен стандартты әдістің үйлесуі аналитикалық сынаманың біреуінен анықталатын элементтердің өрісін кеңейтуге мүмкіндік беретіні көрсетілді.
Кілт сөздер: ауа аэрозолдарының қатты бөлшектері, ұсақдисперсті шаң, реакциялық қоспа, екісатылы сынама дайындау, сирек жер элементтер, ауыр металдар.

SELECTING AN OPTIMAL WAY OF PREPARING AIR AEROSOL PARTICULATE MATTER TO DETERMINE ITS ULTIMATE COMPOSITION USING AN INDUCTIVELY COUPLED PLASMA MASS SPECTROMETRY TECHNIQUE

A.Ye. Temirzhanova, M.T. Dyusembayeva, V.V. Kashirsky

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

Research results are presented on determination of the ultimate composition of standard fine dust sample for adapting available air aerosol particulate matter preparation procedure by autoclave decomposition. Optimal types of reaction mixtures have been determined for a more complete leaching of certain element groups – highly volatile, rare earth, hardly soluble, from dust to a test solution. It is shown that combination of a standard technique and the suggested sample preparation procedure allows expansion of a range of elements to be determined from one assay.
Key words: air aerosol particulate matter, fine dust, reaction mixture, two-stage sample preparation, rare earth elements, heavy metals.

УДК 621.039.572

ДИНАМИКА ТЕМПЕРАТУРНОГО ПОЛЯ РЕАКТОРА ИГР

Бекмагамбетова Б.Е., Вурим А.Д., Иркимбеков Р.А., Сураев А.С.

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

В статье представлены результаты расчетных исследований температурного поля реактора ИГР при длительном и коротком пуске с интегральной мощностью 5,2 ГВт с последующим расхолаживанием реактора.
Показано, что при длительных пусках более часа возможно превышение заявленной максимальной интегральной мощности реактора без нарушения его эксплуатационных пределов по температуре.

Введение

Импульсный исследовательский ядерный реактор ИГР [1] с гомогенной уран-графитовой активной зоной является уникальным источником нейтронного и гамма-излучения, отличающимся высокой динамикой мощности. Рабочий диапазон параметров реактора регламентируется значением максимальной допустимой регистрируемой температуры активной зоны, равным 1400 К, достигаемой в ходе импульса.

Распределение температуры в активной зоне реактора прямым образом оказывает воздействие на динамику мощности реактора, поток нейтронов в центральном экспериментальном канале [2] и запас реактивности реактора. Расчетные исследования температурного поля реактора в настоящее время являются практически единственным источником информации о температуре активной зоны. С учетом несомненной актуальности задачи расчета температуры активной зоны реактора, большое внимание уделяется вопросам совершенствования расчетных методов, направленного на повышение качества планирования и анализа экспериментов, проводимых на реакторе ИГР.

Условия проведения расчетов

Распределение температуры в активной зоне реактора ИГР рассчитывается в результате совместного применения двух расчетных кодов – *MCNP* [3] и *ANSYS Mechanical* [4].

Распределение плотности потока нейтронов и источников энерговыделения в активной зоне рассчитывается с использованием нейтронно-физической MCNP-модели реактора ИГР [5], детально описывающей его геометрические и материальные характеристики.

Для определения распределения температуры в графитовой кладке реактора в программном комплексе *ANSYS Mechanical* создана расчетная модель одной четвертой части реактора ИГР с адаптированной сглаженной расчетной сеткой, показанной на рисунке 1. Особенностью этой модели, в сравнении с ранее применявшимися вариантами, является высокая плотность сетки конечных элементов, что обеспечивает улучшение сходимости результатов расчетов.

Исходные данные и граничные условия:

– начальная температура активной зоны реактора 293 К;

– температура окружающей среды 293 К;

– реактор работает на постоянном уровне мощности, временем переходных процессов – подъема и снижения мощности – пренебрегаем;

– мощность реактора 1 ГВт (короткий импульс) и 1 МВт (длинный импульс);

– коэффициент теплоотдачи при конвективном теплообмене между твердыми поверхностями и газом принят равным 20 Вт/м^{2}К;

– коэффициент теплоотдачи на границе стенок ампулы НА-228 с охлаждающей ее водой принят равным 1000 Вт/м^{2}К.

Расчетный анализ проводился для оценки теплового состояния реактора ИГР, достигаемого:

1) в процессе пуска реактора с интегральным энерговыделением в активной зоне, равным 5,2 ГДж;

2) после расхолаживания реактора в течение одного часа после пуска;

3) после расхолаживания реактора в течение суток после пуска;

4) после расхолаживания реактора в течение недели после пуска.

При проведении расчетов и в ходе анализа их результатов используются следующие допущения:

– распределение мощности по высоте активной зоны является гладким (рисунок 2) и зависит от времени;

– разогрев активной зоны происходит за счет полной энергии деления, которое представляется в виде:

$$E_f = E_K + \Delta E_n + E_\beta + E_{\gamma\,мнг} + E_{\gamma\,зап} + E_{захв},$$

здесь: E_K – кинетическая энергия осколков деления после вылета мгновенных нейтронов; ΔE_n – разница между кинетической энергией нейтронов деления $E_n = \nu_f \varepsilon_\infty$ и ε_n – энергией нейтрона, вызвавшего деления; E_β – энергия β-частиц, испускаемых осколками и продуктами деления; $E_{\gamma\,мнг}$ – энергия γ-квантов, выделяющих из осколков деления до их распада; $E_{\gamma\,зап}$ – энергия γ-квантов, выпускаемых продуктами деления в серии β-распадов; $E_{захв}$ – энергия, выделяющаяся при поглощении нейтронов, не сопровождающемся делением [6];

– элементы реактора подвергаются облучению γ-излучением – как мгновенным, так и запаздывающим, при этом сделано допущение, что вся энергия выделяется мгновенно, и, следовательно, результаты расчета температуры консервативно завышены.

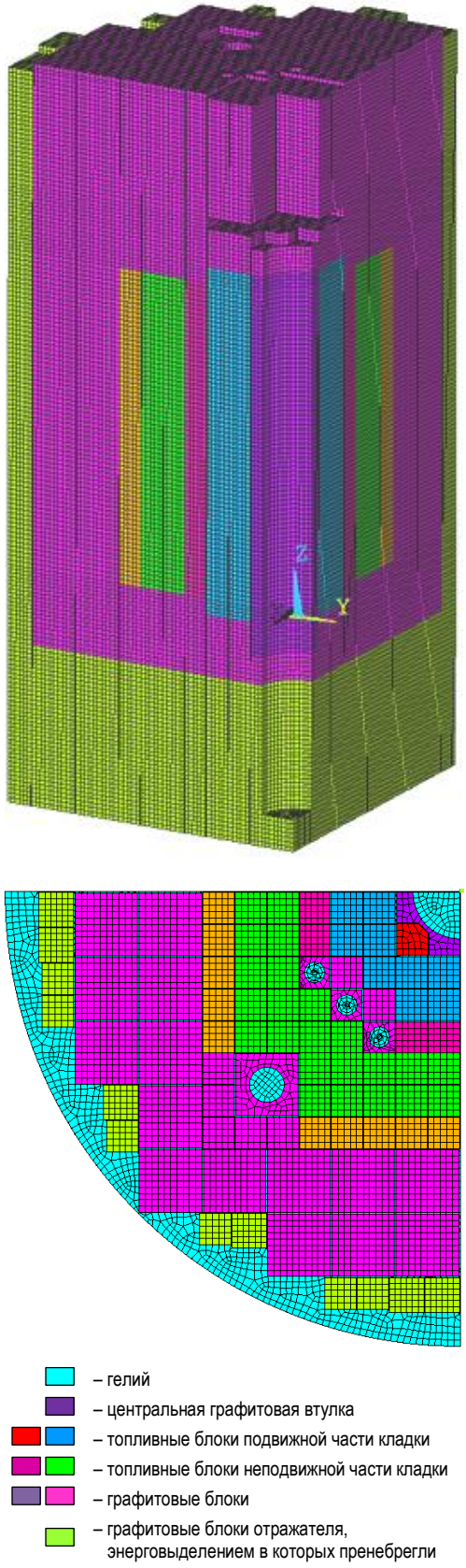
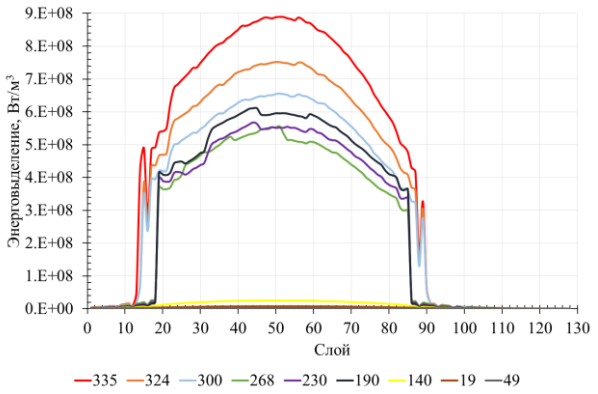
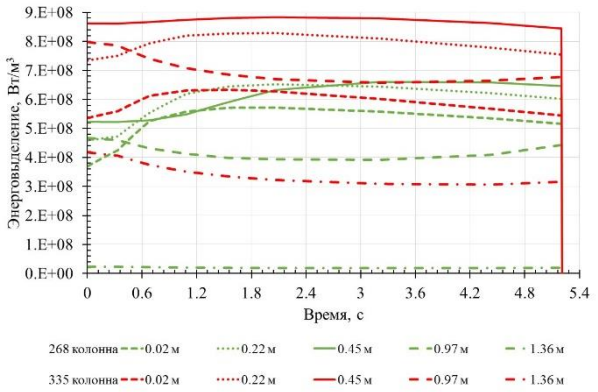


Рисунок 1. Расчетная модель реактора ИГР для ANSYS Mechanical



а) распределение мощности по высоте активной зоны в контрольных колоннах графитовой кладки



б) энерговыделение по высоте в контрольных колоннах в зависимости от времени

Рисунок 2. Распределение мощности по высоте активной зоны и в зависимости от времени в коротком импульсе

Для обмена результатами расчета распределения энерговыделения в активной зоне реактора между нейтронно-физической и теплофизической моделями была разработан программа на языке *Visual Basic.*

Для отображения поля температуры в горизонтальном сечении выбрано сечение на отметке 0,45 м выше нижнего торца неподвижной части кладки по оси Z, которое характеризуется максимальными значениями температуры. Для упрощения обработки и анализа результатов расчетов принята сквозная нумерация графитовых колонн, а также пронумерованы слои в каждой из колонн. На рисунке 3 выделены колонны, для которых далее будет отображаться изменение температуры во времени. Следует отметить, что колонна 268 примыкает к колонне 267, для которой регламентируется значение максимально допустимой регистрируемой температуры активной зоны, равное 1400 К.

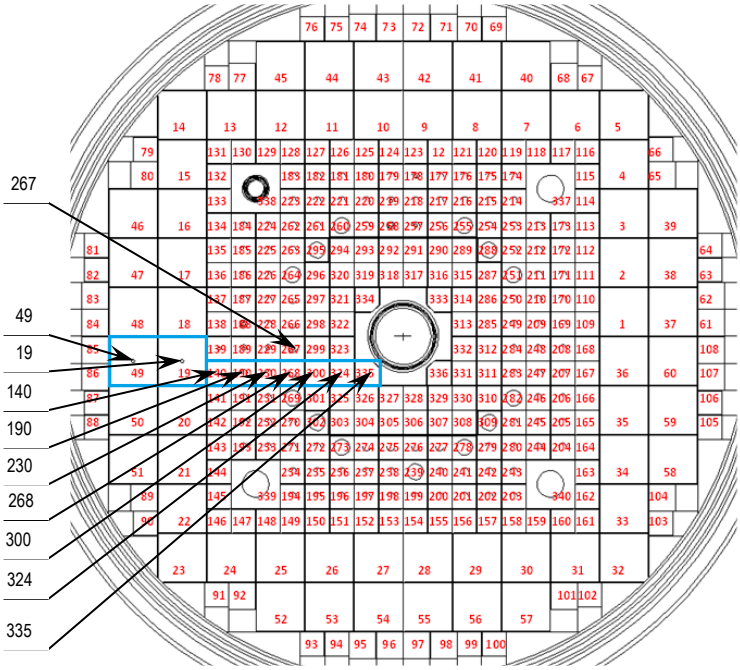


Рисунок 3. Нумерация колонн реактора ИГР в соответствии с нейтронно-физической моделью

Короткий импульс

На рисунке 4 показано поле температуры в горизонтальном сечении и по высоте реактора, а также изменение температуры во время короткого импульса. Максимальная температура активной зоны реактора составляет 1840 К (в колонне 335), при этом температура в контрольной точке превышает регламентированное максимальное значение (1400 К) и составляет приблизительно 1470 К (колонна 268), что объясняется консервативным подходом к заданию мгновенного и запаздывающего энерговыделения, обусловленного γ-излучением. Графитовые колонны отражателя, не пропитанные ураном, также подвергаются разогреву до 400 К за счет γ-излучения.

При расхолаживании реактора в течение первого часа температура в топливных блоках активной зоны понижается на ~500К – в основном, за счет перераспределения тепла в колоннах с топливными блоками, как показано на рисунке 5. За сутки температура активной зоны реактора снизится до 373 К. Охлаждение реактора происходит за счет принудительного охлаждения НА-228 (ЦЭК) и конвекции на боковой поверхности реактора. При этом, как видно из рисунка 6, максимум температуры смещается из активной зоны в сторону отражателя. Таким образом, через сутки расхолаживания температура отражателя в реакторе будет несколько превышать температуру активной зоны при наличии принудительного охлаждения НА-228. На рисунке 7 показано тепловое состояние реактора после расхолаживания в течении недели, при этом различие температуры отдельных элементов активной зоны не превышает 2 К. Приблизительно через пять суток расхолаживания реактор приходит в температурное равновесие с окружающей средой.

Длинный импульс

На рисунке 8 показано поле температуры в горизонтальном сечении и по высоте реактора, а также изменение температуры во время длинного импульса. Максимальная температура активной зоны реактора составляет 1390 К (в колонне 323). Графитовые колонны отражателя, не пропитанные ураном, подвергаются разогреву до 700 К как за счет γ-излучения, так и за счет теплопередачи от топливных блоков.

Полученные результаты показывают важность учета динамики тепловых процессов при описании длинных импульсов. В частности, при интегральном энерговыделении в реакторе 5,2 ГДж в длинном импульсе температура в контрольной точке не достигает регламентированного максимального значения, равного 1400 К, а составляет приблизительно 1200 К (колонна 268). Последнее означает, что в длинном импульсе допустимое интегральное энерговыделение в реакторе может превышать значение 5,2 ГДж, при этом эксплуатационный предел допустимой температуры активной зоны не будет превышен.

При расхолаживании реактора в течение первого часа температура в топливных блоках понижается на ~250К, а температура в остальной части реактора постепенно растет, как показано на рисунке 9. За сутки, также, как и при коротком импульсе, температура активной зоны реактора снизится до 373 К, при этом максимум температуры сместится из активной зоны в сторону отражателя (рисунок 10). Приблизительно в течение пяти суток происходит полное расхолаживание реактора (рисунок 11).

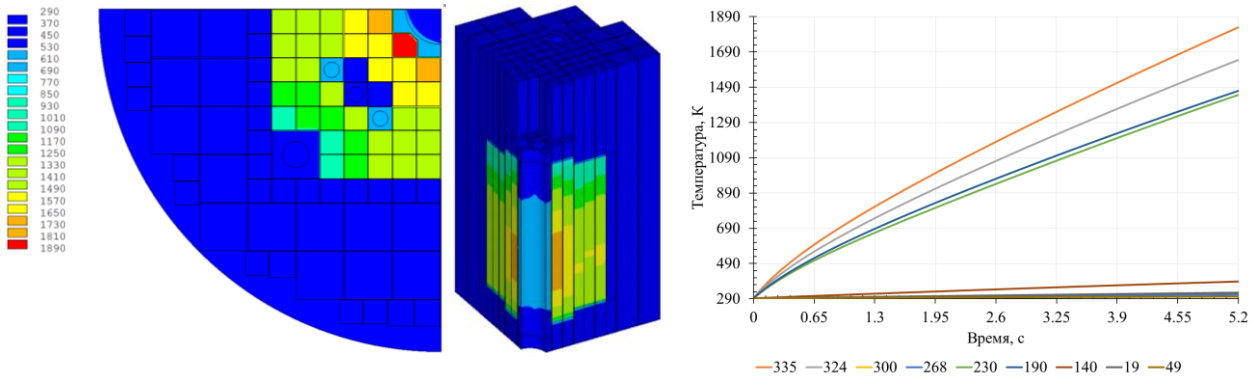


Рисунок 4. Температурное поле в конце короткого импульса и изменение температуры реактора в течение импульса

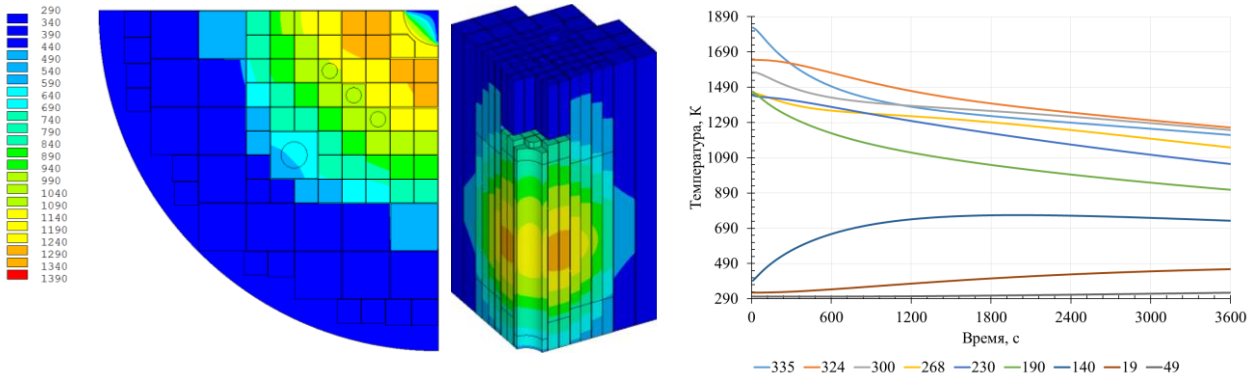


Рисунок 5. Температурное поле через один час расхолаживания после короткого импульса и изменение температуры реактора в процессе расхолаживания

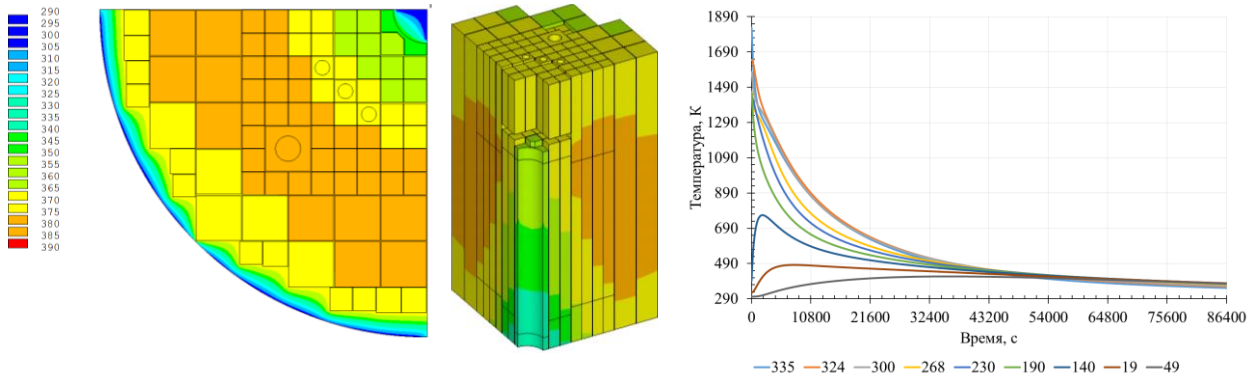


Рисунок 6. Температурное поле через одни сутки расхолаживания после короткого импульса и изменение температуры реактора в процессе расхолаживания

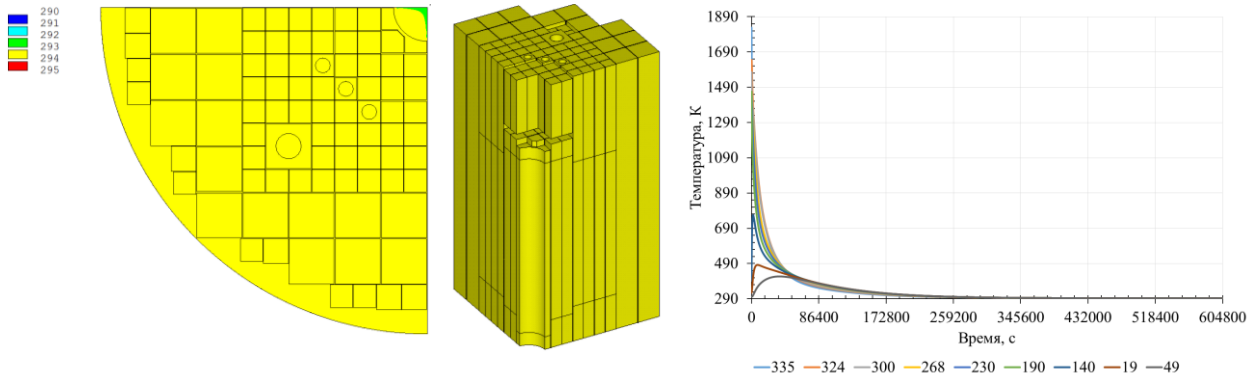


Рисунок 7. Температурное поле через семь суток расхолаживания после короткого импульса и изменение температуры реактора в процессе расхолаживания

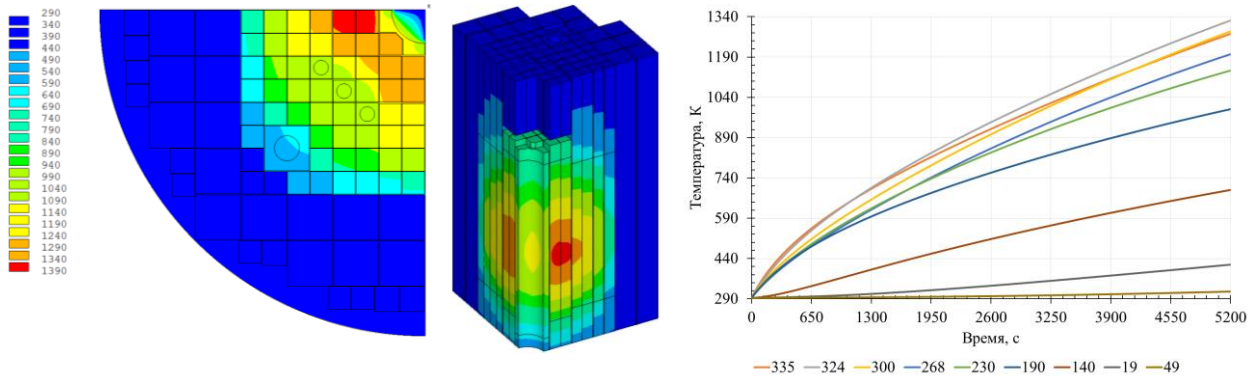


Рисунок 8. Температурное поле в конце длинного импульса и изменение температуры реактора в течение импульса

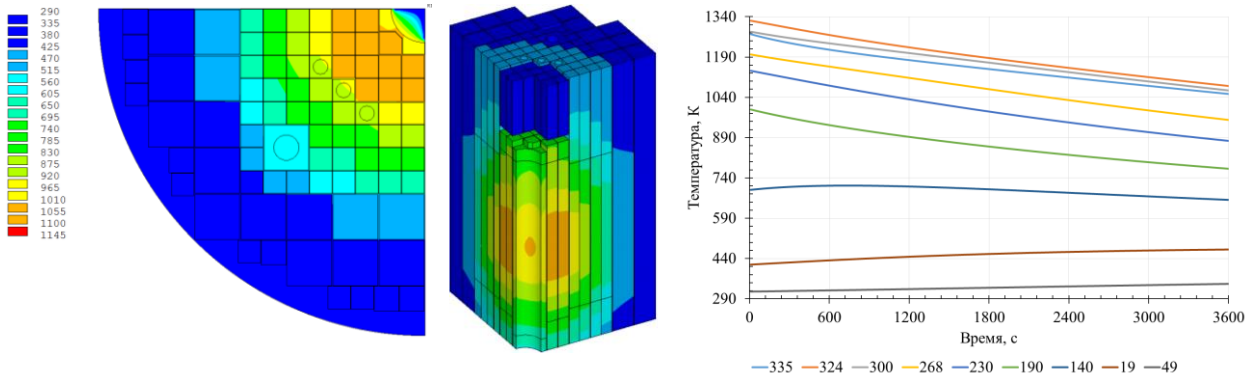


Рисунок 9. Температурное поле через один час расхолаживания после длинного импульса и изменение температуры реактора в процессе расхолаживания

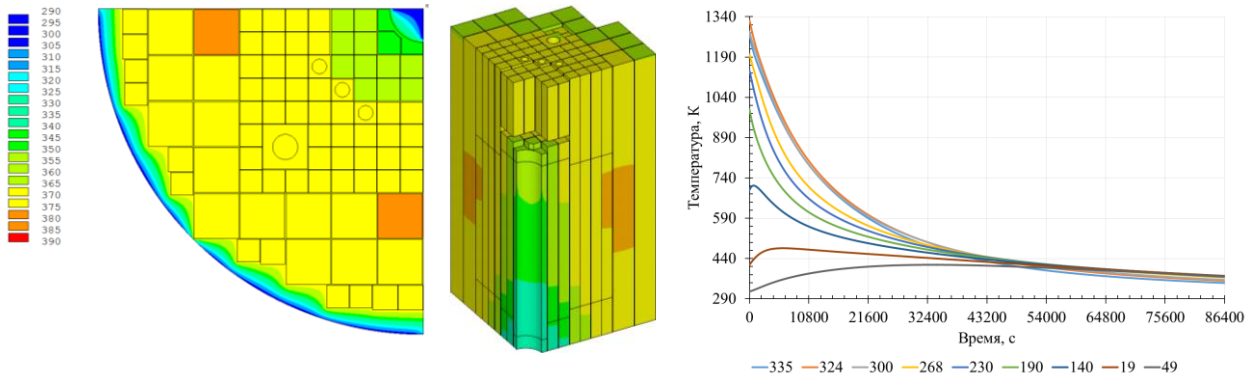


Рисунок 10. Температурное поле через одни сутки расхолаживания после длинного импульса и изменение температуры реактора в процессе расхолаживания

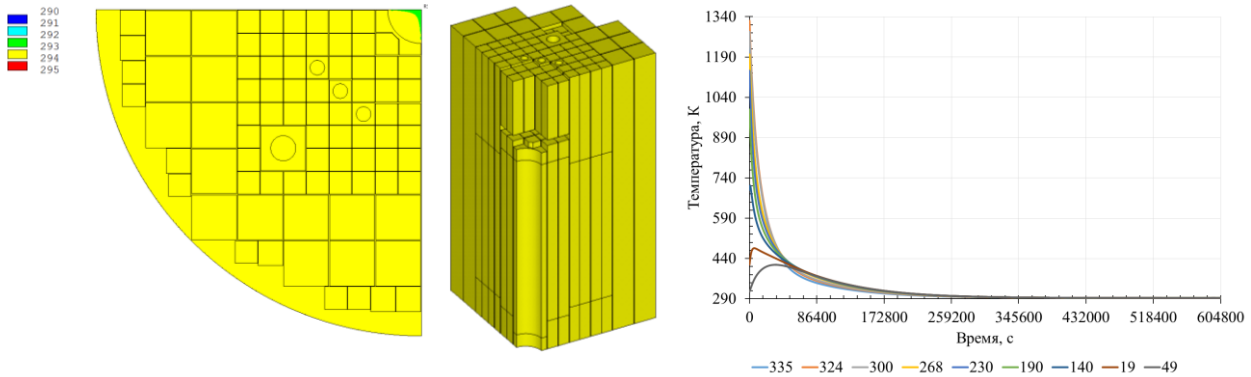


Рисунок 11. Температурное поле через семь суток расхолаживания после длинного импульса и изменение температуры реактора в процессе расхолаживания

Заключение

Моделирование температурного поля реактора ИГР при интегральном энерговыделении 5,2 ГДж в длительном и коротком импульсе с последующим расхолаживанием показало, что:

– максимальная температура активной зоны реактора 1840 К достигается в коротком импульсе;

– в коротком импульсе расчетное значение температуры в контрольной точке (1470 К) превышает регламентированное максимальное значение (1400 К), что объясняется консервативным подходом при задании мощности энерговыделения в блоках реактора;

– при длительных пусках возможна реализация интегральной мощности реактора более 5.2 ГДж без превышения его эксплуатационных пределов по температуре;

– время расхолаживания до 373 К составляет около суток и до 293 К длится около пяти суток как при коротком, так и при длинном импульсе.

Литература

1. Курчатов И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / И.В. Курчатов, С.М. Фейнберг, Н.А. Доллежаль // Атомная энергия. Москва 1964, – Т. 17, № 6, – с. 463–474.
2. Бекмагамбетова Б.Е. Исследования характеристик ИГР с топливом низкого обогащения/ Б.Е. Бекмагамбетова, А.Д. Вурим, В.М. Котов и др.// Вестник НЯЦ РК. Курчатов 2017, – вып. 3, – с. 51–54.
3. Вурим А.Д., Котов В.М., Иркимбеков Р.А., Жагипарова Л.К., Байгожина А.А. Компьютерная модель реактора ИГР для стационарных нейтронно-физических расчетов. – А.с. №2738 РК, 27.12.2016.
4. MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code: Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.
5. ANSYS, Inc. Products release 14.5 Documentation for ANSYS WORKBENCH: ANSYS Inc. – Электрон. дан. и прогр. – [Б. м.], 2014.
6. Крамеров А.Я., Шевелев Я.В. Инженерные расчеты ядерных реакторов. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 736 с.

ИГР РЕАКТОРЫНЫҢ ТЕМПЕРАТУРАЛЫҚ ӨРІСІНІҢ ДИНАМИКАСЫ

Б.Е. Бекмагамбетова, А.Д. Вурим, Р.А. Иркимбеков, А.С. Сураев

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

Мақалада 5,2 ГВт интегралды қуаты бар ұзақ және қысқа іске қосуы және ИГР реактордың кейінгі суыту кезінде температуралық өрісінің есептік зерттеулерінің нәтижелері көрсетілген.

Көрсеткендей, реактордың температура бойынша пайдалану шегінен бұзылмастан, бір сағаттан артық ұзақ іске қосу кезінде оның берілген максималды интегралды қуатын жоғарлауы мүмкін.

IGR REACTOR TEMPERATURE FIELD DYNAMICS

B.Ye. Bekmagambetova, A.D. Vurim, R.A. Irkimbekov, A.S. Surayev

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

The article provides results of calculation studies of the IGR reactor temperature field under long-term and short start-up with integral power of 5.2 GW with subsequent cooling down of the reactor.

It is shown that during long start-up which takes more than one hour it is possible to exceed the declared maximum integrated power of the reactor without disfunction of its operating temperature limits.

УДК 621.039.6

О ПРОЕКТЕ СОЗДАНИЯ КАЗАХСТАНСКОГО МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОГО ТОКАМАКА КТМ

[1] Зарва Д.Б., [1] Батырбеков Э.Г., [1] Скаков М.К., [1] Тажибаева И.Л., [2] Павлов В.М.

[1] РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», Курчатов, Казахстан
[2] Национальный исследовательский Томский политехнический университет, Томск, Россия

В работе представлен краткий обзор состояния современной энергетики и ее влияние на глобальную экологию. Освещены основные преимущества термоядерной энергетики как потенциального выхода из складывающейся ситуации энергетического кризиса в будущем. Приведен обзор установки КТМ, призванной решить проблему полномасштабного исследования материалов, из которых планируется изготовление внутрикамерных элементов, обращенных к плазме, в термоядерных реакторах будущего. На примере системы импульсного электроснабжения освещена проблема разработки, внедрения и ввода в эксплуатацию основных технологических систем установок типа токамак.

В настоящее время в основном все энергогенерирующие мощности в мире базируются на сжигании углеводородного топлива. Учитывая темпы роста энергопотребления населением Земли – разведанных запасов углеводородного топлива остается всего на нескольких сотен лет. Вместе с этим, в атмосфере угрожающе растет уровень концентрации углекислого газа и продуктов горения углеводородного топлива. Становится очевидным, что в ближайшее время человечество должно перейти на качественно новый уровень энергогенерации [1, 2].

На рисунке 1 представлены диаграммы эмиссии парниковых газов, распределения долей используемого в мире топлива и их вклад в глобальную энергогенерацию.

С учетом всех, пока еще не решенных проблем ядерной энергетики, а также относительной ограниченности запасов природного урана, решение может быть найдено при помощи реакторов, работающих на основе управляемого термоядерного синтеза.

Термоядерная энергетика — это практически неисчерпаемые ресурсы, наряду с этим, это – высокий уровень экологической безопасности и принципиальная невозможность распространения компонент ядерного вооружения. Даже в случае самой тяжелой аварии экологическая обстановка за пределами площадки термоядерного реактора не изменится. В процессе его работы практически не образуется долгоживущих радиоактивных материалов. Ну и, пожалуй, самый большой плюс – это один из наиболее высоких удельных энергетических выходов среди всех известных и практически осуществимых в настоящее время реакций.

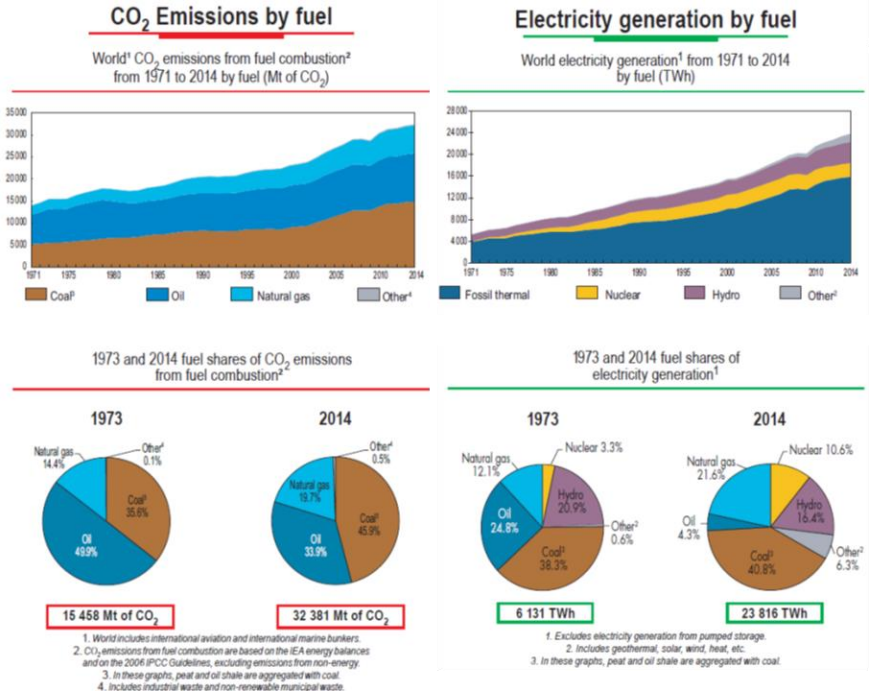


Рисунок 1. Диаграммы эмиссии парниковых газов, распределения долей используемого в мире топлива и их вклад в глобальную энергогенерацию [1, 2]

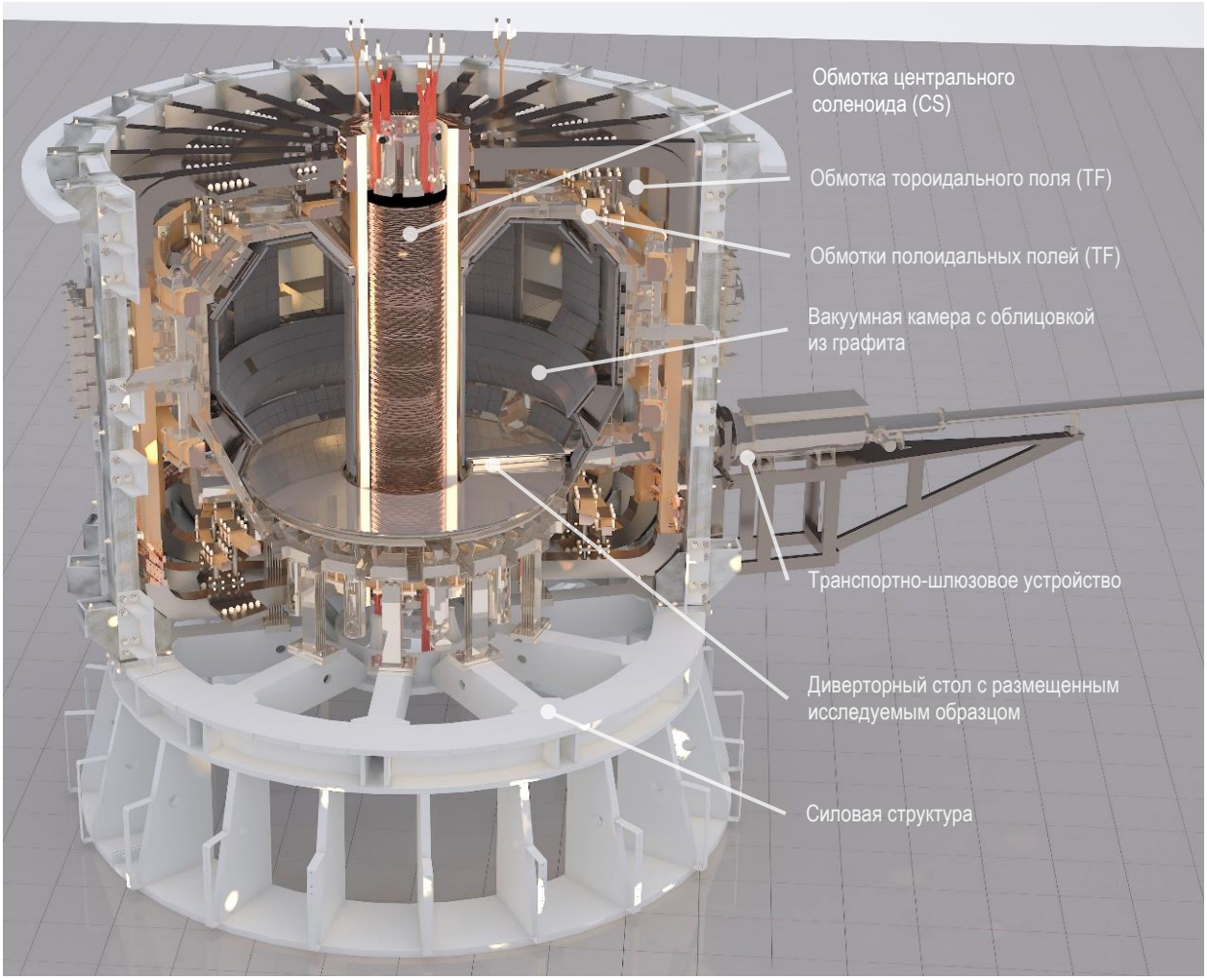


Рисунок 2. 3D модель сечения токамака КТМ.

Планируется, что первым термоядерным реактором, который продемонстрирует принципиальную возможность коммерческого получения энергии, будет ITER (международный экспериментальный термоядерный реактор), реализуемый в г. Кадараш во Франции усилиями многих стран мира. Данный реактор строится на базе установки типа Токамак, признанной наиболее перспективной для осуществления реакций управляемого термоядерного синтеза. Одной из основных проблем при создании установки ITER является проблема поиска и испытания материалов, из которых будут изготавливаться его наиболее энергонагруженные внутрикамерные узлы. Им придется работать при экстремальных тепловых нагрузках в потоках высокоэнергетических заряженных частиц [3].

Токамак КТМ, реализуемый в г. Курчатов Восточно-Казахстанской области, призван решить проблему полномасштабного испытания материалов для установки ITER и внести существенный вклад в развитие технологий управляемого термоядерного синтеза. Это первый в мире специализированный токамак, предназначенный для испытания функциональных и конструкционных материалов будущей термоядерной энергетики. На рисунке 2 представлена 3D модель сечения токамака КТМ с обозначением его основных функциональных узлов и комплектующих.

Помимо исследования материалов, благодаря конструктивным особенностям КТМ, а именно аспектному отношению, равному двум, токамак КТМ поможет решать задачи в фундаментальной области – изучения физики плазмы в установках подобной конфигурации. Для КТМ, основным отличием от аналогичных установок является наличие специализированного дивертерного стола для размещения исследуемых образцов и транспортного-шлюзового устройства, необходимого для оперативной замены исследуемых образцов без нарушения вакуумных условий. Это существенно экономит время подготовки и проведения экспериментов. Стоит обратить внимание, что тепловая нагрузка на дивертор КТМ составляет до 20 МВТ на квадратный метр, что соответствует тепловым нагрузкам установки ITER [4]. В таблице 1 представлены основные параметры установки КТМ.

Таблица 1. Основные параметры установки КТМ.

Большой радиус плазмы, м	0,9
Малый радиус плазмы, м	0,45
Аспектное отношение A	2
Удлинение плазмы K_{95}	1,7
Тороидальное магнитное поле на оси $B_{то}$, Тл	1
Ток плазмы, кА	750
Длительность тока, с	4–5
Мощность ВЧ-нагрева, МВт	5–7
Мощность тепловой нагрузки на приемные дивертерные пластины, МВт/м^2	2–20

9 июня 2017 года, в преддверии открытия международной выставки ЭКСПО-2017 «Энергия будущего», проходившей в столице Республики Казахстан – Астане, был успешно реализован 1-й этап физического пуска токамака КТМ, целью которого являлись отладка и проверка работоспособности практически всех штатных систем КТМ. В ходе проведения 1-го этапа физического пуска был реализован плазменный разряд с током плазмы в 10 кА и длительностью 20 мс.

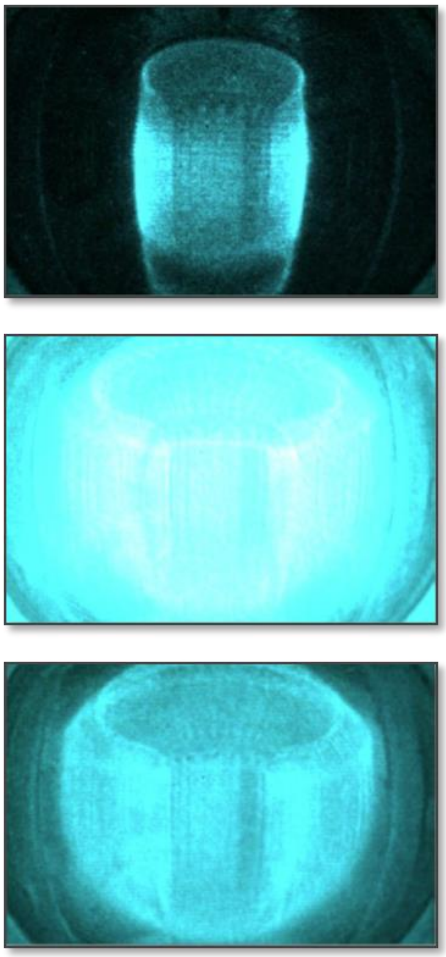


Рисунок 3. Видеокадры плазменного разряда в установке КТМ.

На рисунке 3 представлены видеокадры плазменного разряда в установке КТМ во время проведения 1-го этапа физического пуска.

В настоящее время активно ведутся подготовительные работы по реализации 2-го и завершающего этапа физического пуска установки КТМ, на котором будут задействованы все необходимые штатные технологические системы комплекса. 2-й этап физического пуска предполагает получение плазмы в омическом режиме на пониженных параметрах с максимальным током в импульсе до 100 кА и временем плазменного разряда до 100 мс. С получением данных параметров плазменного разряда комплекс КТМ планируется ввести в эксплуатацию. В период до 2020 года в процессе реализации соответствующих научно-исследовательских работ установку КТМ планируется вывести на проектные параметры разряда, при которых ток плазмы увеличится до 750 кА, а время удержания плазмы до 5 сек.

Необходимо отметить, что установка КТМ и ее основные технологические системы являются уникальными и не имеют аналогов в мире, в связи с чем каждый этап выхода на проектные параметры представляет собой серьезную научно-техническую задачу.

К примеру – для осуществления плазменного разряда в установке типа токамак необходимо реализовать сложные сценарии изменения токов в обмотках его электромагнитной системы. Плазма создается и удерживается внутри вакуумной камеры благодаря сложной суперпозиции электромагнитных полей. Для инженерного (базового) сценария плазменного разряда за время порядка 5 с. токи изменяются по довольно сложным законам с большой амплитудой и высоким значением производной. В целях реализации токовых сценариев в обмотках токамака КТМ создается система их импульсного электропитания, представляющая собой сложный и распределенный электротехнический комплекс с собственной системой цифрового управления и противоаварийной автоматикой.

Основная сложность создания подобных электротехнических комплексов заключается в отсутствии подходящего типового промышленного оборудования и комплектующих. Требуется создавать нетиповые опытно-экспериментальные образцы оборудования для решения конкретных поставленных задач. Учитывая сложность и большую установленную мощность (120 МВт для установки КТМ) системы импульсного электропитания актуальным становится вопрос минимизации возможности и последствий аварийных ситуаций, оптимизации характеристик оборудования, создания средств оперативной диагностики и противоаварийной автоматики [5].

На рисунке 4 представлена структурная схема системы импульсного электропитания токамака КТМ.

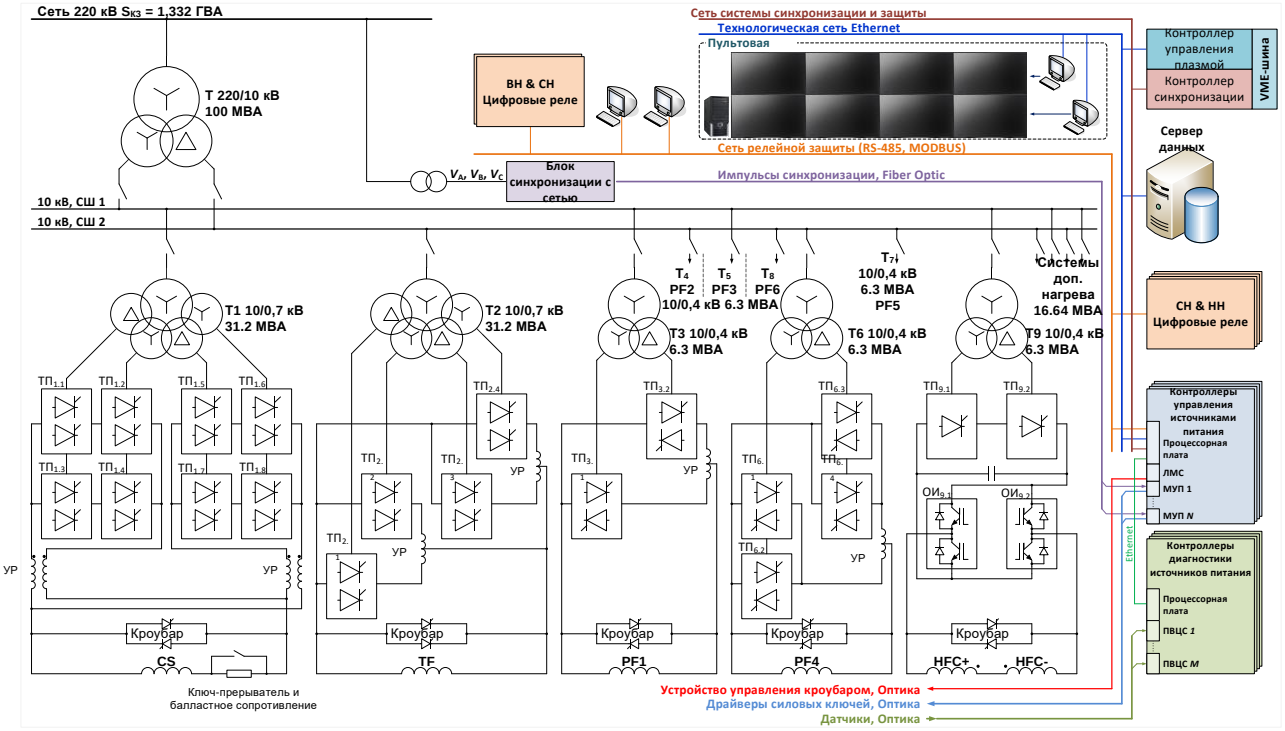


Рисунок 4. Структурная схема системы импульсного электропитания токамака КТМ [5].

Токи в обмотках электромагнитной системы установки КТМ формируются при помощи 9-ти (по числу обмоток) источников импульсного электропитания, представляющих собой группу из 2-х понижающих трансформаторов 31,2 МВА 10/0,7 кВ, 7-ми понижающих трансформаторов 6,3 МВА 10/0,4 кВ, полупроводникового преобразовательного комплекса, состоящего из 30-ти унифицированных тиристорных преобразователей мощностью в 15 МВт каждый, полупроводникового ключа-прерывателя на ток до 30 кА в источнике питания обмотки центрального соленоида, инвертора напряжения частотой 1 кГц, мощностью 3 МВт в источнике питания обмотки быстрого управления плазмой, 10-ти уравнительных реакторов на токи до 30 кА, а так же иного электротехнического оборудования [5].

Поскольку установки типа токамак являются в первую очередь исследовательскими – при создании системы импульсного электропитания токамака КТМ учитываются требования к гибкости подстройки системы по отношению к меняющимся условиям экспериментов. Вместе с этим, учитываются требования к повышению надежности оборудования, отказоустойчивости и удобства его обслуживания. Разработанные электротехнические решения и внедряемые аппаратно-программные средства диагностики и управления позволяют отслеживать в реальном времени состояние каждого отдельного полупроводникового ключа комплекса и незамедлительно принимать меры по недопущению выхода преобразовательного оборудования из строя, минимизации последствий аварийной ситуации и оперативной локализации места неисправности.

Литература

1. International Energy Agency. Key world energy statistics 2016 (http://www.iea.org/statistics/). Paris, France 2016. – 80 pp.
2. Contribution of Working Groups I, II and III to the Fifth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change [Core Writing Team, R.K. Pachauri and L.A. Meyer (eds.)]. Climate Change 2014: Synthesis Report. IPCC, Geneva, Switzerland. – 151 pp.
3. https://www.iter.org/
4. Назарбаев Н.А., Школьник В.С., Батырбеков Э.Г., Березин С.А., Лукашенко С.Н., Скаков М.К. Проведение комплекса научно-технических и инженерных работ по привидению бывшего Семипалатинского испытательного полигона в безопасное состояние. Курчатов, 2016 – стр. 35–60.
5. Д.Б. Зарва, А.А. Дериглазов, Э.Г. Батырбеков, И.Л. Тажибаева, В.М. Павлов, А.М. Ли, А.А. Мезенцев, С.В. Меркулов, Ю.Н. Голобоков. Электротехнический комплекс системы импульсного электропитания токамака КТМ. Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2018, том 41, выпуск 2, с. 59–70.

ҚАЗАҚСТАНДЫҚ КТМ МАТЕРИАЛТАНУ ТОКАМАГЫН ҚҰРУ ЖОБАСЫ ТУРАЛЫ

[1] Д.Б. Зарва, [1] Э.Ғ. Батырбеков, [1] М.Қ. Сқақов, [1] И.Л. Тәжібаева, [2] В.М. Павлов

[1] «Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы» РМК, Курчатов, Қазақстан
[2] Томск политехникалық ұлттық зерттеу университеті, Томск, Ресей

Жұмыста қазіргі заманғы энергетиканың жай-күйіне және оның жаһандық экологияға әсеріне қысқаша шолу ұсынылған. Болашақта қалыптасқан энергетикалық дағдарыс жағдайынан ықтимал шығу амалы ретінде термоядролық энергетиканың негізгі басымдықтары баяндалған. Болашақтың термоядролық реакторларында плазмамен ұстасқан ішкі камералық элементтер дайындау жоспарланған материалдарды толық ауқымды зерттеу мәселесін шешуге арналған КТМ қондырғысына шолу жасалды. Импульстік электрмен қамту жүйесінің мысалында токамак типтес қондырғылардың негізгі технологиялық жүйелерін әзірлеу, енгізу және іске қосу проблемасы айтылған.

PROJECT ON CONSTRUCTION OF KAZAKHSTAN MATERIAL TESTING TOKAMAK KTM

[1] D.B. Zarva, [1] E.G. Batyrbekov, [1] M.K. Skakov, [1] I.L. Tazhibayeva, [2] V.M. Pavlov

[1] RSE "National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan", Kurchatov, Kazakhstan
[2] National Research Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Russia

Article presents a short overview of the modern power engineering condition and its impact on global ecology. The main advantages of thermonuclear power engineering are highlighted as a potential solution of power crisis in the future. KTM facility overview is presented, meant for solution the issue on large-scale study of materials, planned to be used for intrachamber plasma facing elements production for future thermonuclear reactors. The problem of the basic technological systems development, introduction and commissioning is exposed on the example of power supply pulse system.

УДК 543.426

TRLIF AND TRLIC LASER SPECTROSCOPY AND DETECTION OF ACTINIDES/LANTHANIDES IN SOLUTIONS

I.N. Izosimov

Joint Institute for Nuclear Research, Dubna, Russia

At present the most efficient methods of detection of actinides and lanthanides in solutions are methods based on registration of actinides with time resolution, time-resolved laser induced fluorescence (TRLIF) spectroscopy. TRLIF may be applied for biological samples analysis. Pu, Np, and some U compounds do not produce direct luminescence in solutions, but when excited by laser radiation, they can induce chemiluminescence of chemiluminogen (luminol in our experiments).

The presence of a time delay between the pulse of laser radiation and the chemiluminescence pulse allows using time resolution (TR) procedure for detection of chemiluminescence (TRLIC). Using chemiluminescence of solutions, we found an approach to registration of plutonium, uranium, and other elements in solutions with a high sensitivity in excitation of plutonium and uranium with a pulse laser with tunable wavelength. A multi-step scheme of chemiluminescence excitation makes this procedure not only highly sensitive but also highly selective method of detection of substances.

1. INTRODUCTION

The use of laser radiation with tunable wavelength allows [1–4] selective excitation of actinide/lanthanide species with subsequent registration of luminescence or chemiluminescence for their detection. The practical application of laser spectroscopy to analysis of different samples is confronted with one essential difficulty, namely the element to be detected must be permanently located in the area of interaction with laser radiation. Therefore the use of solutions of the substances to be analyzed is the most attractive from the practical standpoint. When the pulse (10 ns) UV radiation produced by nitrogen laser is used for lanthanide and actinide excitation in solutions the UV radiation is absorbed with different molecules and as a consequence the background radiation is increased. Using short laser pulses for excitation of molecules and ions in liquids and time resolution (TR) for registration of luminescence (TRLIF) and chemiluminescence (TRLIC) produced by actinide and lanthanide ions we can efficiently separate target signals from short-lived background luminescence [1–6]. Selective excitation of detectable molecules and multi-step excitation schemes of luminescence/chemiluminescence can additionally decrease the intensity of background radiation. The Limits of Detection (LOD) for spectrometers using the registration of chemiluminescence are in the range from 10^{-6} mol/l till 10^{-13} mol/l depending on the type of solutions and type of detectable molecule. Chemiluminescence is widely used as a detection method in many fields, such [7] as flow injection analysis, chromatography, biology, medicine, etc.

UV radiation is absorbed with chemiluminogen (luminol in our experiments) molecules, which makes difficult interpretation of the results of chemiluminescence registration. Therefore, a key problem of chemiluminescence application to detection of lanthanides and actinides in solutions is an increase in the selectivity of detection. Appropriate selectivity of lanthanide or actinide molecules excitation can be reached by initiation of transitions within 4*f*- or 5*f*-electron shell, which correspond to visible spectral range of absorbed laser radiation. Since the energy of one-quantum excitation in visible range may be insufficient for initiation of chemiluminescence it was proposed [1–4] to excite lanthanide or actinide ion by multi-quantum absorption of visible light. The scheme [1–4] *two step-one color,* i.e. in irradiation of actinide-containing solution by one laser (two photons absorbed from one laser pulse) and the scheme *two step-two color*, when a solution is irradiated by two lasers operating at different wavelengths (two photons absorbed from two synchronized laser pulses) were used for excitation of lanthanide/actinide ions in the range of 4*f*/5*f* electron transitions.

The details of multi-step excitation of luminescence/chemiluminescence in solutions are considered. It is shown that a multi-step scheme of luminescence/chemiluminescence excitation increase both the sensitivity and selectivity of detection of substances.

2. TRLIF, SINGLE STEP EXCITATION SCHEME

The background radiation can be efficiently suppressed by using pulse laser radiation to excite solutions and measuring the luminescence with a delay (10^{-3}–10^{-6} s) after laser pulse. The solution to be analyzed is exposed to a pulsed (10^{-8}–10^{-9} s) laser beam. The luminescence spectrum is measured with a delay (10^{-3} – 10^{-6} s) with respect to the laser pulse (fig.1, fig.2). This method has been termed Time-Resolved Laser-Induced Fluorescence (TRLIF). The TRLIF method allows detection of lanthanide and actinide concentrations down to 10^{-13} mol/l [5]. The TRLIF technique features selectivity in four parameters: laser radiation wavelength, measured luminescence spectra (fig.3), measured delay with respect to the pulse laser, and measured time (fig.2). Also selectivity and sensitivity depend on excitation scheme (single step or multi-step)

and excitation wavelength [1–4]. For Eu, Sm, and U analysis we used luminescence method with pulse (1ns) nitrogen laser excitation of the solution and time resolution for the signal registration (single step excitation TRLIF). One of the most convenient way is the use of sodium polysilicate solution having a low self-background and providing limit of uranyl detection in our experiments up to 0.005 ng/ml. However, this method is suitable only for analysis of inorganic samples.

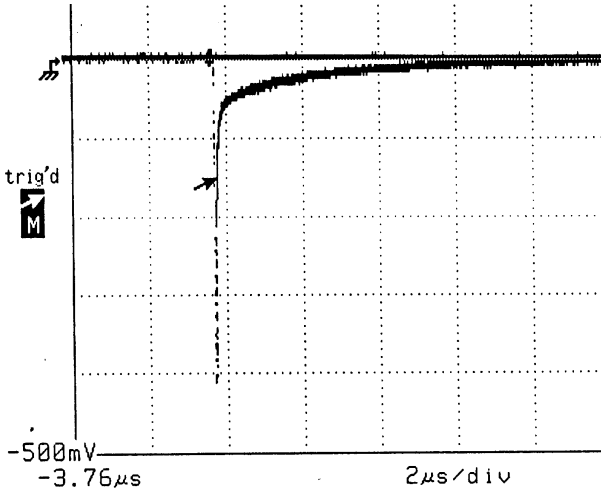


Fig.1 *Time dependence of the uranyl luminescence in a 4.5 M H_2SO_4 solution. Start is a nitrogen laser pulse. The short-lived background luminescence is clearly seen, as well as the relatively long-lived uranyl luminescence. The background luminescence can be significantly suppressed by measuring the luminescence with a delay of several μs after laser pulse.*

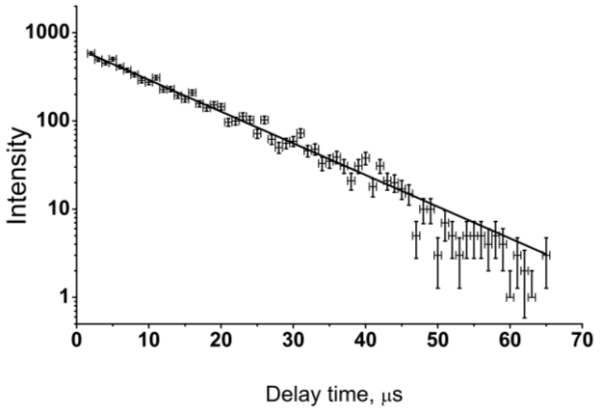


Fig.2 *Photoluminescence of $UO_2F_5^{3-}$ in {H_2O + CsF [42%]} solution, pH 9.0. Excitation by nitrogen pulse (10 ns) laser. Registration at λ=520 nm, δλ=9 nm. Gate time 1 μs. 200 laser pulses per channel were made. Laser beam diameter 5 mm, power in laser pulse 15 kW. Luminescence lifetime τ = 12.08 ± 0.25 μs.*

Biological samples containing a large amount of organic substances should be preliminary mineralized. Typical concentration of uranium in blood plasma is about 0.05ng/ml – 0.5 ng/ml, in urine is about 0.2 ng/ml – 5 ng/ml. Solution (2.2 ml) was placed into a quartz cuvette and the background luminescence was measured. Then, an aliquot of the solution to be analyzed (in common case, 0.05 ml – 0.2 ml) was added and the total intensity of background and the sample was determined. The decay time of uranium luminescence in polysilicate was approximately 500 μs. After mineralization of the sample and preparation of a solution for analysis the decay time of uranium luminescence was about 300μs. The limit of detection decreases by a factor of 1.5–2 in passing of blood plasma added into solution from 0.05 ml to 0.15 ml – 0.25 ml. Thus, the permissible volume of blood plasma does not exceed 0.15 ml – 0.25 ml.

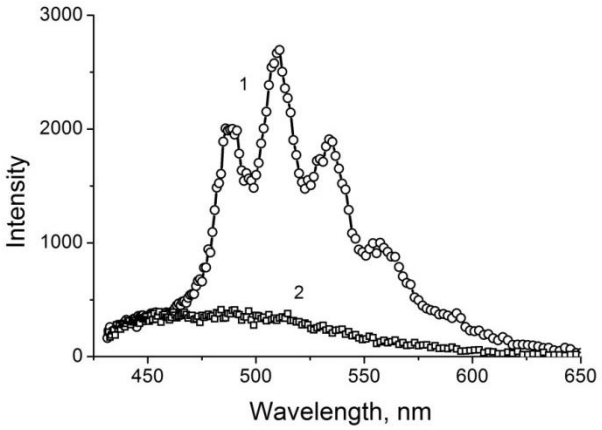


Fig.3 *Photoluminescence (1) of $UO_2F_5^{3-}$[0.005M] (○) in CsF(42%) + H_2O + luminol (10^{-4} M), and (2) luminol 10^{-4}M (□) in CsF(42%) + H_2O, pH 10.07. Excitation by pulsed (10 ns) nitrogen laser. Delay time 2μs. Gate time 100 μs.*

Uranyl (or other elements and molecules) has a different circulation period in blood and in urine. Compare concentrations of the uranyl (or other elements and molecules) in blood plasma and in urine one can estimate the time when the uranyl (or other elements and molecules) was got into organism. Without mineralization the limit of uranyl detection in blood plasma was 0.1 ng/ml and after mineralization was up to 8 pg/ml – 10 pg/ml. The limit of uranyl detection in urine in our TRLIF experiments was up to 5 pg/ml. We applied TRLIF for samarium and europium detection in urine. We found that a high sensitivity of europium and samarium detection in aqueous solutions can be reached in the case of complex formation of these elements with fluorinated β-diketones and trioctylphosphine oxide (*TOPO*) in the presence of nonionic surfactants.

In this work, we used pyvaloyltrifluoroacetone (*PTFA*), *TOPO*, and *Triton X–100*. The use of *PTFA* provides a low limit of detection of europium and samarium. The strongest luminescence radiation in the spectra of europium and samarium was observed at 614 nm and 643 nm, respectively. The wavelength of radiation maximum for both elements does not vary in passing from neat solution to a solution with addition of urea samples. The life-times of europium and samarium luminescence are 800 μs and 60 μs, respectively, in both neat solution and solutions with addition of urine samples. By this is meant that in this case there is no

dynamic quenching of luminescence and the variation of luminescence intensity is apparently caused by absorption of exciting laser radiation in the solution in addition of urine sample. When 0.2 ml of urine is added into 2.2 ml solution the intensity of luminescence decreases by a factor more than 2; hence, the volume of the sample required for analysis should be increased. The limit of detection was estimated from the 3σ background criterion, where σ is the standard deviation of the background measurements. In pure solution the limit of detection of europium was 0.005 ng/ml and samarium, 0.07 ng/ml. After addition of 0.2 ml of urine the limit of detection of europium was 0.015 ng/ml and samarium, 0.2 ng/ml.

Unfortunately, Pu, Np, and also a number of valence forms of uranium give no direct luminescence in solutions. For determination of valence forms of Pu, Np, and a number of valence forms of U not most sensitive methods of laser spectroscopy are used. Among them [1] are: laser induced photoacoustic spectroscopy (LIPAS) with LOD 10^{-7} M, absorption spectroscopy with LOD 10^{-5} M, and thermal lens laser spectroscopy (TLS) with LOD 10^{-6} M. We proposed to use high sensitive chemiluminescence method (TRLIC) for such actinides detection [1, 8].

3. TRLIC, SINGLE STEP EXCITATION SCHEME

The behavior of the UO_2^{2+} ion excited by radiation of pulse nitrogen laser in aqueous solutions with a high content of CsF and luminol was studied at various pH in [1, 9]. Under the action of radiation of nitrogen laser luminol gives the luminescence in the same spectral range as the luminescence of uranyl ion (fig. 3). Naturally (fig.3 and fig.4), there are two complexes $UO_2F_5^{3-}$ and $UO_2F_4OH^{3-}$ in such solution [1, 9]. $UO_2F_5^{3-}$ is the luminescent complex (fig.3). $UO_2F_4OH^{3-}$ is non- luminescent complex but after proper excitation it generates OH radicals, which can be detected from the enhancement of the luminol luminescence (fig.4c).

Chemiluminescence of luminol under the action of OH radicals appearing in the solution was considered. In figs. 4a-4c are presented the kinetic data on luminol luminescence in uranyl-free and uranyl-containing solutions. It is evident that with increasing pH to 11.85 the ratio of the intensity of uranyl luminescence at the maximum of luminol luminescence in the solution containing uranyl increases in comparison with that of the solution containing no uranyl. An increase in pH results in the increase of the concentration of $UO_2F_4OH^{3-}$ complexes in the solution, an increase in the number of quanta absorbed by these complexes, and a decrease in the number of quanta absorbed by luminol molecules [1, 9]. The decrease in the chemiluminescence efficiency with increasing pH of the solution from 8.19 to 9.86 (fig.4a-4b) suggests that the quantum efficiency of chemiluminescence under excitation of $UO_2F_4OH^{3-}$ is lower than that under optical excitation of luminol. The decrease in the luminol chemiluminescence owing to decrease in the light absorption of luminol with increasing pH is not compensated at this pH by chemiluminescence generated by excitation of $UO_2F_4OH^{3-}$. Further increase in pH (fig.4c) results in increase in the total chemiluminescence efficiency.

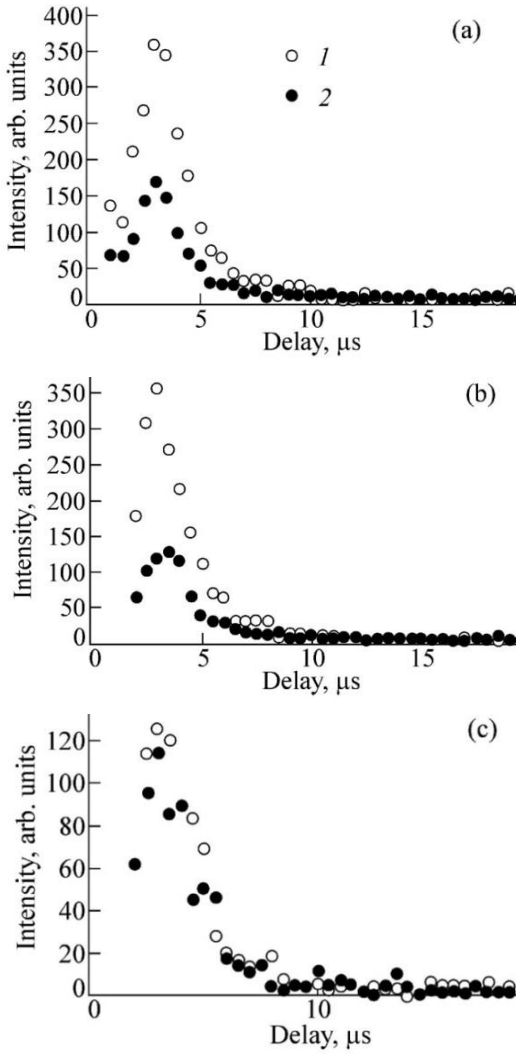


Fig.4 *Kinetics of luminol luminescence at the wavelength 459 nm in 42% solution of CsF in H_2O. pH: (a) 8.19. (b) 9.86. (c) 11.85. (1) - without uranium and (2) 0.009 M of UO_2^{2+}. Luminol concentration 10^{-4}. Gate time 1 μs.*

Data on luminol chemiluminescence in solutions containing complexes $AnO_2F_4OH^{3-}$ (An = U, Pu, Np) were analyzed in [9–12]. The luminescence was excited by nitrogen laser radiation. In the presence of uranyl, plutonyl, and neptunyl hydroxyfluoride complexes, luminol chemiluminescence sensitized by OH radical was observed. Hydroxy radicals are generated by photo-transfer of electrons from hydroxy ligand to the metal. The fact that the intensity of chemiluminescence initiated by photoexcited $AnO_2F_4OH^{3-}$ is comparable with that of chemiluminescence initiated after direct absorption of laser radiation with luminol molecules [9–11] indicates that the luminol chemiluminescence can be used to determine actinide traces in solutions.

The possibility of observation of chemiluminescence caused by the reaction of OH radical with luminol

molecule allows detecting the presence of actinyl ions UO_2^{2+}, PuO_2^{2+}, NpO_2^{2+}, and probably AmO_2^{2+} in the solution. The results we obtained [9–11] allowed a conclusion that absorption of UV radiation with UO_2^{2+}, NpO_2^{2+}, and PuO_2^{2+} ions forming mixed hydroxofluoride complexes under the experimental conditions leads to generation of OH radicals. Their formation results from an electronic transition with charge transfer from the hydroxide ion coordinated with AnO_2^{2+} to the actinide ion. Actually this is photochemical reduction of actinide ion [9–11]. The arising OH radicals initiate chemiluminescence, oxidizing luminol molecules. Thus, absorption of a laser pulse gives rise to relatively long-lived chemiluminescence trace (figs. 4, 5) allowing detection of actinide ions in solution using Time Resolved (TR) method [1, 8]. This method allows detection both of ions that cannot be detected by intrinsic luminescence.

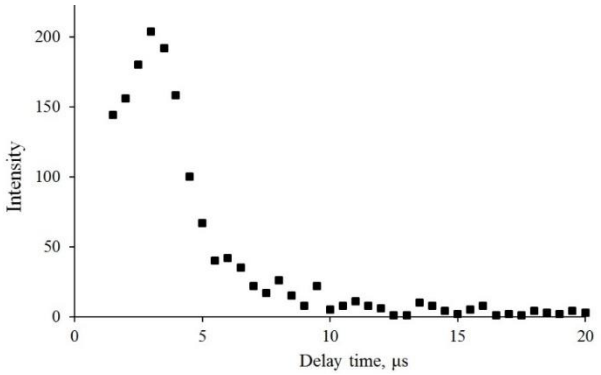


Fig.5 *Kinetic curve of luminol chemiluminescence induced by excitation of plutonyl in solution.*

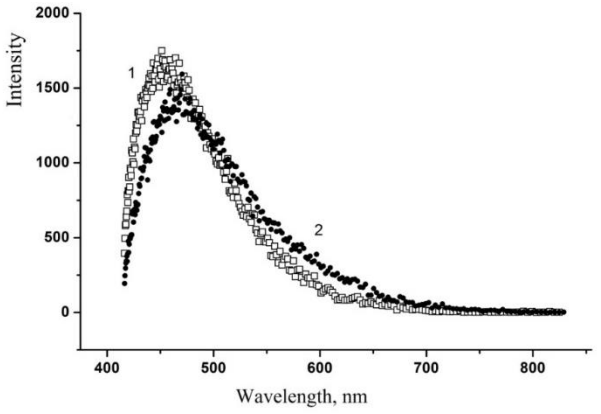


Fig.6 *Photoluminescence of $PuO_2F_5^{3-}$ [0.001M] + luminol 10^{-4}M (●) in CsF(42%) + H_2O (2), and (1) luminol 10^{-4}M (□) in CsF(42%) + H_2O, pH 8.5. Excitation by pulsed (10ns) nitrogen laser. 200 laser pulse were made per channel at spectrum measurement, laser beam diameter 5 mm, power in laser pulse 15 kW. Delay time 2 μs. Gate time 50 μs.*

Chemiluminescence initiation by UV radiation of a nitrogen laser is unselective (fig.6), and this does not allow identification of actinides and, the more so, of their valence forms [1, 8]. A key problem of chemiluminescence application to detection of lanthanides and actinides in solutions is an increase in the selectivity of detection.

4. TRLIC, TWO STEP EXCITATION SCHEMES (TWO STEP-TWO COLOR AND TWO STEP-ONE COLOR)

Chemiluminescence initiation by radiation with $\lambda \leq$ 400 nm is unselective (fig. 7). Furthermore, UV radiation is absorbed by luminol molecules, which additionally complicates interpretation of the results obtained. Appropriate selectivity can be reached when chemiluminescence is initiated by transitions within 5*f*/4*f* electron shell of actinide/lanthanide ions [1–4, 8, 12], which correspond to visible spectral range (fig.7.1). Since the energy of single-quantum excitation in visible range is insufficient for initiation of luminol chemiluminescence it was proposed to excite actinide ion by multi-quantum absorption of visible light. It is evident that for realization of this idea it is a need to use light sources with sufficiently high power. We used two pulse tunable dye lasers (fig.8) excited with nitrogen laser [1–4]. The schemes two step-two color and two step-one color [1–4] were used for chemiluminescence excitation. The intensity of chemiluminescence as a function of wavelength generated by the tunable laser (spectrum of chemiluminescence excitation) was measured (fig.9–fig.12).

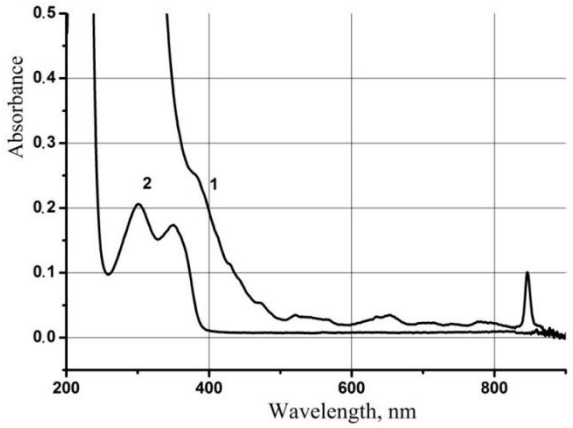


Fig.7 *Absorption spectra: 1 – PuO_2^{2+} (0.003 M) in solution 42% CsF + H_2O; 2 – luminol [0.001 M] in solution 42% CsF + H_2O, pH 10.5.*

The experiments were performed on an installation (fig.8) consisting of pulse nitrogen laser OBB 1010 with a pulse length of 1 ns and generation power of approximately 1.4 MW and two dye lasers OBB 1012 and OBB 1011. When using two dye lasers the radiation generated by nitrogen laser was simultaneously derived to both dye lasers through a beam splitter. This scheme allows synchronization of laser pulses in a cuvette within an accuracy of 10 ps at generation pulse length of 800 ps for laser OBB 1012 and 1 ns for laser OBB 1011. A laser beam splitter was oriented at an angle of 45º to the direction of laser beam generated by nitrogen laser and divided this beam to two beams with equal intensities. Laser beams generated by two dye lasers were aligned in the opposite directions and directed to a cuvette 1 cm in thickness. OBB's 1012 Dye Laser incorporates a grazing incident design laser cavity for high resolution followed

by a secondary amplifier cell to boost the power. The result is a narrow 0.04 nanometer output from 360 nm to 900 nm, a pulse width of 1 nanosecond, and an energy of 220 microjoules per pulse at 500 nm. With the addition of OBB's OL-403 Frequency Doubler, tunable wavelengths from 235nm to 345 nm can be attained.

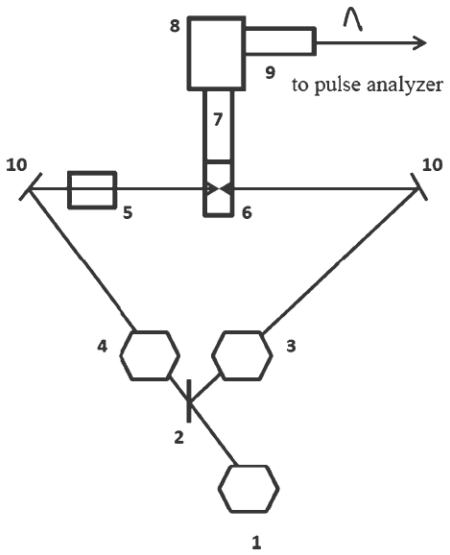


Fig.8 *Scheme of the experimental set up: (1) nitrogen laser OBB-1010, (2) beam splitter, (3) dye laser OBB-1011, (4) dye laser OBB-1012, (5) optical delay line OPD-1, (6) cuvette with solution, (7) optical fiber, (8) monochromator DMR-4, (9 photomultiplier, (10) mirror.*

Chemiluminescence of luminol was collected with a lense whose optical axis was oriented at an angle of 39° to the direction of laser beams and was transferred to the entrance slit of double prismatic monochromator DMR-4 with flexible optical fiber. Chemiluminescence was recorded in the quantum counting mode [1–3] with the use of gating technique at a wavelength of 460 nm corresponding to the maximum of luminol chemiluminescence. The length of gating impulse (strobe) was 10 μs, delay time, 2 μs.

A radiation wavelength (λ_1) of laser OBB 1012 was tuned in the limits of absorption band of detectable actinide valence or molecular form. A radiation wavelength of laser OBB 1011 was fixed in the region λ_2=490 nm – 500 nm (*two color-two step* chemiluminescence excitation scheme). In *one step – one color* (two laser photons absorbed from one laser pulse) only tunable OBB 1012 (λ_1) laser was used. The intensity of chemiluminescence as a function of wavelength generated by the tunable laser (spectrum of chemiluminescence excitation) was measured. The presence of absorption band of detectable actinide in the range of tuning of the first (λ_1) laser wavelength results in appearance of a peak of luminol chemiluminescence. Peaks in the spectrum of chemiluminescence excitation are connected with the definite valence or molecular forms of detectable actinides. The intensity of chemiluminescence was measured [2–4] only during the strobe pulse duration with the proper delay time after laser pulse (TRLIC). Thus, background radiation can be efficiently suppressed and chemiluminescence signal will be more clear.

The experiments were carried out at concentrations of *f* element of the order of 10^{-3}M. It is shown that a multi-step scheme of chemiluminescence excitation increases the selectivity of the *f* element detection. Because the LOD for the chemiluminescence method of detection may reach 10^{-13} M [7], the multi-step excitation scheme for the chemiluminescence initiation is promising for further development of a method that may become competitive in sensitivity and selectivity with ICP-MS and other trace detection methods [1].

We recorded the spectra of chemiluminescence excitation as a result of excitation of Sm^{3+} ions with dye laser by using *two steps-one color* scheme [2–4]. There is no complete similarity of the spectrum of chemiluminescence excitation to absorption spectrum (fig.9). This experimental fact is connected with the difference in the selection rule for single-quantum and multi-quantum absorption [2–4].

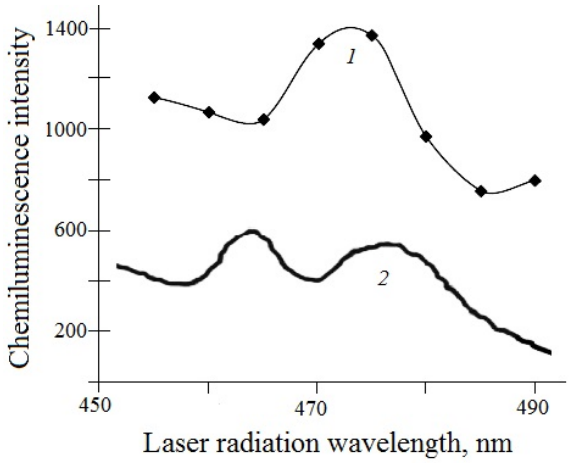


Fig.9 *(1) Spectrum of chemiluminescence excitation by the scheme two step-one color in luminol + Sm(III) solution. (2) Absorption spectrum of* Sm^{3+}.

Figure 10 shows a portion of the U(IV) absorption spectrum and the chemiluminescence intensity varying with variation of the generation wavelength of the OBB 1012 tunable laser. As can be seen, the chemiluminescence excitation spectrum on varying the generation wavelength of the first laser is similar to the uranium absorption spectrum in the tuning range. The presence of the U(IV) absorption band in the region of tuning of the emission wavelength of the first laser gives rise to a peak of the luminol chemiluminescence intensity. This fact undoubtedly reflects the selective mechanism of the chemiluminescence excitation [2–4].

Initiation of chemiluminescence as a result of excitation of Pu(IV) with one (fig.11) and two (fig.12) dye lasers was demonstrated for a solution containing CsF, luminol, and Pu(IV). A solution composition was chosen [2–4] in such a way as to provide favorable

conditions for observation of luminol chemiluminescence and to avoid formation of colloidal species of hydrolyzed Pu(IV). As seen the spectrum of chemiluminescence excitation is in close agreement with absorption spectrum of Pu(IV) which indicates high selectivity of chemiluminescence excitation.

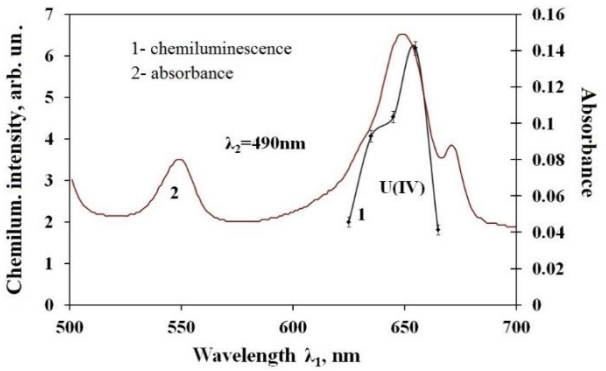


Fig. 10 *(1) Spectrum of chemiluminescence excitation by the scheme two step-two color in luminol + U(IV) solution. (2) Absorption spectrum of U(IV) in aqueous HCl solution.*

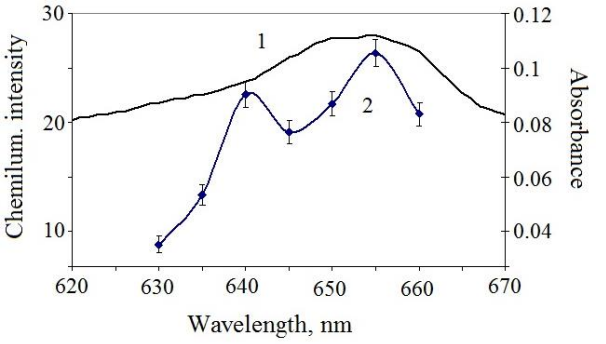


Fig. 11 *(1) The absorption spectrum of Pu(IV) in solution. (2) Chemiluminescence excitation spectrum for the luminol+ Pu(IV)+CsF solution using the two-step one-color scheme.*

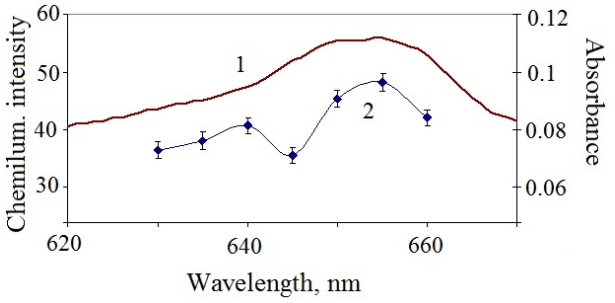


Fig.12 *Comparison of (1) the absorption spectrum of Pu(IV) and (2) the intensity of chemiluminescence at various wavelengths of radiation generated by the OBB-1012 dye laser (two-step two-color scheme).*

A comparison of run of the curves presented in figs. 11 and 12 shows that in the mechanism *two steps–one color* (fig.11) the slop of the spectral curves is sharper than that in the mechanism *two steps–two colors* (fig.12). The spectrum of chemiluminescence excitation correlated with absorption spectrum of Pu(IV). In both schemes we realized selective excitation of chemiluminescence, and this selectivity is caused by the features of absorption spectra of Pu(IV) solutions.

A measurement of the spectrum of chemiluminescence excitation requires correct consideration of contribution of the following processes.

(1) Initiation of luminol chemiluminescence as a result of two-quantum excitation of An(IV) by the scheme two steps one color, i.e. as a result of absorption by An(IV) of two quanta radiated by one laser.

(2) Initiation of luminol chemiluminescence as a result of two-quantum excitation of An(IV) by the scheme two steps two colors, i.e. as a result of absorption by An(IV) of two quanta radiated by two lasers.

(3) Initiation of luminol chemiluminescence as a result of two-quantum excitation of luminol molecules.

Of course, the process (3) is a background process and it's spectrum of chemiluminescence initiation does not correlated with the absorption spectrum of An(IV).

For detection of small amounts of actinides with the use of chemiluminescence recording it is necessary to exclude a possibility of registration of luminol luminescence having the nature different from chemiluminescence. In this connection we studied the kinetics of this luminescence in alcoholic solutions with various water content.

It was found that in single-quantum excitation with decreasing water content the intensity of chemiluminescence decreases and luminescence having no the burning-up stage typical for chemiluminescence becomes more pronounced. It should be noted that this luminescence (fig.13) different from chemiluminescence arises (fig.5) in single-quantum UV excitation of luminol molecule and can be significantly depressed in two-quantum excitation induced by radiation with longer wavelength, since in visible region a scheme of two-quantum excitation involving no absorption band of luminol can be chosen (fig.7). We showed that this background luminescence of luminol can be significantly depressed in two-quantum excitation of solutions by laser radiation with wavelength longer than 450 nm. This fact is very important in choice of background conditions for recording of trace amounts of actinides in solutions with the use of chemiluminescence.

The results we obtained in [13] show that, in designing photochemical experiments with powerful light sources (e.g., pulse lasers), it is necessary to take into account the hydrolysis of the excited ions and the concomitant chemical reactions even in strongly acidic solutions.

Because of the second order effects the laser radiation should not be too much powerful (usually less than 10^8 W cm^{-2} per a pulse) [2–4]. Thus, when using multi-step scheme of chemiluminescence excitation there is a need to choice the power of laser radiation to provide required sensitivity and selectivity.

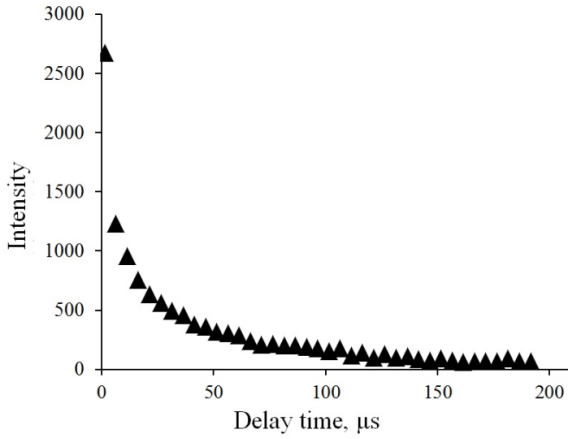


Fig.13 *Kinetics of luminol luminescence in dry methanol.*

5. DISCUSSION AND CONCLUSIONS

At present the most efficient methods of detection of actinides and lanthanides in solutions are methods based on registration of actinides with time resolution, time-resolved laser induced fluorescence (TRLIF) spectroscopy, having limit of detection (LOD) up to 10^{-13} M [1, 5]. TRLIF may be applied for biological samples analysis. Compare concentrations of the uranyl (or other elements and molecules) in blood plasma and in urine one can estimate the time when the uranyl (or other elements and molecules) was got into organism. Samples containing a large amount of organic substances should be preliminary mineralized.

Pu, Np, and some U compounds do not produce direct luminescence in solutions, but when excited by laser radiation, they can induce chemiluminescence of chemiluminogen (luminol in our experiments) [1–4]. It is because of its high sensitivity (LOD from 10^{-6} M to 10^{-13} M) that chemiluminescence is widely used in many [7] fields. A key problem of chemiluminescence application to detection of lanthanides and actinides in solutions is an increase in the selectivity of detection. Appropriate selectivity can be reached when chemiluminescence is initiated by transitions within *4f/5f* electron shell of lanthanide/actinide ions, which correspond to visible spectral range. In some cases chemiluminescence can be simpler to detect than intrinsic luminescence. For example [14], in U(IV) solutions it is possible to excite luminescent transitions, but their lifetimes are shorter than 1 ns, and recording of such transitions is difficult. Since the energy of one quantum excitation in visible range is insufficient for initiation of luminol chemiluminescence it was proposed [1–4, 8] to excite lanthanide/actinide ion by multi-quantum absorption of visible light.

The selective excitation of actinide gives rise a chemical reaction between molecule or complex containing excited actinide and chemiluminescence agent added into solution. As a result of the reaction the light is emitted (chemiluminescence) and registered. Using laser radiation with tunable wavelength we can selectively excite various valence forms and molecules of actinides with subsequent registration of chemiluminescence. With knowledge of wavelength at which chemiluminescence appears and the intensity of chemiluminescence we can determine the concentration of a certain valence form of given actinide and the structure of complex containing this actinide [1–4, 8]. The optimum choice of laser radiation wavelength on the basis of absorption spectra, scheme of luminescence excitation (one-step or multi-step), and chemiluminescence agent is extremely significant for selective and efficient luminescence induction in excitation of actinides. It should be noted that the presence of a time delay between the pulse of laser radiation and the chemiluminescence pulse is extremely significant feature [1, 8]. This fact allows using time resolution (TR) procedure for detection of chemiluminescence (TRLIC).

Using chemiluminescence of solutions, we found an approach [2–4] to registration of plutonium, uranium, and other elements in solutions with a high sensitivity in excitation of plutonium and uranium with a pulse laser with tunable wavelength. A multi-step scheme of chemiluminescence excitation makes this procedure not only highly sensitive but also highly selective method of detection of substances.

REFERENCES

1. I.N. Izosimov, *Phys. Part. Nucl.*, **38**, 177 (2007). DOI 10.1134/s1063779607020025.
2. I.N. Izosimov, N.G. Firsin, N.G. Gorshkov, S.N. Nekhoroshkov, *Hyperfine Interactions*, **227**, 271 (2014). DOI 10.1007/s10751-013-0990-7.
3. I.N. Izosimov, *J. Radioanal. Nucl. Chem*., **304**, 207 (2015).
4. I.N. Izosimov, *Procedia Chemistry*, **21**, 473 (2016). DOI 10.1016/j.proche.2016.10.066 .
5. C. Moulin, P. Decambox, P. Mauchien, *J. Radioanal. Nucl. Chem.*, **226**,135 (1997).
6. C.P. Baird, T.J. Kemp, *Prog. React. Kinet.*, **22**, 87 (1997).
7. C. Dodeigne , L. Thunus, R. Lejeune, *Talanta*, **51**,415 (2000).
8. I.N. Izosimov, N.G. Gorshkov, L.G. Mashirov, *et al*., In: *Proc. Int. Conf. ''Actinides-2005"*, Manchester, UK, p.779.
9. N.G. Gorshkov, I.N. Izosimov, A.A. Kazimov, *et al*., *Radiochemistry*, **43**,354 (2001).
10. N.G. Gorshkov, I.N. Izosimov, A.A. Kazimov, *et al*., *Radiochemistry*, **43**, 360 (2001).
11. N.G. Gorshkov, I.N. Izosimov, A.A. Kazimov, *et al*., *Radiochemistry*, **45**, 28 (2003).
12. N.G. Gorshkov, I.N. Izosimov, A.A. Kazimov, *et al*., *Optics and Spectroscopy*, **92**, 182 (2002).
13. N.G. Gorshkov, I.N. Izosimov, V.A. Mikhalev, *et al*., *Radiochemistry*, **53**, 168 (2011).
14. N.G. Gorshkov, I.N. Izosimov, V.A. Mikhalev, *et al*., *Radiochemistry*, **54**, 525 (2012).

TRLIF, TRLIC ЛАЗЕРЛІК СПЕКТРОСКОПИЯСЫ ЖӘНЕ ЕРІТІНДІЛЕРДЕГІ АКТИНИДТЕРДІ/ЛАНТАНИДТЕРДІ АНЫҚТАУ

И.Н. Изосимов

Ядролық зерттеулер бірлескен институты, Дубна, Ресей

Қазіргі кезде уақытпен рұқсат етілген флуориметрияның лазерлік-индукцияланған спектроскопия (TRLIF) әдісін қолдана отырып, уақытпен рұқсат етілген актинидтерді бекітуге негізделген әдістер ерітінділердегі актинидтер мен лантанидтерді анықтаудың ең тиімді әдісі болып табылады. TRLIF биологиялық сынамаларды талдау үшін қолданылуы мүмкін. Pu, Np, және U қосылысы ерітінділерде тікелей люминесценция туындатпайды, бірақ лазерлік сәулеленумен әсер ету кезінде олар хемилюминогеннің хемилюминесценциясын индукциялауы мүмкін. Лазерлік сәулелену импулсі мен хемилюминесценция импулсі арасындағы уақыт кідірісінің болуы хемилюминесценцияны (TRLIC) анықтау үшін уақыт бойынша ажыратуды (TR) пайдалануға мүмкіндік береді. Ерітінділердегі хемилюминесценцияны пайдалана отырып біз толқындар ұзындығымен реттелетін импулстік лазері бар қозу сезімталдығы жоғары плутоний мен уран ерітінділеріндегі плутоний, уран және басқа да элементтерді тіркеу әдісін анықтадық. Хемилюминесценцияның көп кезеңді қозу схемасы бұл процесті сезімталдығы жоғары етіп қана қоймай, қосылыстарды анықтау кезінде жоғары іріктемелі етеді.

ЛАЗЕРНАЯ СПЕКТРОСКОПИЯ TRLIF, TRLIC И ОПРЕДЕЛЕНИЕ АКТИНИДОВ/ЛАНТАНИДОВ В РАСТВОРАХ

Изосимов И.Н.

Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Россия

В настоящее время самыми эффективными методами определения актинидов и лантанидов в растворах являются методы, основанные на фиксировании актинидов с разрешением по времени, используя метод спектроскопии лазерно-индуцированной время-разрешенной флуориметрии (TRLIF). TRLIF может быть применен для анализа биологических проб. Соединения Pu, Np, и U не создают прямой люминесценции в растворах, но при воздействии лазерного излучения, они могут индуцировать хемилюминесценцию хемилюминогена (люминал в наших экспериментах).

Присутствие задержки во времени между импульсом лазерного излучения и импульсом хемилюминесценции позволяет использовать разрешение по времени (TR) для определения хемилюминесценции (TRLIC). Используя хемилюминесценции в растворах, мы обнаружили метод регистрации плутония, урана и других элементов в растворах с высокой чувствительностью возбуждения плутония и урана импульсным лазером с регулируемой длиной волн. Многоэтапная схема возбуждения хемилюминесценции делает этот процесс не только высокочувствительным, но также высокоселективным при определении соединений.

УДК 632.122.1

МЕТОДИКА ОЦЕНКИ ПЕРСПЕКТИВ ФИТОРЕМЕДИАЦИИ РАДИОАКТИВНО ЗАГРЯЗНЕННЫХ ПОЧВ

Александрова Ж.Н.

Уральский государственный горный университет, Екатеринбург, Россия

Предложена технология фиторемедиации почв, заключающаяся в высевании растений с максимальной способностью накопления радиоактивных элементов, отчуждении выращенной растительной массы и последующей ее утилизации. Проведены исследования накопительной способности 67 видов растительности (как культурные, так и дикие), диапазон изменения факторов перехода для которых достигал трех порядков (от тысячных до десятых долей единицы). В ходе исследований предложена приближенная теория фиторемедиации.
Технология экспериментально апробирована в полевых исследованиях Восточно-Уральского радиоактивного следа. Расчеты времени фиторемедиации для условий Семипалатинского полигона позволяют утверждать, что технология перспективна и для других территорий.

Проблема радиоактивного загрязнения биосферы привлекает внимание широкого круга специалистов – медиков, биологов, радиоэкологов, биофизиков и др., так как очевидна возможная опасность последствий, вызванных действием на живые организмы ионизирующих излучений, источником которых являются рассеиваемые в природе радиоактивные изотопы.

Особую актуальность проблемы радиоэкологии приобретают в случае аварийных ситуаций, связанных с выбросами радиоактивных веществ в атмосферу. Это имело место при ядерных авариях в ПО «Маяк» на Южном Урале в 1957 году, на промышленном ядерном реакторе в Уиндскейле (Великобритания) в 1957 году, на Чернобыльской АЭС (Украина) в 1986 году и Фукусимской АЭС (Япония) в 2011 году.

В настоящее время в качестве способов дезактивации загрязненных радионуклидами почв используются механические и химические способы, а также пассивное ожидание уменьшения радиационного фона за счет естественного распада радионуклидов. Перечисленные способы дезактивации обладают серьезными недостатками: они снижают плодородие почв, либо ухудшают их физические и химические свойства. Кроме того, их нельзя применять на территориях с неглубоким уровнем грунтовых вод и тонким плодородным слоем.

На кафедре геофизики Уральского государственного горного университета предложена технология фиторемедиации почв. Ее суть заключается в высевании растений с максимальной способностью накопления радиоактивных элементов, отчуждении выращенной растительной массы и последующей ее утилизации.

Для оценки перспектив такой технологии на одном из локальных участков Чернобыльского следа (Гомельская область, Беларусь) были проведены исследования накопительной способности травянистых растений, характерных для данной местности. Способность растений накапливать радионуклиды оценивалась через фактор перехода, который представляет собой следующее безразмерное отношение:

$$\varphi_{ij} = \frac{A_{ij}}{A_i}, \qquad (1)$$

где A_{ij} – удельная активность i-го радионуклида в зеленой массе j-го растения, Бк/кг; A_i – удельная активность i-го радионуклида в почве, Бк/кг.

Физический смысл φ_{ij} – это доля радиоактивности, переходящая из загрязненной почвы в зеленую массу растения.

Определение факторов перехода радионуклида Cs^{137} из почв в различные виды растений предусматривало отбор парных проб «растение – почва».

Отбор и подготовка растительных проб производился следующим образом. С фиксированной площади (круг диаметром около 0,6 м) срезалась наземная масса травянистого растения определенного вида в количестве 200–250 г. Вес свежей пробы фиксировался. Затем каждая растительная проба помещалась в марлевый мешок и высушивалась в тени до получения постоянного веса около 1 месяца. Определялся вес сухой пробы для определения коэффициента ее усыхания и перехода в дальнейшем от удельной активности Cs^{137} в сухой пробе к удельной активности Cs^{137} в свежей пробе. Высушенные растительные пробы подвергались измельчению и использовались в таком виде для измерений. Параллельно с отбором проб определенных видов растений собирался и оформлялся гербарий для идентификации этих видов специалистом-ботаником.

Отбор почвенной пробы производился с той же площадки, с которой срезалась наземная масса растения. В трех точках площадки при помощи ножа вырезались кубические образцы размером 10×10×10 см. Все три тщательно смешивались. Полученная масса растиралась и просеивалась через сито с ячейками 4 мм для извлечения из почвы растительных остатков. Из подготовленной таким образом пробы квартованием отбиралась средняя весом 200–250 г.

Определение содержания радионуклида Cs^{137} в почвенных и растительных пробах производилось с помощью гамма-спектрометрических измерений, которые выполнялись на установке «Гамма-01С» (НПЦ «Аспект», г. Дубна), аттестованной ВНИИМ им. Д. И. Менделеева. Установка состояла из сцинтилляционного блока детектирования с кристаллом NaJ(Tl) размером 70×70 мм, свинцовой защиты, амплитудно-цифрового преобразователя, встроенного в материнскую плату персонального компьютера и принтера. Спектрометр предназначен для качественного и количественного анализа разнообразных проб окружающей среды на содержание гамма-излучающих радионуклидов. Диапазон регистрируемых энергий гамма-излучения от 0,03 до 3 МэВ. Относительное энергетическое разрешение по линии 0,662 МэВ не более 8,3 %.

Всего по описанной выше методике исследовано 67 видов растительности, среди которых были как культурные (*рожь посевная*, *клевер белый*, *клевер луговой красный*, *люцерна* и др.), так и дикие представители флоры.

Обращает на себя внимание тот факт, что все растения в той или иной мере накапливают радиоактивный цезий. Диапазон изменения факторов перехода для различных видов растений очень велик и достигает трех порядков (от тысячных до десятых долей единицы).

Максимальными факторами перехода характеризуются *кипрей болотный* (0,671), *очиток пурпурный* (0,244), *осока* (0,242), *шлемник обыкновенный* (0,23), *мышиный горошек* (0,221), *жерушник* (0,208) и другие растения, которые можно отнести к гипераккумуляторам радиоактивного цезия.

Минимальными факторами перехода обладают *полынь горькая* (0,001), *пырей ползучий* (0,007), *спаржа лекарственная* (0,007), которых можно назвать гипоаккумуляторами Cs^{137}.

В ходе исследований была предложена приближенная теория фиторемедиации, которая строится на предположении, что в процессе «извлечения» растениями *i*-го радионуклида его количество, переходящее при прочих равных условиях из почвы в зеленую массу (подлежащую после созревания обязательной утилизации), составляет определенную, характерную для данного нуклида *i* и данного растения *j* долю активности *i*-й компоненты, находящейся в среде загрязнения (почве). При этом снижение радиоактивности почвы происходит не только за счет распада радионуклидов, но и за счет перемещения их из почвы в зеленую массу растений.

Так, срок фиторемедиации почвы, загрязненной радионуклидом *i*, убывающим с постоянной распада λ_i, можно рассчитать по формуле:

$$t = -\left(\frac{\tau_i \tau_{ij}}{\tau_i + \tau_{ij}}\right) \ln \frac{a_i(t)}{a_{oi}}, \qquad (2)$$

где τ_i – средняя продолжительность жизни ядер *i*-го радионуклида; τ_{ij} – средняя продолжительность пребывания *i*-го радионуклида в загрязненной почве с учетом его выведения (эвакуации) *j*-м растением (при заданных параметрах урожайности).

Параметр τ_{ij} можно оценить через понятие периода ботанического полувыведения T_{ij}, под которым понимается время, необходимое для выноса половины *i*-й компоненты *j*-м растением при некотором уровне урожайности. Учитывая это, функция выживания *i*-го радионуклида в среде культивирования *j*-го растения будет:

$$1 - n\frac{m_j}{M}\varphi_{ij} = 2^{-k_{ij}}, \qquad (3)$$

где m_j– урожайность (масса с единицы площади) аккумулирующего вида; M – масса загрязненного корнеобитаемого почвенного слоя единичной площади; n – кратность утилизации (количество урожаев за сезон); k_{ij} – срок выращивания *j*-го растения (промежуток времени Δt) в нормировке к периоду полувыведения *j*-м растением *i*-го радионуклида (T_{ij}), то есть

$$k_{ij} = \Delta t / T_{ij}. \qquad (4)$$

Если отношение nm_j/M обозначить через μ_j, тогда

$$T_{ij} = -\left(\frac{\ln 2}{\ln\left(1 - \mu_j \varphi_{ij}\right)}\right)\Delta t, \qquad (5)$$

откуда для τ_{ij} имеем

$$\tau_{ij} = -\frac{\Delta t}{\ln\left(1 - \mu_j \varphi_{ij}\right)}. \qquad (6)$$

Подставляя выражение (6) в формулу (2), получаем:

$$t = -\left(\frac{\tau_i \Delta t}{\tau_i \ln\left(1 - \mu_j \varphi_{ij}\right) - \Delta t}\right) \ln \frac{a_i(t)}{a_{oi}}. \qquad (7)$$

Оценка сроков реабилитации почвы *t* для некоторых растений по соотношению (7) показала, что для уменьшения активности радионуклида Cs^{137} в загрязненной почве в 10 раз с помощью *мышиного горошка* при его урожайности 11 т/га и двух укосах потребуется время, равное 55 годам, для снижения почвенной радиоактивности в 5 раз – примерно 38 лет, в 2 раза – примерно 16 лет (рисунок 1).

Возможность использования технологии фиторемедиации радиоактивно загрязненных почв получила экспериментальное подтверждение в результате полевых исследований на локальном участке Восточно-Уральского радиоактивного следа (рисунок 2), основным загрязнителем которого на сегодняшний день является долгоживущий радионуклид Sr^{90}.

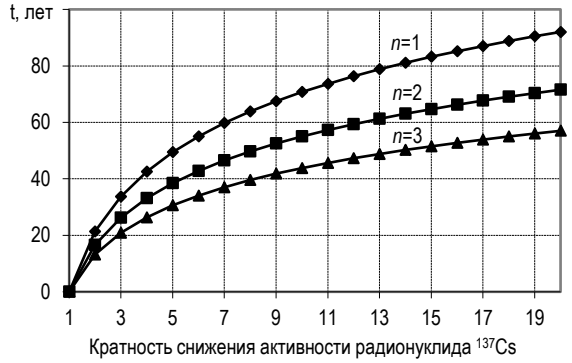
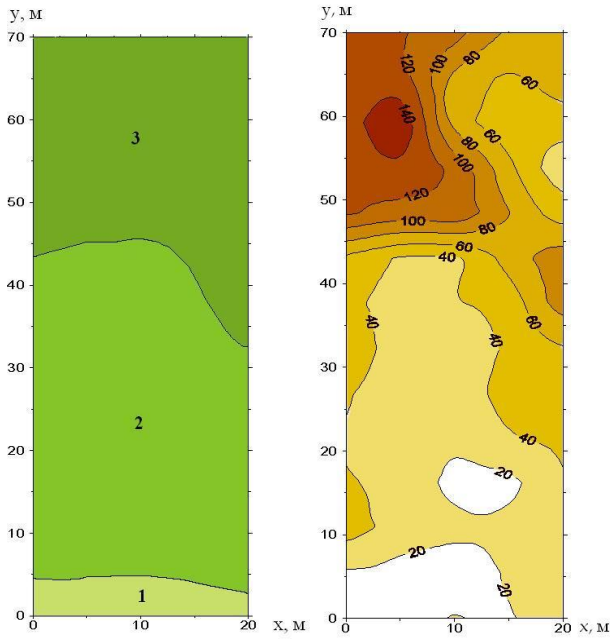


Рисунок 1. Оценка срока реабилитации почвы, загрязненной радионуклидом Cs^{137}, при использовании в качестве средства дезактивации растения мышиный горошек (лат. Vícia crácca)



а) б)

Рисунок 2. (а) – Схема расположения различных по использованию почв на участке радиоэкологических исследований: 1 – сенокос на рекультивированной почве, 2 – сенокос на целинной почве, 3 – участок леса, где скашивание травы в послеаварийный период не производилось; (б) – Распределение β-активности по площади исследованного участка. Отметки изолиний соответствуют имп/мин

Участок был выбран таким образом, чтобы на нем были представлены почвы, с которых велся регулярный в послеаварийный период укос травы, и почвы, где отчуждение фитомассы не производилось (рисунок 2, а). В результате исследования территории участка обнаружен контраст в аппаратурных параметрах по β-лучам в пунктах наблюдений, расположенных на покосе и в пограничном с ним лесном участке, где скашивания травы не было (рисунок 2, б).

Установлено, что скашивание и эвакуация растительности с зараженной территории за 39 лет уменьшили активность почв в 10 раз, что сократило время, необходимое на такое снижение активности более чем в 2 раза. При этом растительное сообщество имело фактор перехода по Sr^{90} φ_{ij}=0,25. Если бы на исследованном участке вместо имевшейся растительной смеси выращивался и утилизировался *шлемник обыкновенный* с фактором перехода по радиостронцию φ_{ij}=0,93, то это привело бы к снижению активности почвы в 10 раз не за 39 лет, а примерно за 15 лет.

Расчеты времени фиторемедиации по предложенной методике для условий Семипалатинского полигона, выполненные по данным Плисак Р.П, также позволяют утверждать, что рассматриваемая технология имеет перспективы и на других территориях.

Конечно, эффективность технологии фиторемедиации загрязненных территорий будет зависеть от ряда факторов: используемых видов растительности, их морфофизиологических особенностей, длительности вегетационного периода, а также от свойств дезактивируемых почв и используемых агрохимических и агротехнических приемов, которые усиливают поступление радионуклидов из почв в растения. То есть имеется в виду процесс управления выносом радиоактивных элементов из почвы. Эти вопросы требуют дальнейшего изучения.

Литература

1. Александрова Ж. Н. Предварительные результаты исследования утилизации радионуклидов в зеленой массе растений загрязненных площадей // Конверсия вузов – защите окружающей среды: тез. докл. Всерос. НПК. – Екатеринбург, 1994.
2. Александрова Ж. Н. Ядерно – геофизические измерения параметров ботанической реабилитации радиоактивно загрязненных площадей. Дис. ... канд. геол. – минерал. наук. – Екатеринбург, 1998. – 147 с.
3. Александрова Ж. Н., Возженников Г. С. О возможности ботанической реабилитации загрязненных площадей Восточно-Уральского радиоактивного следа // Международная выставка-семинар «Уралэкология-95»: тез. докл. – Екатеринбург, 1995.
4. Возженников Г. С., Александрова Ж. Н. Опыт экспрессной оценки удельной активности Cs-137 в почвах Чернобыльского следа на основе интегральных измерений // Изв. вузов, Горный журнал. – 1996. – № 12. – С. 19–22.

5. Возжеников Г.С., Александрова Ж.Н., Белышев Ю.В., Возжеников Е.Г. О ботанической реабилитации радиоактивно – загрязненных площадей // Геофизика. – 1997. – № 1. – С. 63–67.
6. Возжеников Г.С., Александрова Ж.Н., Белышев Ю.В., Возжеников Е.Г. О ботаническом факторе реабилитации радиоактивно – загрязненных площадей // Радиационная безопасность Урала и Сибири: Тез. докл. Всероссийской науч. – практ. конф. – Екатеринбург, 1997. – С. 30–31.
7. Возжеников Г. С., Александрова Ж. Н., Возжеников Е. Г. Способ дезактивации почв: Патент РФ № 2077749 от 20.04.1997 // Официальный бюллетень «Изобретения (Заявки и патенты)». – 1997. – № 11.
8. Возжеников Г. С., Александрова Ж. Н., Возжеников Е. Г. Средство дезактивации почв. Патент РФ № 2092919 от 10.10.1997 // Бюллетень «Изобретения, полезные модели». – 1997. – № 28.
9. Возжеников Г. С., Александрова Ж. Н., Возжеников Е. Г. Средство дезактивации почв. Патент РФ № 2106707 от 10.03.1998 // Бюллетень «Изобретения, полезные модели». – 1997. – № 7.
10. Возжеников Г. С., Александрова Ж. Н., Возжеников Е. Г. Средство дезактивации почв. Патент РФ № 2104810 от 20.02.1998 // Бюллетень «Изобретения, полезные модели». – 1998. – № 4.

РАДИОАКТИВТІ ЛАСТАНҒАН ТОПЫРАҚТЫ ФИТОРЕМЕДИАЦИЯЛАУ ПЕРСПЕКТИВАЛАРЫН БАҒАЛАУ ӘДІСТЕМЕСІ

Ж.Н. Александрова

Орал мемлекеттік тау-кен университеті, Екатеринбург, Ресей

Радиоактивті элементтерді жинақтау қабілеті жоғары өсімдіктерді себуден, өсірілген өсімдік массасынан және кейін оны кәдеге жаратудан тұратын топырақты фиторемедиациялау технологиясы ұсынылған. Жинақтау қабілеті бар өсімдіктердің 67 түріне (мәдени, сондай-ақ жабайы өсімдіктерге) жасалған зерттеулер, үш ретке дейін жететін өту факторының өзгеру диапазоны келтірілген (мыңдықтардан бастап ондық бірліктер үлесіне дейін). Зерттеулер барысында фиторемедиациялаудың жуық теориясы ұсынылды.
Технология Шығыс Орал радиоактивті іздерінің далалық зерттеулерінде эксперименттік апробациялаудан өтті. Семей полигонының жағдайлары үшін фиторемедиациялаудың уақыт өлшемдері бұл технологияның басқа аумақтар үшін де келешегі бар екенін растауға мүмкіндік береді.

CONTAMINATED SOIL PHYTO-REMEDIATION ASSESSMENT METHOD

Zh.N. Alexandrova

Ural State Mining University, Yekaterinburg, Russia

Soil phyto-remediation technology is proposed, that lies in plants seeding with maximal ability for radioactive elements accumulation, forage content disposition and its further utilization. Accumulation ability of 67 vegetation types (both cultivated and native) were studied, range of transition factors change, reaching three orders (from thousandths to tenth of units). During research an approximate theory of phyto-remediation was proposed.
Technology was experimentally approved during field study of the East-Uralsk radioactive trail. Phyto-remediation time evaluation in condition of Semipalatinsk Test Site enables to assume, that the current technology is prospective for other territories also.

УДК 025.4.036

АНАЛИЗ ПУБЛИКАЦИЙ ПО СЕМИПАЛАТИНСКОМУ ИСПЫТАТЕЛЬНОМУ ПОЛИГОНУ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ БД *WEB OF SCIENCE* И ПРОГРАММЫ *CITESPACE*

Бусыгина Т.В., Рыкова В.В.

Государственная публичная научно-техническая библиотека СО РАН, Новосибирск, Россия

Строительство Семипалатинского испытательного полигона (СИП) на территории Восточного Казахстана началось в 1947 г. В ходе испытаний военного и гражданского назначения было накоплено огромное количество ценной информации, большая часть которой находилась под грифом секретно. В 1991 г. после распада СССР полигон был закрыт на основании Указа № 409 Президента Казахстана Н. Назарбаева. С этого времени СИП стал объектом изучения последствий радиоактивного загрязнения окружающей среды, сейсмической активности при взрывах. В данной работе проведен наукометрический анализ информационного массива по СИП, представленный в крупнейшей международной базе данных Web of Science (WoS).

Эволюция информационно-коммуникационных технологий вследствие совершенствования компьютерной техники привела к значительным изменения научных коммуникаций [1]. Формируется электронная научная инфраструктура в виде электронных библиотек, архивов, институциональных репозиториев, облачных технологий, в рамках которой формируется система цифровых идентификаторов авторов и объектов. У специалистов и ученых все чаще востребованы наукометрические показатели, предоставляемые аналитическими сервисами библиографических баз данных, поскольку они привлекаются в качестве индикаторов оценки деятельности как научных учреждений, так и отдельных ученых. Многие научные библиотеки и информационные центры используют в своей работе методики наукометрических исследований [2].

Наукометрический анализ массива документов, отражающих исследования, связанные с СИП, проведен с использованием аналитических сервисов WoS, программы визуализации паттернов и трендов научной литературы CiteSpace. В WoS на конец мая 2018 г. найдено 376 документов. С 1994 г., после закрытия испытательного полигона, наблюдается рост количества публикаций, вызванный повышенным интересом ученых к изучению последствий его деятельности: пиковое количество публикаций (38 документов) отмечено в 2006 г. Далее количество публикаций несколько снижается и колеблется от 7 до 20 работ в год. 2018 г. не является показательным, поскольку еще не все документы, опубликованные в 2018 г., представлены в БД (рисунок 1). В видовой структуре документов превалируют статьи из периодики (272 статьи из журналов) и материалы конференций – 157 документов. Кроме того, представлено 9 обзоров, одна глава в монографии и прочие виды (заметки, письма, редакторские материалы). Основной язык публикаций – английский (94,4 % – 355 документов), работы на русском и немецком языках соответственно составляют 4,5 % (17 документов) и 1,1 % (4 документа).

Из 33 стран, принимавших участие в исследованиях СИП, с которыми аффилированы авторы работ исследуемого корпуса, наиболее продуктивными по публикационной активности являются Казахстан (175 док.), Россия (110 док.), Япония (90 док.), США (86 док), Германия (40 док.), Англия (28 док.). В исследованиях, представленных в рассматриваемом корпусе документов, принимало участие 363 организации, среди которых лидерами по числу публикаций являются Университет Хиросимы, Научно-исследовательский институт радиационной медицины и экологии Министерства здравоохранения Республики Казахстан, Национальный ядерный центр Республики Казахстан, институты Российской академии наук и другие (таблица 1).

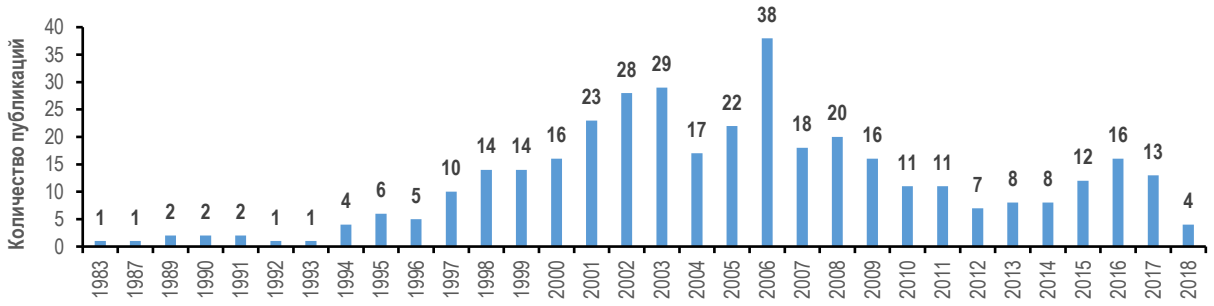


Рисунок 1. Распределение публикаций по СИП в БД WoS по годам за 1983–2017 гг.

Таблица 1. Организации-лидеры по числу публикаций

Название учреждения	Кол-во документов
Hiroshima University, Japan	64
Kazakh Research Institute for Radiation Medicine Ecology, Kazakhstan	48
Russian Academy of Sciences, RF	36
Kazakhstan National Nuclear Center, Kazakhstan	34
Kanazawa University, Japan	26
Semey State Medical University, Kazakhstan	24
Nagasaki University, Japan	21
Institute of Nuclear Physics, Kazakhstan	20
National Cancer Institute, USA	20

Таблица 2. Авторы-лидеры по числу публикаций

№	Автор	Аффилиация	Страна	Кол-во работ
1	Hoshi M.	Hiroshima University	Japan	59
2	Gusev B.I.	Kazakh Research Institute for Radiation Medicine & Ecology	Kazakhstan	42
3	Apsalikov K.N.	Kazakh Research Institute for Radiation Medicine & Ecology	Kazakhstan	37
4	Yamamoto M.	Kanazawa University	Japan	26
5	Stepanenko V.F.	Medical Radiological Research Center	Russia	23
6	Ivannikov A.I.	Medical Radiological Research Center	Russia	23
7	Simon S.L.	NIH National Cancer Institute	USA	20
8	Zhumadilov Z.	Nazarbayev University	Kazakhstan	20
9	Endo S.	Hiroshima University	Japan	20
10	Lukashenko S.N.	Kazakhstan National Nuclear Center	Kazakhstan	19
11	Tanaka K.	Hiroshima University	Japan	19
12	Toyoda S.	Okayama University of Science	Japan	18
13	Zhumadilov K.	L.N. Gumilyov Eurasian National University	Kazakhstan	18

Среди авторов с высокой публикационной активностью по теме следует отметить сотрудников научно-исследовательских учреждений Казахстана, России и университетов Японии и США. После закрытия полигона Казахстан стал активно сотрудничать с вышеозначенными странами (таблицы 1–3) в изучении последствий ядерных взрывов на здоровье людей и окружающую среду. Автором-лидером по числу публикаций является Masaharu Hoshi (59 документов) – почетный профессор Университета Хиросимы (по данным ResearchGate https://www.researchgate.net/profile/Masaharu_Hoshi). Его сфера интересов определяется как Radiation Detection, Radiation Protection; Radioactivity (согласно тематическим рубрикам WoS). В число авторов-лидеров входят также специалисты из университетов Японии: Хиросимы – Satoru Endo, Kenichi Tanaka, Aya Sakaguchi, Jun Takada; Нагасаки – Shunichi Yamashita, Noboru Takamura; Окаямы – Shin Toyoda; Каназавы – Masayoshi Yamamoto. Исследования радиационных эффектов на биоту, включая человека, находятся в центре внимания японских ученых после трагедии в Хиросиме и Нагасаки. Значительным количеством публикаций в рассматриваемом информационном массиве выделяются и ученые Казахстана: Б. И. Гусев и К. Н. Апсаликов из Научно-исследовательского института радиационной медицины и экологии Министерства здравоохранения Республики Казахстан; Ж. Жумадилов из Университета Н. А. Назарбаева, К. Жумадилов из Евразийского национального университета им. Л. Н. Гумилева; С. Н. Лукашенко из Национального ядерного центра Республики Казахстан. Российские специалисты, принимающие участие в исследованиях на СИЯП – сотрудники Медицинского радиологического научного центра им. А. Ф. Цыба (Обнинск). Среди них лидируют по числу публикаций в исследуемом корпусе документов – В. Ф. Степаненко и А. И. Иванников. Основным американским учреждением, занятым в исследованиях СИЯП (согласно данным анализа информационного массива), является Национальный институт онкологии, финансируемый Департаментом здравоохранения США (National Cancer Institute of National Institutes of Health), где большая часть работ по теме принадлежит S. L. Simon, A. Bouvill, N. K. Luckyanov. В таблицу 3 включены активно работающие по теме авторы, количество публикаций которых в исследуемом корпусе документов более 15.

По данным WoS из 376 документов в 47 описаны исследования, выполненные при грантовой поддержке (53 гранта). В числе финансирующих организаций наиболее часто называются Общество содействия развитию науки Японии (Japan Society for the Promotion of Science); Национальный институт рака и Национальный институт аллергии и инфекционных заболеваний (National Cancer Institute и National Institute of Allergy and Infectious Diseases) (США), Министерство образования и науки Республики Казахстан, Европейская комиссия (European Commission).

Как уже отмечалось, основной массив документов представлен статьями из периодики и материалами конференций на английском языке. В таблице 3 показаны 10 топовых журналов, в которых опубликованы документы исследуемого корпуса по СЯИП, с указанием квартилей и импакт-фактора (IF) журнала на 2016 г. в WoS. За нижний порог ранжирования принято 10 и более документов.

Научные форумы разного ранга играют значимую роль в обмене информации и дискуссиях между учеными и специалистами, их материалы позволяют судить о состоянии современных научных и прикладных исследований. Среди более 100 названий конференций, представленных в документопотоке, следует выделить те, на которых было зачитано значительное

количество докладов по СЯИП: NATO Advanced Research Workshop on Nuclear Physical Methods in Radioecological Investigations of Nuclear Test Sites (Almaty, Kazakhstan, 7-10 June 1999); NATO Advanced Research Workshop on Environmental Protection Against Radioactive Pollution (Almaty, Kazakhstan 16–19 September, 2002); 3rd Dosimetry Workshop on the Semipalatinsk nuclear test site area, (Hiroshima University, Hiroshima, 9-11 March, 2005); NATO Advanced Research Workshop on Nuclear Risks in Central Asia (Almaty, Kazakhstan 20–22 June, 2006); Global Strategic Center for Radiation Health Risk Control: Meeting of Nagasaki University on Global COE Program (Fukushima, January 29 – 30, 2012) и другие.

Чтобы составить представление о тематике исследований, отраженных в анализируемых документах, следует обратиться к их распределению по категориям WoS – тематическим профилям изданий. Как журналам, так и документам, опубликованным в них, могут быть присвоены несколько категорий одновременно. Из отобранного массива 109 документов отнесено к категории Радиология, Ядерная медицина и медицинская визуализация; 106 – Науки об окружающей среде, Экология; 104 – Ядерные технологии. В целом документы исследуемого корпуса отнесены к 67 категориям.

Анализ тематики и ключевых слов показал, что основными направлениями исследований являются следующие:

1) медицинские аспекты влияния радиации на человека и живые организмы;

2) методы определения и контроль радиационного загрязнения окружающей среды;

3) влияние взрывов при испытании ядерного оружия на сейсмическую активность.

В таблице 4 представлены статьи исследуемого корпуса документов с наибольшими значениями цитирования в БД WoS.

Для дополнительного тематического анализа исследований по проблемам СИЯП была использована программа CiteSpace. Программа объединяет в себе методы библиометрического анализа, визуализации информации, интеллектуального анализа данных (data mining algorithms), формируя инструмент, наглядно показывающий новые характеристики информационного массива на основе данных цитирования. В программе возможно построение нескольких типов сетей: коцитирования документов, коцитирования авторов, совместной встречаемости ключевых слов, терминов и других параметров [13]. Узлами в этих сетях являются документы, авторы, страны, организации, научные журналы, совместно употребляемые слова и фразы, извлекаемые из названий документов и рефератов документов. Связи между узлами – совместное цитирование (документов, авторов) или совместная встречаемость ключевых слов, фраз, терминов. Метод коцитирования документов – один из способов определения взаимосвязи между различными публикациями в определенной области исследований, состоящий в подсчете числа одновременных ссылок на эти публикации в статьях других авторов. Если две публикации (два автора) цитируются в третьей совместно, то с большой долей вероятности они принадлежат к одной области исследования.

Сеть коцитирования [14, 15] в CiteSpace состоит из узлов разных размеров. Каждый узел в CiteSpace – это отдельный документ или автор. Размер узла определяется количеством цитирований данного документа (автора). Цвет (от красного до фиолетового из цветового спектра) узла определяется годом цитирования (чем холоднее цвет, тем более ранняя дата цитирования документа). Узлы также характеризуются количеством связей (одна связь – совместное цитированием данного документа с другим документом в третьей статье). Два других параметра, характеризующих сеть и узлы: «взрыв цитирования или начало, прекращение цитирования (год) и продолжительность цитирования); нагрузка узла – это число кратчайших путей между другими узлами, проходящих через данный узел) [16], является характеристикой важности узла в сети. Научные статьи (авторы), имеющие большие значения BC, считаются наиболее значимыми, а узлы их обозначающие – ключевыми узлами.

Таблица 3. Топ-10 журналов WoS, в которых опубликованы работы по СИЯП

№	Название издания, страна	Квартили журналов по тематическим разделам	IF журнала	Кол-во документов
1	Journal of Radiation Research (Japan)	Radiation – Q2; Radiology, nuclear medicine & imaging – Q2	1.788	35
2	Radiation and Environmental Biophysics (Germany)	Biology Q2; Biophysics Q3; Environmental sciences Q2; Radiology, nuclear medicine & medical imaging Q2	2.398	20
3	Health Physics (USA)	Environmental sciences Q3; Public, environmental & occupational health Q3	1.276	18
4	Radiation Measurements (UK)	Nuclear science & technology Q1	1.442	17
5	Journal of Environmental Radioactivity (the Netherlands)	Environmental sciences Q2	2.310	15
6	Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry (Hungary)	Analytical chemistry Q3; Nuclear science & technology Q2	1.282	14
7	Pure and Applied Geophysics (Switzerland)	Geochemistry & geophysics Q3	1.591	14
8	Radiation Research (USA)	Biology Q2; Biophysics Q2; Radiology, nuclear medicine & medical imaging Q2	2.539	12
9	Bulletin of the Seismological Society of America (USA)	Geochemistry & geophysics Q2	2.146	10
10	International Congress Series	выходил до 2008 г., издание прекращено		10

Таблица 4. Топ-10 статей из выборки с наибольшим значением цитирования в WoS

Цитирования	Год издания	Публикация
74	2002	Zaka R., Journal of Experimental Botany,53,9, DOI 10.1093/jxb/erf041 [3]
61	1992	Ringdal F., Geophysical Journal linternational,109,13, DOI 10.1111/j.1365-246X.1992.tb00079.x [4]
61	1996	Yamamoto M., Radiochmica Acta,72,7, DOI 10.1524/ract.1996.72.4.209 [5]
55	1998	Beasley T.M., Journal of Environmental Radioactivity, 39,16, DOI 10.1016/S0265-931X(97)00050-7 [6]
49	1996	Yamamoto M., Health Physics,71,7, DOI 10.1097/00004032-199608000-00004 [7]
40	2005	Bauer S., Radiation Kesearch, 164, 11, DOI 10.1667/RR3423.1 [8]
40	2006	Fisk M., Bulletin of Seismological Society of America, 96, 20, DOI 10.1785/0120060023 [9]
38	2002	Ivannikov A.I., Health Physics, 83,14, DOI 10.1097/00004032-200208000-00004 [10]
36	1999	Takada J., Journal of Radiation Research, 40, 8, DOI 10.1269/jrr.40.337 [11]
36	2000	Cochran J.K., Earth a. Planetary Science Letters,179,13, DOI 10.1016/S0012-821X(00)00110-2 [12]

Таблица 5. Публикации со значением НУ в сети коцитирования документов более 0,1

Число коцитирований	Значение НУ	Год публикации	Статья
21	0,28	1997	Gusev B.I., Radiation a. Environmental Biophysics, Vol. 36, P. 201, DOI 10.1007/S004110050072 [17]
32	0,27	2002	Gordeev K., Radiation a. Environmental Biophysics, Vol. 41, P. 61, DOI 10.1007/S00411-001-0139-Y [18]
11	0,19	1998	Gusev B.I., Radiation a. Environmental Biophysics, Vol. 37, P. 209, DOI 10.1007/S004110050119 [19]
11	0,16	2003	Simon S.L., Health Physics, Vol. 84, P. 718, DOI 10.1097/00004032-200306000-00004 [20]
12	0,14	2006	Zhumadilov K., Journal of Radiation Research, Vol. 47, suppl.A, DOI 10.1269/JRR.47.A47 [21]
4	0,10	2000	Ivannikov A.I., Applied Radiation a. Isotopes, Vol. 52, P. 1291, DOI 10.1016/S0969-8043(00)00086-5 [22]

С использование программы CiteSpace была построена сеть коцитирования документов по СИП (рисунок 2) на основе 376 публикаций, 5884 ссылках при них (с 1983 по 2018 гг.). Выявлено 212 узлов, связанных 557 связями коцитирования. Красными кругами разного диаметра выделены публикации с наибольшей интенсивностью цитирования. Малиновым цветом и линиями разной толщины показано значение нагрузки узла (НУ) > 0,1.

Ключевыми публикациями в сети коцитирования являются публикации с высоким значением центральности по посредничеству, нагрузки узла (таблица 5). Согласно теории графов, чем больше значение BC, тем больше кратчайших путей, соединяющих две другие пары узлов, проходит через данный узел. Согласно данным программы CiteSpace к числу ключевых публикаций сети коцитирования документов СИП относятся [17–22].

Программа CiteSpace позволяет выделить в сети работы (таблица 6) по интенсивности их цитирования. Интенсивность цитирования является интегральным показателем, учитывающим не только количество цитирований данной публикации, но и то, как скоро после выхода в свет издания со статьей, она стала цитироваться и как продолжительно цитировалась. Наиболее интенсивно цитируемыми являются следующие работы [7, 17].

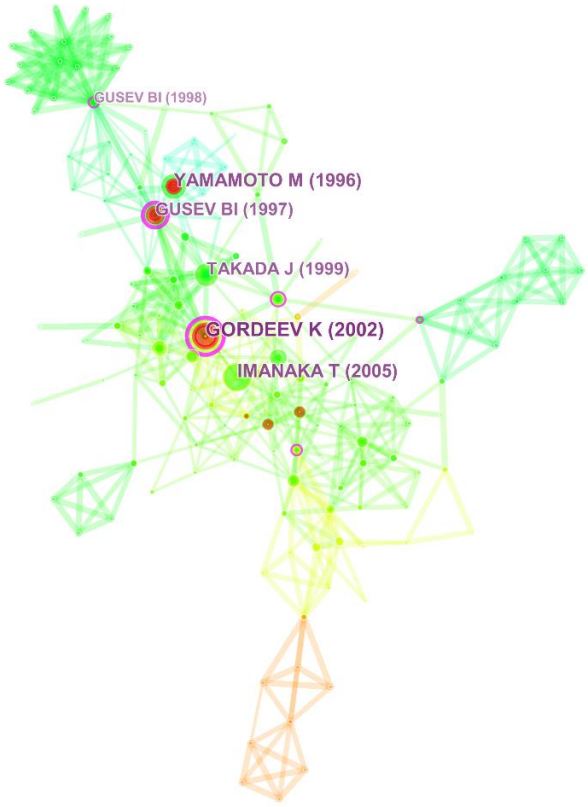


Рисунок 2. Сеть коцитирования документов по тематике СИП

Таблица 6. Топ-8 по значению интенсивности цитирования

Статья	Год издания	Интенсивность	Начало	Конец	1983–2018
Yamamoto M., Health Physics, Vol. 71, P. 142 [7]	1996	8,6	**1998**	2004	
Gusev B.I., Radiation a. Environmental Biophysics, Vol. 36, P. 201 [17]	1997	6,8	**1998**	2005	
Ivannikov A., Radiation Measurements, Vol. 42, P. 1015 [23]	2007	4,7	**2008**	2011	
Hoshi M., Radiation Measurements, Vol. 42, P. 1005 [24]	2007	4,7	**2008**	2011	
Gordeev K., Radiation a. Environmental Biophysics, Vol. 41, P. 61 [18]	2002	4,6	**2004**	2010	
Stepanenko V.F., Journal of Radiation Research, Vol. 47, P. A149 [25]	2006	4,4	**2006**	2007	
Bailiff I.K., Health Physics, Vol. 87, P. 625 [26]	2004	4,4	**2006**	2007	
Stepanenko V. F., Journal of Radiation Research, Vol. 47, P. A1 [27]	2006	4,2	**2007**	2010	

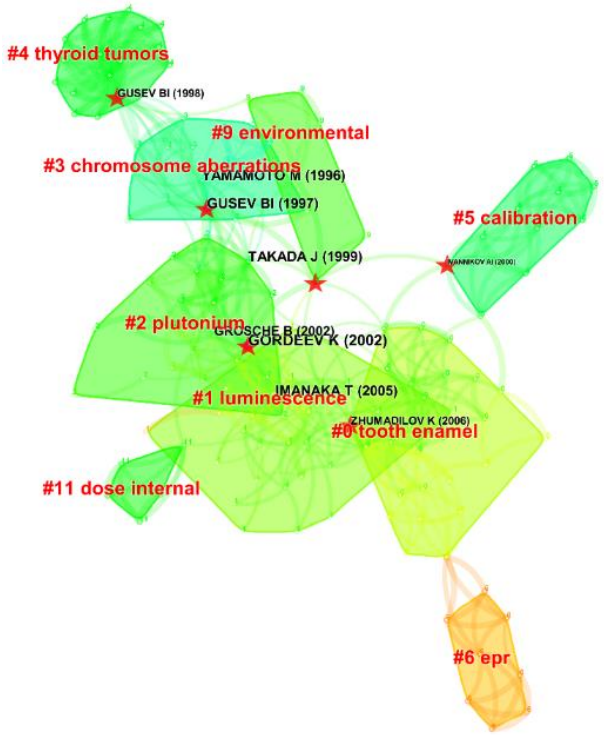


Рисунок 3. Кластеры сети коцитирования документов

Программа CiteSpace в сети коцитирования документов выделила 41 кластер, из которых визуально представлено 9 (рисунок 3). Для автоматического мечения кластеров на рисунке 3 методом LLR (*log-likelihood ratio* – тест отношения правдоподобия) были выбраны ключевые слова авторов (цитирующих публикаций). Данный метод позволяет выявлять особенные аспекты кластера.

Анализ полученных графических изображений позволил выделить следующие исследовательские фронты:

1. Анализ распределения изотопов плутония и других радиоактивных элементов на территории СИЯП и других территориях, где проходили ядерные испытания или произошли радиационные аварии, его воздействие на экосистемы и человека (кластеры 2 и 9).

2. Исследования с использованием методов ретроспективной дозиметрии (реконструкция доз облучения, полученных в период облучающего воздействия (ядерные испытания, аварии), электронный парамагнитный резонанс (ЭПР) на образцах зубной эмали (кластеры 5, 6 и 11);

3. Анализ частоты стабильных хромосомных аберраций (транслокаций) в лимфоцитах периферической крови человека (кластеры 0, 3, 11);

4. Термолюминесцентная (ТЛ) дозиметрия образцов строительной керамики в местах облучения людей (кластер 1).

5. Онкологические заболевания, в частности заболевания щитовидной железы, на территории СИЯП (кластер 4).

Таким образом, с использованием аналитических сервисов БД WoS и программы CiteSpace, объединяющей методы библиометрического анализа, визуализации информации и интеллектуального анализа данных, проведено наукометрическое исследование научного направления. Из БД WoS выделен массив публикаций по теме, показано, что активные исследования последствий испытаний ядерного оружия на СИП начались после того, как он был закрыт по приказу Президента Н. Назарбаева. В результате анализа показаны авторы, организации, страны, лидирующие по числу публикаций по проблеме исследования; определены журналы с наибольшим количеством статей из отобранного массива; названы научные мероприятия, на которых обсуждались проблемы СИП; представлены важнейшие публикации. С использованием программы CiteSpace выявлены исследовательские кластеры.

На сайте ГПНТБ СО РАН в разделе «Ученым» пользователям предлагается услуга «Анализ научного направления». Данное исследование на конкретном примере демонстрирует возможности ее реализации.

Литература

1. Болл Р. Научная коммуникация будущего: от книжной информации до решения проблем // Междунароный форум по информации. 2012. Т. 37, № 4. С. 6–9.
2. Бусыгина Т. В., Мандринина Л. А., Рыкова В. В. Практика библиометрических исследований в отделе научной библиографии ГПНТБ СО РАН // Труды ГПНТБ СО РАН. Новосибирск, 2015. Вып. 9. С. 30-36
3. Zaka R., Vandecasteele C.M., Misset M.T. Effects of low chronic doses of ionizing radiation on antioxidant enzymes and G(6)PDH activities in Stipa capillata (Poaceae) // J. of Experiment. Botany. 2002. Vol. 53, № 376. P. 1979–1987.
4. Ringdal F., Marshall P.D., Alewine R.W. Seismic yield determination of soviet underground nuclear-explosions at the Shagan River Test Site // Geophys. J. Intern. 1992. Vol. 109, № 1. P. 65–77.
5. Yamamoto M., Tsumura A., Katayama Y., Tsukatani T. Plutonium isotopic composition in soil from the former Semipalatinsk Nuclear Test Site // Radiochimica Acta. 1996. Vol. 72, № 4. P. 209–215.
6. Beasley T. M., Kelley J. M., Orlandini K. A., [et al.] Isotopic Pu, U, and Np signatures in soils from Semipalatinsk-21, Kazakh Republic and the Southern Urals, Russia // J. of Environment. Radioactivity. 1998. Vol. 39, № 2. P. 215–230.
7. Yamamoto M., Tsukatani T., Katayama Y. Residual radioactivity in the soil of the Semipalatinsk Nuclear Test Site in the former USSR // Health Physics. 1996. Vol. 71, № 2. P. 142–148.
8. Bauer F., Kaltenbock M. Linked open data: the essentials. A quick start guide for decision makers. Vienna: DGS GmbH, 2012. 57 p.
9. Fisk M. D. Source spectral modeling of regional P/S discriminants at nuclear test sites in China and the former Soviet Union // Bull. of Seismol. Soc. of America. 2006. Vol. 96, № 6. P. 2348–2367.
10. Ivannikov A. I., Zhumadilov Zh., Gusev B. I. [et al.] Individual dose reconstruction among residents living in the vicinity of the Semipalatinsk nuclear test site using EPR spectroscopy of tooth enamel // Health Physics. 2002. Vol. 83, № 2. P. 183–196.
11. Takada J. Hoshi M., Nagatomo T., [et al.] External doses of residents near Semipalatinsk Nuclear Test Site // J. of Radiation Research. 1999. Vol. 40, № 4. P. 337–344.
12. Cochran J. K., Moran S. B., Fisher N. S. [et al.] Sources and transport of anthropogenic radionuclides in the Ob River system, Siberia // Earth a. Planetary Science Letters. 2000. Vol. 179, № 1. P. 125–137.
13. Бредихин С. В., Кузнецов А. Ю., Щербакова Н. Г. Анализ цитирования в библиометрии. Новосибирск, 2013. 344 с.
14. Small H. Co-citation in the scientific literature: a new measure of the relationship between two documents // J. of Amer. Soc. For Inform. Science. 1973. Vol. 24, № 4. P. 265–269.
15. Маршакова И. В. Система связи между документами, построенная на основе ссылок: по данным Science Citation Index // Научно-техническая информация. Сер. 2. 1973. № 6. С. 3–8.
16. Евин И. А. Введение в теорию сложных сетей // Компьютерные исследования и моделирование. 2010. Т. 2, № 2. С. 121–141.
17. Gusev B.I., Abylkassimova Z.N., Apsalikov K.N. The Semipalatinsk Nuclear Test Site: a first assessment of the radiological situation and the test related radiation doses in the surrounding territories // Radiation a. Environment. Biophysics. 1997. Vol. 36, № 3. P. 201–204.
18. Gordeev K. Vasilenko I., Lebedev A. [et al.] Fallout from nuclear tests: dosimetry in Kazakhstan // Radiation a. Environment. Biophysics. 2002. Vol. 41, № 1. P. 61–67.
19. Gusev B.I., Rosenson R. I., Abylkassimova Z. N. The Semipalatinsk nuclear test site: a first analysis of solid cancer incidence (selected sites) due to test-related radiation // Radiation a. Environment. Biophysics. 1998. Vol. 37, № 3. P. 209–214.
20. Simon S. L., Baverstock K. F., Lindholm C. A summary of evidence on radiation exposures received near to the Semipalatinsk Nuclear Weapons Test Site in Kazakhstan // Health Physics. 2003. Vol. 84, № 6. P. 718–725.
21. Zhumadilov K. Ivannikov A., Apsalikov K. N. [et al.] Radiation dose estimation by tooth enamel EPR dosimetry for residents of Dolon and Bodene // J. of Radiation Research. 2006. Vol. 47, suppl. A. P. A47–A53.
22. Ivannikov A.I. Skvortsov V. G., Stepanenko V. F., [et al.] Tooth enamel EPR dosimetry: sources of errors and their correction // Appl. Radiation a. Isotopes. 2000. Vol. 52, № 5. P. 1291–1296.
23. Ivannikov A., Nalapko M., Sanin D. [et al.] Interlaboratory comparison of tooth enamel dosimetry on Semipalatinsk region. Pt. 2: Effects of spectrum processing // Radiation Measurements. 2007. Vol. 42, № 6/7. P. 1015–1020.
24. Hoshi M., Zhumadilov K., Endo S. [et al.] Interlaboratory comparison of tooth enamel dosimetry on Semipalatinsk region. Pt. 1 // Radiation Measurements. 2007. Vol. 42, № 6/7. P. 1005–1014.
25. Stepanenko V.F. Hoshi M, Dubasov Y. V. [et al.] A gradient of radioactive contamination in Dolon village near the SNTS and comparison of computed dose values with instrumental estimates for the 29 August, 1949 nuclear test // J. of Radiation Research. 2006. Vol. 47, suppl. A. P. A149–A158.
26. Bailiff I.K., Stepanenko V.F., Khamidova L.G. [et al.] The application of retrospective luminescence dosimetry in areas affected by fallout from the Semipalatinsk nuclear test site: an evaluation of potential. Health Physics. 2004. V. 87, № 6. P. 625-641.
27. Stepanenko V. F. Hoshi M., Bailiff I. K. [et al.] Around Semipalatinsk Nuclear Test Site: progress of dose estimations relevant to the consequences of nuclear tests // J. of Radiation Research. 2006. Vol. 47, suppl. A. P. A1–A13.

БД *WEB OF SCIENCE* ЖӘНЕ *CITESPACE* БАҒДАРЛАМАСЫН ҚОЛДАНУ АРҚЫЛЫ СЕМЕЙ СЫНАҚ ПОЛИГОНЫ ЖӨНІНДЕГІ ЖАРИЯЛАНЫМДАР ТАЛДАУЫ

Т.В. Бусыгина, В.В. Рыкова

РҒА СБ мемлекеттік ғылыми-техникалық көпшілікке арналған кітапханасы, Новосибирск, Ресей

Шығыс Қазақстан аумағындағы Семей сынақ полигонының (ССП) құрылысы 1947 жылы басталды. Әскери және азаматтық мақсаттағы сынақтар барысында мол құнды ақпарат жинақталды, оның көп бөлігіне құпия белгісі қойылды. 1991 жылы КСРО ыдырағаннан кейін полигон Қазақстан Президенті Н.Назарбаевтың № 409 Жарлығы негізінде жабылды. Сол уақыттан бастап ССП қоршаған ортаның радиоактивті ластану салдарын, жарылыстар кезіндегі сейсмикалық активтілікті зерделеу объектісіне айналды. Аталған жұмыста Web of Science (WoS) ірі халықаралық деректер базасында ұсынылған ССП жөніндегі ауқымды ақпаратқа ғылыми өлшемдік талдау жүргізілген.

ANALYSIS OF PUBLICATIONS ABOUT SEMIPALATINSK TEST SITE USING DB *WEB OF SCIENCE* AND *CITESPACE* PROGRAM

T.V. Busygina, V.V. Rykova

State Public Scientific Technological Library of the Siberian Branch of the Russian Academy of Sciences, Novosibirsk, Russia

Construction of Semipalatinsk Test Site (STS) at the territory of East Kazakhstan was initiated in 1947. During military and civil tests conduction a large amount of valuable information was accumulated, the major part of which remained classified. In 1991 after USSR collapse the test site was closed by N. Nazarbayev, the President of Kazakhstan, Decree # 409. Since that time STS became the object for study of consequences of radioactive contamination in environment, seismic activity during explosions. The current paper includes scientometric analysis of information array on STS, presented in the largest international database Web of Science (WoS).

УДК 53531

МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ТЕКСТОЛИТА И СТЕКЛОТЕКСТОЛИТА ПРИ ИСПЫТАНИИ НА ПЛОСКИЙ ПРЯМОЙ ИЗГИБ

[1,2] Купчишин А.И., [2] Ниязов М.Н., [2] Таипова Б.Г., [2] Ходарина Н.Н., [2] Шаханов К.Ш.

[1] Казахский национальный университет им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан
[2] Казахский национальный педагогический университет им. Абая, Алматы, Казахстан

Проведены исследования механических свойств текстолита и стеклотекстолита при испытании на плоский прямой изгиб. Для исследования зависимости деформации ε от напряжения σ была разработана и изготовлена соответствующая экспериментальная установка. Получено, что прочностные свойства стеклотекстолита при разрушении в 1,5 раза лучше, чем у текстолита, а деформационные характеристики почти одинаковы. Измеренные экспериментальные кривые удовлетворительно описываются предложенной авторами экспоненциальной моделью. Показано, что экспериментальные зависимости σ от lgt являются нелинейными, что говорит о зависимости механического напряжения текстолитового и стеклотекстолитового материала от скорости нагрузки.

Введение

Использование композитов, которые создаются искусственно, стало актуальным в последние десятилетия. Особое внимание уделяется соединениям из пластичной полимерной основы (матрицы) и армирующего наполнителя. Материалы композиционных материалов долговечны, а их использование позволяет уменьшить вес конструкции и сократить расходы на установку и монтаж [1–3]. Внесение армировки в композиционные материалы, как правило, используется для улучшения механических свойств с неразбавленной системой смолы. Одним из распространенных подкреплений являются волокна смолы у стекловолокна (стеклотекстолит). Существуют и другие типы волокон для армирования, такие как хлопковое волокно (текстолит), другие пластиковые волокна и в последнее время базальтовые волокна (базальт-текстолит). В зависимости от природы волокон также различают собственно органотекстолиты (синтетические и искусственные волокна), асботекстолиты (асбестовые волокна), углетекстолиты, или углеродо–текстолиты (углеродные волокна) и др. Ткани являются важным конструкционным армирующим материалом. Основными показателями ткани являются: структура пряжи или нитей, вид переплетения, плотность, прочность, растяжимость. Наиболее распространенными видами переплетения текстолита и стеклотекстолита являются: полотняное, саржевое и атласное. Свойства текстолитов зависят главным образом от природы волокон в тканях. Изделия из текстолита изготовляют путем послойной выкладки или намотки тканей с нанесенным связующим на оправку по форме изделия с последующим контактным или прессовым формованием, а также механической нагрузкой, обработкой текстолитовых листов, плит или пластин [4]. Поведение деформации твердых веществ сильно отличается от деформации пластичных материалов. Если испытанию на изгиб подвергается образец из пластичного материала (низкоуглеродистая сталь, медь, текстолит), то из-за больших пластических деформаций его не удается разрушить и определить предел прочности на изгиб. Другие механические характеристики, такие как, например, предел пропорциональности, предел текучести, легко определяются из опыта на изгиб. При максимальной нагрузке вычисляют предел прочности при изгибе. Испытание на изгиб можно проводить двумя способами: одной сосредоточенной силой, приложенной посередине образца между опорами и двумя силами, приложенными симметрично относительно опор [5, 6]. Результаты испытания на изгиб в значительной мере зависят от условий нагрузки, формы и размеров образцов. Данная работа посвящена исследованию зависимости деформации от напряжения текстолита при испытании на плоский прямой изгиб одной сосредоточенной силой.

Методика эксперимента

Для исследования зависимости деформации ε от напряжения σ нами была разработана и изготовлена соответствующая экспериментальная установка. Она состоит из следующих частей: наконечник напряжения (датчик силы), индикатор часового типа (для измерения деформации), устройство для крепления образца (левая и правая опоры), соединительные провода и интерфейс, на который выводятся данные о силе. Все это устанавливается на нижней части разрывной машины РУ-50, которая служит источником напряжения образцов материала при проведении экспериментов.

В качестве исследуемого материала был взят текстолит коричневого и желтого цветов, толщина которого 2 и 2,5 мм соответственно, ширина 10 мм и с рабочей длиной L = 220 мм. Испытание проводились при температуре 23 °С и относительной влажности 50 %.

Эксперименты были осуществлены на испытательной машине, обеспечивающей равномерную скорость относительного движения нагружающего наконечника и опор и позволяющей производить измерение нагрузки с погрешностью ±1 %, а прогиба – с погрешностью ±2 %. На испытательной машине размещено устройство с нагружающим наконечником и

опорами. Сближение их проходило с постоянной скоростью. Образцы нагружались одной сосредоточенной силой, приложенной посередине образца между опорами.

Напряжение (σ), при котором происходит изгиб, рассчитывалось по формуле [7]:

$$\sigma = \frac{3FL}{2bh^2},$$

где b – ширина, h – толщина образца, мм.

Изгибающее напряжение (σ_f) учетом горизонтальной составляющей изгибающего момента при изгибе z , вычислялось по формуле:

$$\sigma_f = \frac{3FL}{2bh^2}\left(1+\frac{4z^2}{L^2}\right),$$

где z – прогиб образца в середине между опорами.

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

В результате проведенных исследований получены зависимости деформации от напряжения для текстолита, при котором происходит изгиб. Были вычислены максимальная нагрузка (предел прочности) и максимальная стрела прогиба, предшествующие моменту разрушения. Для образцов текстолита σ_{max}= 67 для коричневого и 102 МПа для желтого текстолита (стеклотекстолит), а ε_{max}= 100 и 95 % соответственно. Результаты зависимости деформации от напряжения, показаны на рисунке 1.

Из рисунка следует, что экспериментальные данные (фигуры) удовлетворительно описываются в рамках предложенной авторами экспоненциальной модели [6]:

$$\varepsilon = \varepsilon_0\left[\sigma/\sigma_0 - 1\right],$$

где ε_0 – это предельное значение относительного прогиба, σ_0 – напряжение, при котором параметр $\left[\varepsilon/\varepsilon_0 - 1\right]$ уменьшается в *e* раз.

При сравнении зависимости относительного удлинения от времени текстолита и стеклотекстолита (рисунок 2) выявлено, что прочностные свойства стеклотекстолита при разрушении в 1,5 раза лучше, а деформации почти одинаковы. В первой половине участка деформации (от 4 до 5 %) механическое напряжение отличается в два раза. Стеклотекстолит славится тем, что его можно использовать в широком диапазоне температур (до 300 °С) и он менее подвержен старению и термостарению. На рисунке 3 показаны экспериментальные зависимости σ от lgt, которые оказались нелинейными, что говорит о зависимости прочности текстолита различного вида от скорости деформации. Причем, чем медленнее деформация, тем прочнее материал. Это объясняется наличием незначительной анизотропии свойств хаотически армированного материала, хотя образцы для исследований вырезались из средней части листа.

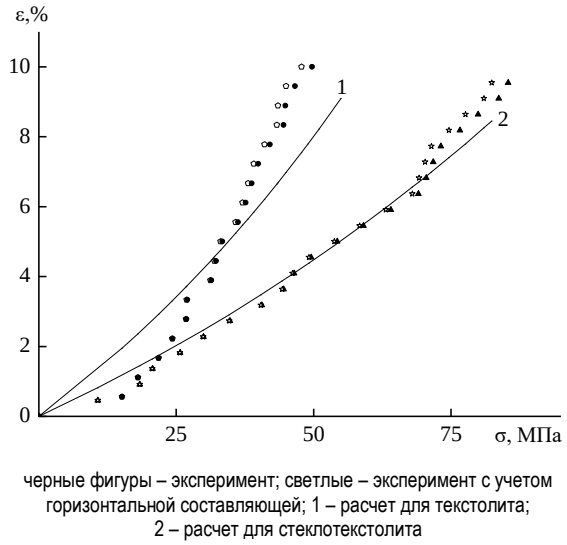


Рисунок 1. Зависимость деформации от напряжения для образцов текстолита, при котором происходил изгиб (скорость нагрузки 0,05 мм/с)

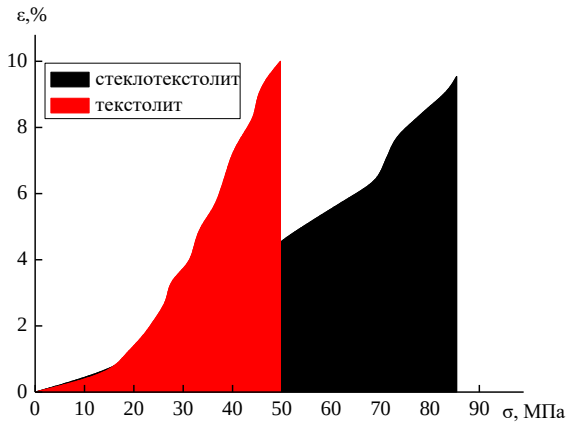


Рисунок 2. Сравнение зависимости деформации от напряжения для образцов текстолита и стеклотекстолита, при котором происходил изгиб (скорость нагрузки 0,05 мм/с)

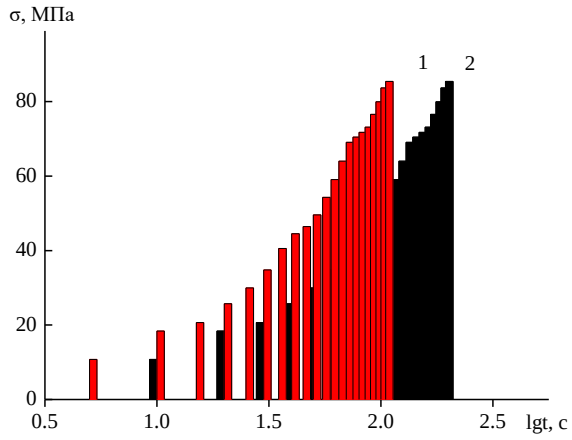


Рисунок 3. Экспериментальные зависимости механического напряжения от логарифма времени при скорости нагрузки 0,1 мм/с (1) и 0,05 мм/с (2)

Выводы

1. Проведены эксперименты по зависимости деформации от напряжения при испытании на плоский прямой изгиб образцов текстолита. Получено, что прочностные свойства стеклотекстолита при разрушении в 1,5 раза лучше, а деформации почти одинаковы.

2. Измеренные экспериментальные кривые удовлетворительно описываются предложенной авторами экспоненциальной моделью.

3. Показано, что экспериментальные зависимости от lgt являются нелинейными. Это связано с зависимостью прочности текстолита различного вида от скорости деформации.

Литература

1. Беляев Н.М. Сопротивление материалов. – М.: Наука, 1976. – 608 с.
2. Афанасьев А.М., Марьин В.А. Лабораторный практикум по сопротивлению материалов. – М.: Наука, 1975. – 288 с.
3. Lappan U., Fuchs B., Geiβler U., Scheler U., Lunkwitz K. //Polymer. – 2002 – v. 43. – No 13. – p. 4325 – 4330.
4. Komarov F. F. , Kupchishin A. I., Pivovarov S. P., Tlebaev K. B., Kusainov A. T. , Rukhin A. B. Pozdeeva T.V. Influence of γ-irradiation on the conformation of free radicals in polytetrafluoeroethylene // J. of engineering physics and Thermophysics.– 2012. – vol. 85. – No.2. – pp. 455 – 458.
5. Surzhikov A.P., Galtseva O.V., Vasendina E.A.,Vlasov V.A., Nikolaev E.V. IOP Conf. Series: Material Science and Engineering 110012002.
6. Kupchishin A.I., Niyazov M.N., Voronova N.A., Kirdiashkin V.I., Abdukhairova A.T. The effect of temperature, static load and electron beam irradiation on the deformation of linear polymers// IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 168012017 – P. 1 – 4.
7. Афанасьев А.М., Марьин В.А. Лабораторный практикум по сопротивлению материалов. – М.: Наука, 1975. – 288 с.

ЖАЛПАҚ ТІКЕЛЕЙ ҚАЙЫРЛУ ТЕСТЛЕУ БАРЫСЫНДАҒЫ ТЕКСТОЛИТ ПЕН ШЫНЫТЕКСТОЛИТТІҢ МЕХАНИКАЛЫҚ ҚАСИЕТІ

[1,2)] А.И. Купчишин, [2)] М.Н. Ниязов, [2)] Б.Г. Таипова, [2)] Н.Н. Ходарина, [2)] К.Ш. Шаханов

[1)] Әл-Фараби атындағы Қазақ Ұлттық Университеті, Алматы, Қазақстан
[2)] Абай атындағы Қазақ Ұлттық Педагогикалық Университеті, Алматы, Қазақстан

Жазық тікелей иілу сынау барысындағы текстолит пен шынытекстолиттің механикалық қасиетін зерттеу жүргізілді. σ кернеуінен ε деформациялық тәуелділіктерін зерттеу үшін тиісті тәжірибелік қондырғы әзірленіп жасалды. Шынытекстолиттің беріктілік қасиеті текстолиттен қарағанда 1,5 есе жақсы, ал деформациялық сипаттамалары бірдей шамада екендігі анықталды. Өлшенген тәжірибелік қисықтар авторлар ұсынған экспоненталық модельмен қанағаттанарлық сипатталады. lgt-ден σ-нің тәжірибелік тәуелділігі сызықты емес, ол текстолит пен шынытекстолит материалының механикалық кернеуінің жүктеме жылдамдығына тәуелділігін көрсетеді.

THE MECHANICAL PROPERTIES OF THE PCB AND GLASS FIBER UNDER TEST ON A FLAT, STRAIGHT BEND

[1,2)] A.I. Kupchishin, [2)] M.N. Niyazov, [2)] B.G. Taipova, [2)] N.N. Khodarina, [2)] K.Sh. Shahanov

[1)] Kazakh National University by al-Farabi, Almaty, Kazakhstan
[2)] Kazakh National Pedagogical University by Abay, Almaty, Kazakhstan

Investigations of mechanical properties of textolite and glass fiber in the test for flat straight bending were carried out. To study the deformation dependence ε voltage σ was designed and manufactured corresponding to the experimental setup. It was found that the strength properties of glass better in 1,5 at destruction than the PCB, and the deformation characteristics are almost the same. The measured experimental curves are satisfactorily described by the exponential model proposed by the authors. It is shown that the experimental dependences of σ on lgt are nonlinear, which indicates the dependence of the mechanical stress of the textolite and glass-textolite material on the load speed.

УДК 5353.05

ВЛИЯНИЕ ЭЛЕКТРОННОГО И ГАММА-ОБЛУЧЕНИЯ НА ПАРЦИАЛЬНУЮ ПЛОТНОСТЬ АКТИВНОГО ИЛА

[1,2] Купчишин А.И., [2] Ниязов М.Н., [2] Таипова Б.Г., [2] Ходарина Н.Н.

[1] Казахский национальный университет им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан
[2] Казахский национальный педагогический университет им. Абая, Алматы, Казахстан

Выполнены комплексные экспериментальные исследования по влиянию электронного облучения на скорость осаждения активного ила в водных системах оптическим методом. Для определения параметров активного ила (биоматериала) была создана экспериментальная установка. Ил в количестве 1 г, помещенный в колбу с водой объемом 25 мл, тщательно взбалтывался и устанавливался между лазером и детектором. Снималась зависимость освещенности (интенсивности) света (зеленые и красные линии лазера) от времени. Полученные зависимости плотности (ρ) от времени (t) имеют одинаковую природу для разных источников излучения. Экспериментальные кривые зависимости плотности активного ила от времени удовлетворительно описываются экспоненциальной моделью.

Введение

В число основных методов борьбы с загрязнением вод входит биологическая очистка водоемов с помощью активного ила (АИ) в специальных аппаратах [1]. Выброс стоков различных предприятий на очистные сооружения привел к тому, что в них скопился целый ряд тяжелых металлов и микроэлементов. Из-за вредности таких осадков они не используются в качестве удобрений и нагромождаются на общественных свалках (иловых полях), площадь которых непрерывно увеличивается, превращая их в зону экологического бедствия. Известные методы обезвреживания избыточного активного ила, содержащего тяжелые металлы (термическая и/или термохимическая обработка при температуре ~70 °С), несмотря на внешнюю привлекательность, экологически не безопасны, поскольку в той или иной мере происходит токсичное загрязнение атмосферы, требуются сложные системы очистки газовых выбросов [2]. Нынешнее состояние качества воды природных водоемов во многом определяется степенью чистоты сточных вод, прошедших биологическую очистку, поскольку они составляют основную массу от общего объема сточных вод. Эффективность очистки жестко связана с процессами самоочищения в природных водоемах. Но и разрабатываемые всевозможные методы интенсификации биологической очистки открывают возможности существенного улучшения качества продукции. Биологическую очистку необходимо рассматривать как обязательное завершающее звено перед сбросом сточных вод в водоем, как мощный защитный барьер от загрязнения природной среды [3, 4]. Интенсификация биологической очистки путем реконструкций действующих сооружений связана с капитальными затратами и техническими трудностями, поэтому в настоящее время более перспективной является разработка гидробиологических, микробиологических и биохимических методов улучшения работы сооружений [5]. В последние годы большой практический интерес вызывают работы, связанные с изучением влияния различных видов излучений на структуру и физико-химические свойства различных материалов [6, 7]. Нами проведены исследования по влиянию электронного облучения на структуру и свойства различных биоматериалов, которые при таких воздействиях сильно изменяются. Они посвящены определению плотности необлученного и облученного ила оптическим методом в водных растворах.

Методика эксперимента

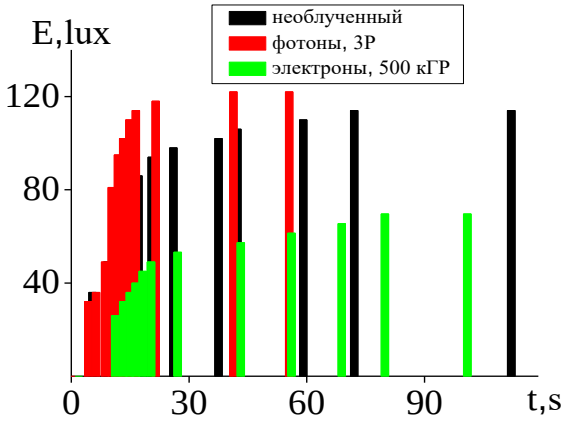
Для определения параметров активного ила (биоматериала) была создана экспериментальная установка. Она состоит из лазерного источника, детектора излучения, электронного блока, стоек и различных держателей. Ил в количестве 1 г, помещенный в колбу с водой объемом 25 мл, тщательно взбалтывался и устанавливался между лазером и детектором. Снималась зависимость освещенности (интенсивности) света (зеленые и красные линии лазера) от времени. Далее определялась парциальная плотность (ρ) активного ила в зависимости от времени (t). Источники излучения крепились на расстоянии 10 см от биоматериала. Опыты проводились при температуре 25 °С и относительной влажности воздуха 50 %. Помещение, в котором проводились исследования, было полностью изолированно от источников света.

Облучение образцов активного ила электронами и гамма-квантами проводилось на линейном ускорителе ЭЛУ-6 с энергией 2 МэВ в воздушной среде. Вакуум в системе ускорителя поддерживался равным 10^{-6} мм ртутного столба. Образцы биоматериала для облучения помещались на расстоянии 40 см от выходного окна ускорителя. Величина тока пучка составляла 0,3 мкА/см^2. Доза облучения электронами была равна 500 кГр, а фотонами – 3 Р.

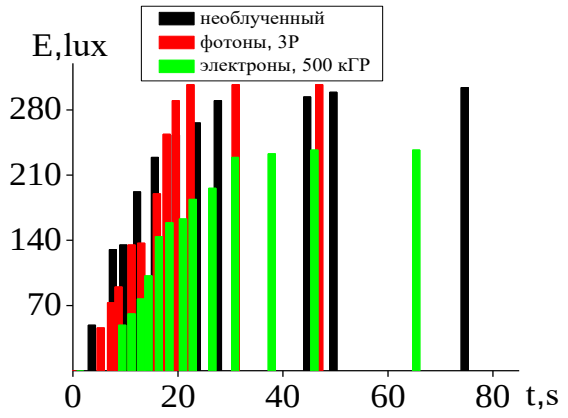
Обсуждение результатов

В результате исследований (зеленый и красный лучи) получено, что полное оседание ила происходит в течение около 100 секунд. На рисунке 1 показаны

временные зависимости освещенности лазерного излучения. Как следует из этих рисунков, величина освещенности, сначала резко возрастает, а затем постепенно выходит на насыщение.



а)



б)

Рисунок 1. Временные зависимости освещенности зеленого (а) и красного (б) лазерных излучений при их прохождении через необлученный и облученный активный ил

Для определения илового индекса использовалась зависимость плотности активного ила в воде от времени. Связь между освещенностью и плотностью определялась по формуле:

$$\rho = \rho_{max} \cdot \frac{E_{max} - E}{E_{max}}, \qquad (1)$$

где ρ_{max} – максимальная плотность активного ила в воде; E_{max} – освещенность при полном оседании активного ила; E – освещенность в данный момент времени.

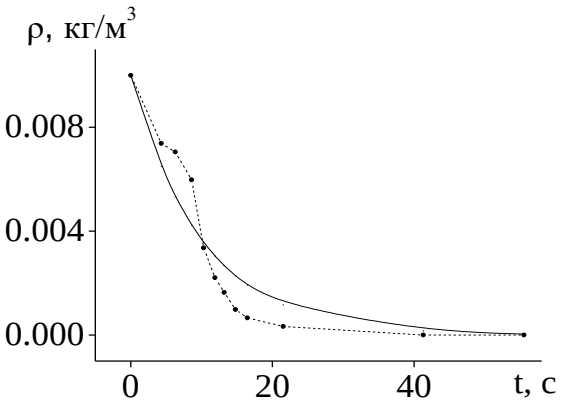
На рисунке 2 приведены экспериментальные данные по зависимости плотности активного ила от времени, полученные с использованием зависимости E от t при прохождении красного и зеленого лазерных лучей (точки) через раствор. Видно, что с течением времени в обоих случаях плотность постепенно уменьшается. Аналогичные эксперименты проведены на облученном электронами и фотонами (гамма-квантами и рентгеновским излучением) активном иле (рисунки 3, 4). При этом облучение существенно влияет на экспериментальные зависимости. Как видно из рисунков, характер зависимости ρ от t после облучения не меняется. Экспериментальные кривые объяснены в рамках предложенной авторами экспоненциальной модели. Суть ее заключается в следующем. На активный ил, который находится в растворе, постоянно действует сила тяжести. В первом приближении, изменение плотности $d\rho$ на некоторой (практически любой) глубине пропорционально самой плотности ρ (со знаком минус, поскольку плотность со временем уменьшается) и изменению времени dt. Исходя из данного предположения, запишем дифференциальное уравнение для изменения плотности $d\rho$. Таким образом

$$d\rho = -\rho dt / t_0 . \qquad (2)$$

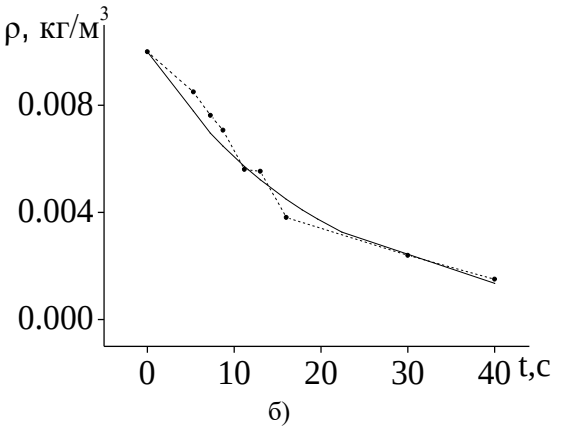
Интегрируя t от 0 до t_0 и ρ от 0 до ρ_{max}, получим

$$\rho = \rho_{max} \cdot \exp(-t/t_0). \qquad (3)$$

В формуле (3) величина t_0 есть время, в течение которого плотность активного ила уменьшается в e раз.



а)



б)

Рисунок 2. Зависимость плотности необлученного ила от времени при прохождении зеленого (а) и красного (б) лазерных излучений через активный ил

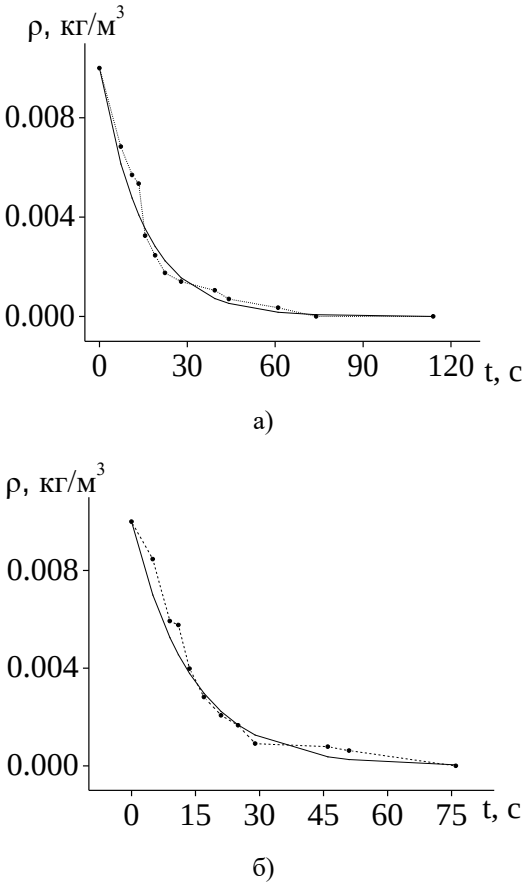


Рисунок 3. Зависимость плотности ила, облученного электронами дозой 500 кГр, от времени при прохождении зеленого (а) и красного (б) лазерных излучений через активный ил

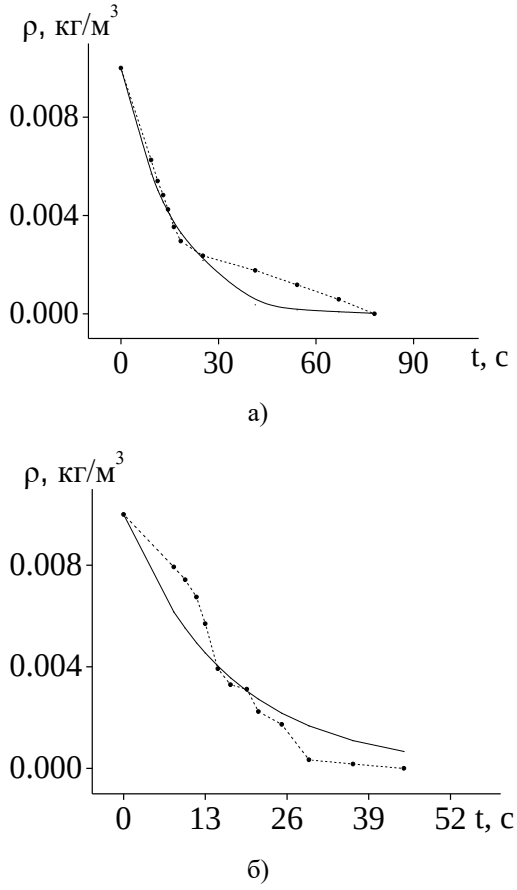


Рисунок 4. Зависимость плотности ила, облученного фотонами дозой 3 Р от времени при прохождении через него зеленого (а) и красного (б) лазерных излучений

На рисунках 3 и 4 приведены зависимости плотности активного ила от времени в сравнении с экспериментальными данными. Из кривых зависимости ρ от t следует, что они имеют одинаковую природу для разных источников излучения. При больших дозах электронного облучения (рисунок 3) плотность активного ила уменьшается (скорость осаждения увеличивается), так как он становится менее активным. При облучении низкими дозами – 3 Р (рисунок 4) скорость оседания уменьшается, что говорит об увеличении активности ила в водном растворе.

Выводы

1. Из кривых зависимости плотности (ρ) от времени (t) получены закономерности, имеющие одинаковую природу для разных источников излучения.
2. Электронное облучение дозой 500 кГр образцов биоматериала приводит к увеличению илового индекса, что связанно с уменьшением естественной очистки. Причиной этому является сокращение числа живых микроорганизмов. При облучении низкими дозами гамма-квантов (3 Рентген) скорость оседания уменьшается, что говорит об увеличении активности ила в водном растворе.
3. Кривые зависимости плотности (ρ) от времени (t) удовлетворительно описываются в рамках экспоненциальной модели.

Литература

1. Захтаева Н. В., А. С. Шеломков Активный ил как управляемая экологическая система. М.: Экспо-медиа-пресс. 2013, 650 с.
2. Алимов А.Ф. Структурно-функциональный подход к изучению сообществ водных животных // Пятый съезд Всесоюзного гидробиологического общества (г. Тольяти): Тез. докл. Куйбышев: Изд-во АН СССР, 1986. – С. 132–133.
3. Esyrev O.V., Kupchishin A.A., Kupchishin A.I., Voronova N.A. Optical research of biomaterials of sorbulak// IOP Conf. Series: Material Science and Engineering. 110. 012036. – 2016. – P. 1 – 5.
4. Krasikov E, Nikolaenko V, 2016 IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 110 012001 Radiation annealing of radiation embrittlement of the reactor pressure vessel steel 1–5.

5. Surzhikov A.P., Galtseva O.V., Vasendina E.A., Vlasov V.A., Nikolaev E.V., 2016 IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 110 012002 Processing line for industrial radiation-thermal synthesis of doped lithium ferrite powders 1 – 4.
6. Ivchenko V.A. Atomic structure of cascades of atomic displacements in metals and alloys after different types of radiation//IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 110012003. – 2016.-P. 1–5.
7. Yesyrev O.V., Kupchishin A.I., Abdukhairova A.T., Nauryzbayev M.K., Khodarina N.N. Cherednichenko V.C. Study of the electron irradiation effect on the structure of treatment systems biomaterials// IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 168 012017 – 2017 – P. 1–4.

ЭЛЕКТРОНДЫ ЖӘНЕ ГАММА-СӘУЛЕЛЕНУЛАРДЫҢ АКТИВТІ ШЛАМДЫ ПАРИЦИАЛДЫҚ ТЫҒЫЗДЫҒЫНА ӘСЕР ЕТУІН ЗЕРТТЕУ

[1,2] А.И. Купчишин, [2] М.Н. Ниязов, [2] Б.Г. Таипова, [2] Н.Н. Ходарина

[1] Әл-Фараби атындағы Қазақ Ұлттық Университеті, Алматы, Қазақстан
[2] Абай атындағы Қазақ Ұлттық Педагогикалық Университеті, Алматы, Қазақстан

Оптикалық әдіспен сулы жүйелердегі активті шламды тұндыру жылдамдығына электронды сәулеленудің әсері туралы кешенді эксперименталды зерттеулер жүргізілді. Белсенді шлам (биоматериалдар) параметрлерін анықтау үшін эксперименталды қондырғы құрылды. 25 грамм су баллонына орналастырылған 1 г мөлшеріндегі биоматериал мұқият шайқалды және лазер мен детектор арасында орналастырылды. Алынған тығыздықтың (ρ) (t)-ға тәуелділігі әртүрлі Қызыл және жасыл сәулелену көздері үшін эксперименталды нәтижелердің табиғаты бірдей сипатта болады. Эксперименттік қисықтардың бенсендірілген шмалдардыңтығыздығыныңуақытқа тәуелдігі экспоненциалдықмоделімен қанагаттарының түрде сипатталады.

THE INFLUENCE OF ELECTRON AND GAMMA RADIATION ON THE PARTIAL DENSITY OF ACTIVATED SLUDGE

[1,2] A.I. Kupchishin, [2] M.N. Niyazov, [2] B.G. Taipova, [2] N.N. Khodarina

[1] Kazakh National University by al-Farabi, Almaty, Kazakhstan
[2] Kazakh National Pedagogical University by Abay, Almaty, Kazakhstan

Complex experimental studies on the effect of electron irradiation on the deposition rate of activated sludge in water systems by optical method were carried out. To determine the parameters of activated sludge (biomaterial), an experimental setup was created. Silt in an amount of 1 g, placed in a flask of water with a volume of 25 ml, was carefully shaken and installed between the laser and the detector. The dependence of light intensity (green and red laser lines) on time was removed. The obtained dependences of the density (ρ) on time (t) have the same nature for different radiation sources. The experimental curves of the dependence of the activated sludge density on time are satisfactorily described by the exponential model.

УДК 5353.05

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАСПРЕДЕЛЕНИЙ ПО ГЛУБИНЕ ИНТЕНСИВНОСТИ ПУЧКА ЭЛЕКТРОНОВ В ТЕЛЕ ОБРАБАТЫВАЕМОЙ ПРОДУКЦИИ

[1,2] Купчишин А.И., [2] Тронин Б.А., [2] Ниязов М.Н., [2] Шаханов К.Ш.

[1] Казахский национальный университет им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан
[2] Казахский национальный педагогический университет им. Абая, Алматы, Казахстан

Проведены измерения геометрических и физических параметров обрабатываемой медицинской продукции. Измерена плотность образцов, как в промышленной упаковке, так и в отдельных изделиях. Выполнены экспериментальные исследования по прохождению электронов с энергией 2 МэВ через медицинскую продукцию: вату, шприцы. Получены коэффициенты поглощения электронного пучка для двух материалов (вата, шприцы). Установлено, что при облучении продукции с сторон наблюдается большая равномерность распределения дозы в образцах ваты и шприцев. Из результатов эксперимента следует, что такое облучение приводит к тому, что неравномерность дозы воздействия по толщине образца для ваты составляет порядка 5 %, а для шприцев – 3 %.

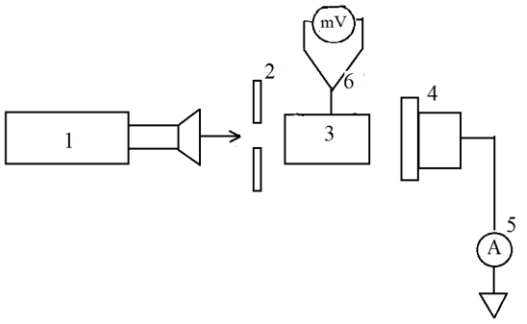
Введение

Проведены работы по модернизации имеющегося экспериментального оборудования по радиационной обработке медицинских материалов и изделий промышленной продукции для здоровья нации Казахстана, созданию ускорительно-промышленного комплекса в физико-технологической лаборатории КазНПУ имени Абая и разработке на нем комплекса радиационно-химических технологий обработки медицинской и другой продукции. В ускорительном, модуляторном и пультовом залах импульсного линейного ускорителя высокоэнергетических электронов проведены экспериментальные технические работы по совершенствованию имеющихся блоков экспериментального оборудования. В зависимости от типа, энергии налетающих частиц, атомного номера мишени, температуры материала и др. в медицинских материалах происходят различные довольно сложные процессы, начиная от взаимодействия первичных частиц с электронами и атомами среды, рассеяния частиц, возбуждения атомов, образования первичных и вторично-выбитых атомов и завершая различными превращениями, аномальными явлениями, экзотическими эффектами [1–3]. Несмотря на широкий спектр прикладных работ, большого количества работ по моделированию на ЭВМ радиационных процессов, общей теории радиационных дефектов, к сожалению, пока еще не существует. В связи с этим любые попытки создать практическую модель какого-либо технологического процесса представляются очень важными. Например, в случае прохождения электронов с энергией 6 МэВ через конденсированные среды происходит около 10 тысяч взаимодействий первичных электронов с электронами атомов среды [4–6]. В случае ионов это цифра еще больше. Естественно, проследить детально процесс прохождения частиц через вещество на настоящем этапе исследований практически невозможно. В последние годы, ионизирующие излучения широко применяются в Казахстане, СНГ и странах дальнего зарубежья. В частности, развитие получили электронно-лучевые технологии обработки медицинских инструментов и материалов, начаты работы по радиационной стерилизации ваты, бинтов, консервантов и т.д. Традиционный лазерный метод обработки изделий по сравнению с электронно-лучевым требует больших затрат энергии и обладает низким КПД. Настоящая работа посвящена экспериментальным исследованиям распределений по глубине интенсивности пучка электронов в теле обрабатываемой продукции.

Методика эксперимента

В опытах в качестве образцов исследовалась хирургическая вата с размерами: диаметр – 7 см., длина – 10 см., а также шприцы в упаковке размерами 18×31×10 см. Для проведения облучения образцы ваты разрезались на диски диаметром 7 см и толщиной: 1 см, 2,5 см, 10 см. Облучение велось на ускорителе ЭЛУ-6 АГУ им. Абая, имеющего следующие параметры: (1) энергия электронов $E_{ср}$ = 2 МэВ; (2) полный ток I = 1500 мкА; (3) частота посылок импульсов ν = 200 Гц; (4) потребляемая мощность – 75 кВт.

Для проведения эксперимента создана экспериментальная установка, блок-схема, которой приведена на рисунке 1.



1 – ускоритель электронов; 2 – коллимационное устройство; 3 – исследуемый образец; 4 – детектор (цилиндр Фарадея); 5 – измеритель тока; 6 – термопара (медь-константан) с миливольтметром

Рисунок 1. Блок-схема экспериментальной установки для исследования распределения потоков электронов в теле медицинской продукции

Установка состоит из следующих блоков: (1) ускоритель; (2) коллимационное устройство; (3) исследуемый образец; (4) детектор; (5) измеритель тока; (6) измеритель температуры. В качестве коллимационного устройства использовался металлический лист с отверстием диаметром 1 см, в качестве детектора – цилиндр Фарадея, в качестве измерителя тока – микроамперметр, в качестве измерителя температуры – термопара медь-константан.

Место размещения облучаемого образца находилось из предварительных исследований пространственного поля интенсивности электронов. Максимальная плотность тока ограничивалась температурой равной 30 °С, которая контролировалась термопарой и составляла в нашем случае j = 0.6 мкА/см^2. Исследуемые образны из ваты и шприцов размещались между коллиматором и детектором на расстоянии 30 см от выходного окна ускорителя. Микроамперметр размещался в пультовом зале, где происходила регистрация тока электронов, прошедших через поглотитель.

Расчет поглощенной дозы проводился по формуле:

$$D = dE/d\xi\tau j\ 10^3\ (\text{Гр}), \qquad (1)$$

где $dE/d\xi$ – полные потери энергии электронов, Гр·см^2/мкА·сек; τ – время облучения, сек; j – плотность тока, мкА/см^2.

Плотность исследуемых материалов находилась следующим образом.

Проводились геометрические замеры продукции и ее вес. Далее находилась плотность вещества. Для нашей продукции плотность была равна: для ваты – P = 0,25 гр/см^3; для шприцев – P = 0,129 гр/см^3.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Результаты измерений представлены в таблицах 1 и 2 и в виде графиков (рисунки 2, 3). Измерения проводились многократно.

Таблица 1. Зависимость интенсивности пучка электронов от глубины материала (вата)

l (см)		0	1	2,5	5	10
I (мкА)	1	5,6	3,65	1,65	1,15	0,9
	2	5,7	3,75	1,75	1,25	1
	3	5,8	3,85	1,85	1,35	1,1
Ln I		1,74	1,32	0,56	0,22	0,1

Таблица 2. Зависимость интенсивности пучка электронов от глубины материала (шприцы)

l (см)		0	10	18	31
I (мкА)	1	5,6	4,0	2,5	2,0
	2	5,7	4,1	3	2,1
	3	5,8	4,2	3,1	2,2
Ln I		1,74	1,4	1,1	0,74

Результаты зависимости I от толщены l поглотителя в логарифмическом масштабе приведены на рисунке 3. Коэффициент поглощения (расчет) для ваты при этом составляет К = 0,118 см^2/г, для шприцов К = 0,0045 см^2/г. Видно, что как для ваты, так и для шприцев интенсивность пучка электронов убывает с глубиной. Для получения равномерного распределения дозы облучение нужно проводить с двух сторон.

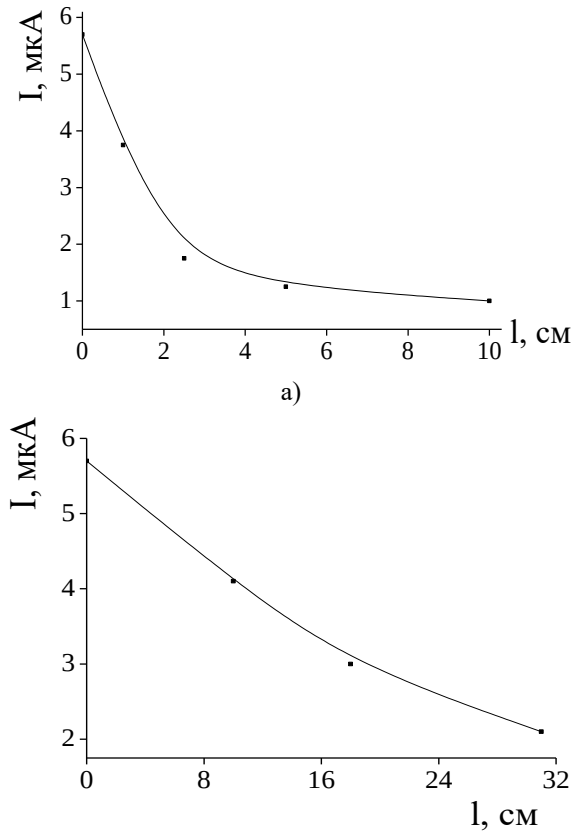


Рисунок 2. Зависимость интенсивности пучка электронов от глубины для ваты (а) и для шприцев (б)

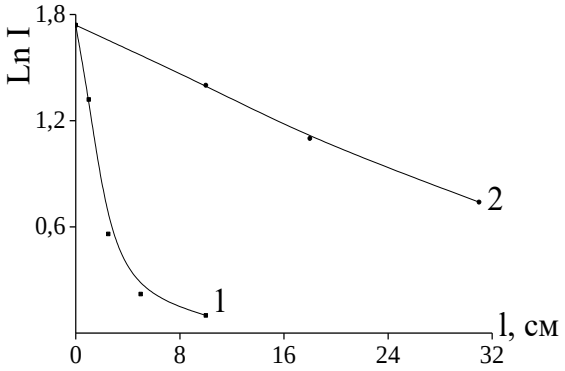


Рисунок 3. Зависимость Ln I от глубины для ваты (кривая 1) и шприцев (кривая 2)

Как видно из полученных результатов, плотность медицинской материи для шприцев меньше, чем для ваты, почти в два раза. Поглощение электронов средой происходит приблизительно по экспоненциальному закону. При толщине ваты 1 см происходит практически полное поглощение пучка электронов.

Облучение ваты и шприцев с двух сторон приводит к тому, что неравномерность в распределении дозы составляет 5 и 3 % соответственно.

Выводы

1. Проведены измерения геометрических и физических параметров обрабатываемой медицинской продукции. Измерена плотность образцов, как в промышленной упаковке, так и в отдельных изделиях.

2. Выполнены экспериментальные исследования по прохождению электронов с энергией 2 МэВ через медицинскую продукцию: вату, шприцы. Получены зависимости интенсивности пучка электронов от толщены поглотителя непосредственно в теле ваты и шприцев. Получены коэффициенты поглощения электронного пучка для двух материалов (вата, шприцы).

3. Установлено, что при облучении продукции с одной стороны наблюдается большая неравномерность распределения дозы в образцах ваты и шприцев. Этот недостаток можно устранить, обрабатывая образцы с двух противоположных направлений. Из результатов эксперимента следует, что такое облучение приводит к тому, что неравномерность дозы воздействия по толщине образца для ваты составляет порядка 5 %, а для шприцев – 3 %.

Литература

1. Гримальский Б.В., Иванов М.С., Купчишин А.И., Купчишин А.А., Салиходжаев А.А., Тронин Б.А. и др. Ускорители заряженных частиц и рентгеновские приборы/ Учебное пособие. – Алматы. – 1999. – С. 4–91.
2. Забаев В.Н. Применение ускорителей в науке и промышленности: учебное пособие. – Томск: Изд-во ТПУ, 2008. – 195 с.
3. Каминский В.И., Лалаян М.В., Собонин Н.П. Ускоряющие структуры: учеб. пособие для вузов. – М.: МИФИ, 2005. – 294 с.
4. Собенин Н.П., Болгов Р.О., Гусарова М.А., Каминский В.И., Лалаян М.В. Перспективные ускоряющие структуры с прецизионными параметрами. – М.: НИЯУ МИФИ, 2013. – 188 с.
5. Винтезенко И. Линейные индукционные ускорители для релятивистских СВЧ-приборов. – Издательство: «Физматлит», 2012. – 408 с.
6. Акатов А.А., Коряковский Ю.С. Ядерная энергия на службе человечества. – М.: изд. Общественный совет Госкорпорации «Росатом», 2011. – 24 с.

ӨҢДЕЛЕТІН ӨНІМНІҢ ДЕНЕСІНДЕ ЭЛЕКТРОНДАРДЫҢ ШОҒЫРЫНЫҢ ҚАРҚЫНДЫЛЫҚ ТЕРЕҢДІГІ БОЙЫНША ТАРАЛУЫН ЭКСПЕРИМЕНТТІК ЗЕРТТЕУ

[1,2)] А.И. Купчишин, [2)] Б.А. Тронин, [2)] М.Н. Ниязов, [2)] К.Ш. Шаханов

[1)] Әл-Фараби атындағы Қазақ Ұлттық Университеті, Алматы, Қазақстан
[2)] Абай атындағы Қазақ Ұлттық Педагогикалық Университеті, Алматы, Қазақстан

Өңделетін медициналық өнімнің геометриялық және физикалық параметрлерін өлшеу жүргізілді. Өнеркәсіптік қаптамада да, жекелеген бұйымдарда да үлгілердің тығыздығы өлшенген. Медициналық өнімдер: мақта, шприцтер арқылы 2 МэВ энергиясымен электрондарды өткізу бойынша тәжірибелік зерттеулер жүргізілді. Екі материал (мақта, шприцтер) үшін электрондық шоғырдың жүту коэффициенттері алынды. Өнімдерді сәулелендірген кезде мақта мен шприц үлгілеріндегі үлкен болу дозасы байқаланды. Эксперимент нәтижесінен мұндай сәулелендіру мынағалуы желеді. Мақта үшін үлгі қалыңдығы бойынша әсер ету дозасының біркелкі еместігін 5 %, ал шприцтер үшін – 3 % құрайды.

EXPERIMENTAL STUDIES OF THE DISTRIBUTIONS OF THE DEPTH INTENSITY OF THE ELECTRON BEAM IN THE BODY OF THE TREATED PRODUCTS

[1,2)] A.I. Kupchishin, [2)] B.A. Tronin, [2)] M.N. Niyazov, [2)] K.Sh. Shahanov

[1)] Kazakh National University by al-Farabi, Almaty, Kazakhstan
[2)] Kazakh National Pedagogical University by Abay, Almaty, Kazakhstan

The measurements of geometrical and physical parameters of the processed medical products were carried out. The density of samples was measured both in industrial packaging and in individual products. Experimental studies on the passage of electrons with an energy of 2 MeV through medical products: cotton wool, syringes. The absorption coefficients of the electron beam for two materials (cotton wool, syringes) are obtained. It was found that when irradiating products from the sides there is a greater uniformity of dose distribution in samples of cotton wool and syringes. From the results of the experiment it follows that such irradiation leads to the fact that the unevenness of the dose of the impact on the thickness of the sample for cotton wool is about 5 %, and for syringes – 3 %.

УДК 5353.05

ИССЛЕДОВАНИЕ СВОЙСТВ ДОННЫХ ОТЛОЖЕНИЙ ВОДОЕМОВ НА ОПТИЧЕСКОЙ УСТАНОВКЕ

[1,2] Купчишин А.И., [1] Ниязов М.Н., [1] Таипова Б.Г., [1] Ходарина Н.Н.

[1] Казахский национальный педагогический университет им. Абая, Алматы, Казахстан
[2] Казахский национальный университет им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан

Разработана установка для изучения свойств донных отложений водных объектов оптическим методом. Из полученных кривых зависимости плотности (*I*) от времени (t) выявлены закономерности, имеющие одинаковую природу для различных источников излучения. Приведенные интенсивности красных и зеленых лучей в зависимости от времени практически одинаковы, следовательно, и воздействие этих излучений на донные отложения подобное. Кривые зависимости интенсивности (*I*) от времени (*t*) удовлетворительно описаны в рамках предложенной авторами экспоненциальной (каскадно-вероятностной) модели. Материал, облученный в 2016 году менее активный, чем материал, облученный в 2018 году. Причиной такого поведения является частичное вымирание микроорганизмов в течение двух лет в контейнерах. Поток гамма-излучения в свою очередь повышает активность биоматериала сразу же после его облучения.

Введение

Одной из важных экологических проблем является защита окружающей среды и сохранение устойчивого развития промышленности. В последнее время всё больше и больше внимания уделяется изучению условий осадконакопления в озёрах, как фактора, объективно зависящего от состояния водоёма и отражающего происходящие в нём процессы [1]. Расширение областей использования природных ресурсов, внедрение новых и модернизации имеющихся технологий, увеличение производства в энергетике, промышленности, сельском хозяйстве, строительстве, на транспорте привели к глобальной экологической проблеме чистоты вод, донных отложений (ДО) и использованию прибрежных материалов в народном хозяйстве [2, 3]. Процесс накопления тяжелых металлов в донных отложениях внутренних водоемов, рек и каналов обусловлен достаточно высоким содержанием в них фосфат-ионов, которые, связывая тяжелые металлы, труднорастворимые соединения, приводят к их переходу в ДО [4, 5]. На локальных очистных сооружениях для извлечения тяжелых металлов из сточных вод используют различные методы: осаждение щелочными реагентами, адсорбцию, ионный обмен, иногда биологическую очистку. В очищенных сточных водах содержание тяжелых металлов не достигает нуля при использовании широко распространенных методов очистки. Неочищенные воды попадают в канализацию, на городские очистные сооружения. Некоторая их часть приникает в природные водоемы, куда также поступают и загрязненные ливневые стоки, что и приводит к загрязнению ДО природных водоемов [6, 7]. Степень очистки донных отложений и биоматериалов во многом определяется скоростью их осаждаемости и объясняется иловым индексом, так как микроорганизмы участвует в естественной очистке водоемов. Хорошо осаждающиеся материалы имеют индекс около 60 мл/г, менее плотный 80–90 мл/г, а индекс выше 300 мл/г свидетельствует о нарушении работы очистного сооружения [8–10]. При этом, чем меньше времени нужно образцам на оседание, тем лучше их показатель очистки водоема. Настоящая работа посвящена разработке установки для исследования свойств донных отложений и других биоматериалов водоемов оптическим методом.

Методика эксперимента

Схема установки для исследования свойств ДО оптическим методом показана на рисунке 1. Установка состоит из лазерного источника, в который входят лазер красного цвета; детектора излучения, в качестве которого используется фотодиодный датчик с диапазоном измерения от 0 до 15000 Люкс; электронного блока корейской фирмы *Science cube* (это измерительная цифровая лаборатория нового поколения); стоек и различных держателей.

Донные отложения озера-накопителя Сорбулак, помещенные в колбу с водой объемом 25 мл, тщательно взбалтывались и устанавливались между лазером и детектором. Было установлено, что свойства донных отложений зависят от концентрации, поэтому определение илового индекса проводят при постоянной дозе, равной 30 г/л. Если анализируемая смесь имеет дозу меньше 3 г/л, то необходимо его сгущение, а если доза больше указанной, то происходит его разбавление. Соответственно масса донных отложений в колбе составляла 0,75 г. Снималась зависимость интенсивности (освещенности) света (зеленые и красные линии лазера) от времени. Время проведения эксперимента равно 150 секундам. Причем мощность красного излучения для данного лазера в 2,4 раза больше, чем для зеленого.

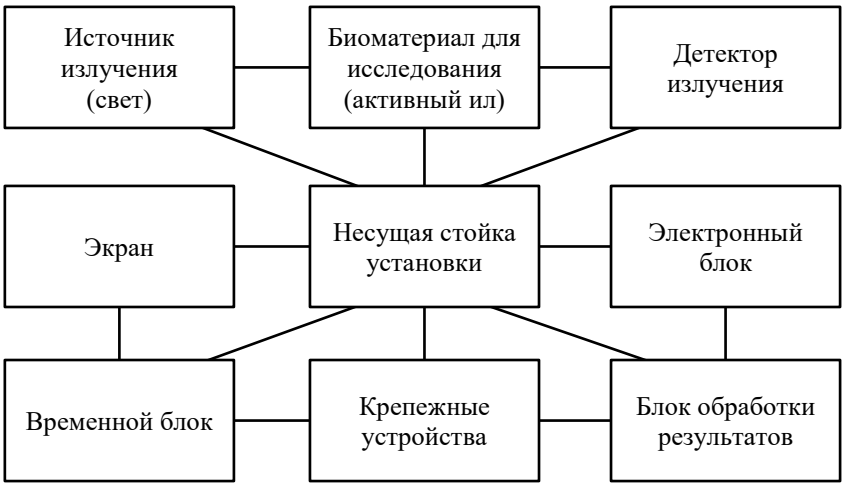


Рисунок 1. Схема эксперимента по прохождению излучений через биоматериал

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Проведены экспериментальные исследования свойств донных отложений оптическим методом. Получено, что полное оседание происходит в течение около 80–100 секунд. На рисунке 2 показаны временные зависимости интенсивности красного и зеленого лазерных излучений, приведенные к одной мощности.

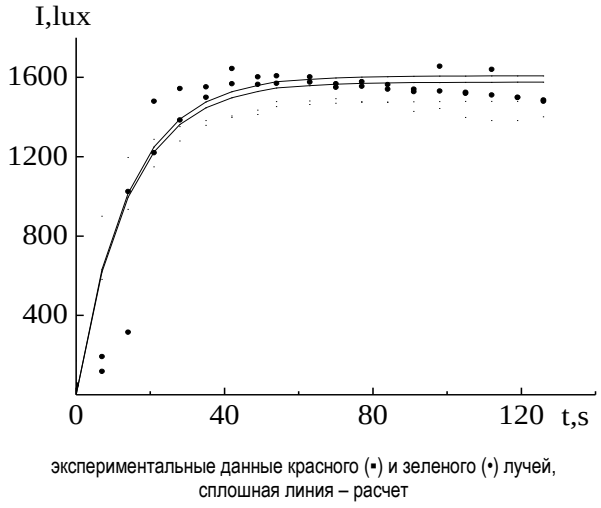


Рисунок 2. Сравнение временных зависимостей приведенных интенсивностей красного и зеленого лазерного излучений при их прохождении через донные отложения

Как следует из этих рисунков, величина интенсивности растет со временем, сначала в интервале времени 0–20 секунд – резко возрастает, а затем постепенно выходит на насыщение. При сравнении параметров интенсивности красного и зеленого лазерных излучений было установлено, что первичные (с разной мощностью) кривые зависимости I от t отличаются, в связи с разной мощностью излучения, в 2,4 раза. Для того чтобы убедиться в малой погрешности проведенных опытов, а также проверить, одинаково ли воздействие двух излучений на образцы материала, было проведено сравнение интенсивностей при одинаковых условиях (приведенных мощностях) облучения. Из рисунка 2 видно, что интенсивность красных и зеленых лучей в зависимости от времени практически одинаковы, следовательно, в первом приближении, и воздействие этих излучений на донные отложения подобное. После проведения ряда опытов и расчетов было установлено, что погрешность экспериментов составляет ~3 %.

Экспериментальные данные объяснены в рамках предложенной авторами экспоненциальной (каскадно-вероятностной) модели [11]:

$$I = I_0\left(1-\exp\left(-t/t_0\right)\right),$$

где I_0 – интенсивность при полном оседании донных отложений, а t_0 – время, в течение которого величина $I / I_0 - 1$ материала уменьшается в e раз. Для данного исследования $t_0 = 12$ секунд. Как следует из рисунка, расчетные зависимости удовлетворительно описывают полученные экспериментальные кривые.

Проведено сравнение экспериментальных данных экспериментов облученных донных отложений в 2016 и 2018 годах образцов между собой. Можно сказать, что изменение поведения микроорганизмов после облучения потоком высокоэнергетических электронов в разные годы произошло незначительно. Это объясняется их истреблением после облучения электронами большой дозой в течение длительного времени (500 кГр, 77 минут). Поток гамма-излучения в свою очередь повышает активность биоматериала сразу после его облучения (по данным опытов, проведенных в 2018 году). Материал, облученный в 2016 году, менее активен. Причиной такого поведения может быть частичное вымирание микроорганизмов в течении двух лет в контейнерах.

Выводы

1. Из кривых зависимости плотности (I) от времени (t) получены закономерности, для разных источников излучения. В интервале времен 0–20 секунд интенсивность резко возрастает, а при t >20 с. постепенно выходит на насыщение. Причем погрешность составляет ~3 %.

2. Приведенные интенсивности красных и зеленых лучей в зависимости от времени практически одинаковы, следовательно, и воздействие этих излучений на донные отложения подобное.

3. Кривые зависимости интенсивности (I) от времени (t) удовлетворительно описываются в рамках предложенной авторами экспоненциальной (каскадно-вероятностной) модели.

4. Материал, облученный в 2016 году, менее активен, чем материал, облученный в 2018 году. Причиной такого поведения может быть частичное вымирание микроорганизмов в течение двух лет в контейнерах. Поток гамма-излучения в свою очередь повышает активность биоматериала сразу после его облучения.

Литература

1. Хотинский Н. А. Голоцен Северной Евразии. М.: Наука, 1977. 200 с.; Пульсирующее озеро Чаны. – Л.: Наука, 1982. – 304 с.; История озер Севера Азии (Серия: История озер). – СПб.: Наука, 1995.
2. Захтаева Н.В., А.С. Шеломков Активный ил как управляемая экологическая система. – М.: Экспо-медиа-пресс., 2013. – 650 с.
3. Бенина Н.Н. Экология инфузорий активного ила // Экология морских и пресноводных свободноживущих простейших/ Сб. науч. трудов. – Л.: Наука, 1990. – С. 143–153.
4. Чекренев, С.А. Извлечение тяжелых металлов из активного ила / С.А. Чекренев, В.П. Панов, Ю.Шрам II Всероссийская научно-техническая конференция студентов и аспирантов "Проблемы экономики и прогрессивные технологии в текстильной, легкой и полиграфической отраслях промышленности". – СПб. СПГУТД, 2004. – С. 90–91.
5. Чекренев, С.А. К проблеме утилизации донных отложений городских рек, каналов и других водоемов/ С.А. Чекренев, В.П. Панов II Научно-производственный журнал «Вестник ДИТУД». – 2006. – №4 (30). – С. 39–41.
6. Отмахов. В.И. Методика оценки экологической безопасности водного бассейна по загрязнению донных отложений // Известия Томского политехнического университета. – 2003. – Т. 306, № 6. – С. 39–41.
7. Нестеров Е.М., Морозов Д.А. Политехнические обстановки развития окружающей среды о. Валаам по данным геохимии озерных отложений // Известия Российского государственного педагогического университета им. А. И. Герцена. – 2012. – № 153. – С. 93–104.
8. Иванов Д.В., Зиганшин И.И., Осмелкин Е.В. Региональные фоновые концентрации металлов в донных отложениях озер Республики Татарстан // Ученые записки Казанского Государственного университета. Естественные науки. – 2010. – Том 152, кн. 1. – С. 185–191.
9. Ibragimova N.A., Esyrev O.V., Zhantuarova Z.R., and Biyasheva Z.M. Comprehensive Assessment of Waste Water Pollution Rate in Almaty City, Kazakhstan. International Journal of Environmental Science and Development. – 2016. – Vol. 7, No. 6.– С. 420–424.
10. Esyrev O.V., Kupchishin A.A., Kupchishin A.I., Voronova N.A. Optical research of biomaterials of sorbulak// IOP Conf. Series: Material Science and Engineering 110 012036. – 2016. – P. 1–5.
11. Kupchishin A.I, Niyazov M.N., Voronova N.A., Kirdiashkin V.I., Abdukhairova A.T. The effect of temperature, static load and electron beam irradiation on the deformation of linear polymers// IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 168 012016. – 2017. – P. 1–4.

ОПТИКАЛЫҚ ҚОНДЫРҒЫДА СУ ҚОЙМАЛАРЫНЫҢ ТҮПТІК ШӨГІНДІЛЕРІНІҢ ҚАСИЕТТЕРІН ЗЕРТТЕУ

[1,2] А.И. Купчишин, [1] М.Н. Ниязов, [1] Б.Г. Таипова, [1] Н.Н. Ходарина

[1] Абай атындағы Қазақ Ұлттық Педагогикалық Университеті, Алматы, Қазақстан
[2] Әл-Фараби атындағы Қазақ Ұлттық Университеті, Алматы, Қазақстан

Су объектілерінің су түбі шөгінділерінің қасиеттерін оптикалық әдіспен зерттеу үшін қондырғы әзірленді. Алынған қисық түзудің тығыздықтың (I) уақыттан тәуелдігі (t) әртүрлі сәулелену көздері үшін бірдей табиғаты бар заңдылықтар анықталды. Келтірілген қызыл және жасыл сәулелердің қарқындылығы уақытқа байланысты іс жүзінде бірдей, демек, осы сәулелердің түптік шөгінділерге әсері ұқсас. (I) қарқындылықтың (t) уақытқа тәуелділік қисықтары авторлардың ұсынған экспоненциалды (каскадты-ықтималдық) моделі шеңберінде қанағаттанарлық сипатталған. 2016 жылы сәулеленген материал 2018 жылы сәулеленген материалға қарағанда белсенді емес. Мұндай мінез-құлықтың себебі контейнерлерде екі жыл бойы микроорганизмдерді ішінара жуу болып табылады. Гамма-сәулелену ағыны өз кезегінде биоматериалдың белсенділігін сәулеленгеннен кейін бірден арттырады.

THE STUDY OF THE PROPERTIES OF BOTTOM SEDIMENTS ON THE OPTICAL INSTALLATION

[1,2)] A.I. Kupchyshyn, [1)] M.N. Niyazov, [1)] B.G. Taipova, [1)] N.N. Hodarina

[1)] Kazakh National Pedagogical University by Abaya, Almaty, Kazakhstan
[2)] Kazakh National University by al-Farabi, Almaty, Kazakhstan

A facility for studying the properties of bottom sediments of water bodies by optical method has been developed. From the obtained curves of dependence of density (I) on time (t) the regularities having the same nature for different radiation sources are revealed. Given the intensity of red and green rays, depending on the time, are almost the same, therefore, the effect of these radiations on the bottom sediments is similar. The curves of intensity (I) versus time (t) are satisfactorily described in the framework of the exponential (cascade-probabilistic) model proposed by the authors. Material irradiated in 2016 is less active than material irradiated in 2018. The reason for this behavior is the partial extinction of microorganisms within two years in containers. The flux of gamma radiation in turn increases the activity of the biomaterial immediately after its irradiation.

УДК 535.37:537.312:539.16.04

ДЕФОРМАЦИОННЫЕ ЗАВИСИМОСТИ ПОЛИМЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ ОТ ДОЗЫ ЭЛЕКТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ

[1,2] Купчишин А.И., [1] Таипова Б.Г., [1] Воронова Н.А., [1] Сущих А.М.

[1] Казахский национальный педагогический университет им. Абая, Алматы, Казахстан
[2] Казахский национальный университет им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан

В данной работе рассмотрено влияние облучения высокоэнергетическими электронами, нагрузки и температуры на механические свойства майларовых пленок. Разработана простейшая физическая модель. Исследования показали, что с ростом дозы электронного облучения до 10^4 Гр наблюдается медленное уменьшение деформации для Майлара, а дальнейшее увеличение до 10^6 Гр приводит к резкому её убыванию. При этом с повышением температуры увеличивается относительное удлинение более чем на 50 %, связанное с ростом деструкционных процессов в материале. Зависимости деформации и напряжения от дозы электронного облучения описываются экспоненциальными функциями и удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными.

Введение

Воздействие различных видов радиации на полимеры приводит к изменению их дефектной структуры и, как следствие, физико-химических свойств [1–4]. Особый интерес к радиационно-стойким полимерам проявляет атомная, космическая, военная промышленности, электро- и радиотехнические производства. Перед материаловедением стоит задача по установлению природы создания и эволюции дефектов, связи радиационно-индуцированных превращений с изменением характеристик материалов [5]. Воздействие мощных пучков заряженных частиц приводит к пространственному превращению вещества, изменению молекулярного веса макромолекулы, а также накоплению одних и исчезновению других типов химических связей и т.д. Диапазон применения лавсанов очень широк и связан с его физическими характеристиками. Деформационные характеристики этих материалов информативны и чувствительны к воздействию электронного облучения, а также к структурным переходам в этих системах, что позволяет регулировать и целенаправленно изменять параметры межмолекулярного взаимодействия. Перестройка надмолекулярной структуры приводит к разнообразию свойств полимерного материала, приводящих к улучшению или ухудшению его конкретных технических характеристик [6]. Природа и температура облучения полимеров влияет на процессы сшивания, деструкции, образование химически ненасыщенных связей и газообразных продуктов. В работе [7] исследования по изучению влияния электронного облучения на механическую прочность различных полимерных пленок показали, что из всех выбранных веществ полиэтилентерефталатный материал более прочный и стойкий к электронному излучению. ПЭТФ – это синтетический полимер, содержащий в молекуле терефталатную группу, он относится к линейным полиэфирам и обладает более высокой кристалличностью структуры. Присутствие регулярно расположенных в цепи, усиливающих межмолекулярные взаимодействия полярных групп – *O – CO* –, формируют жесткость материала [8]. Широкий диапазон применения лавсанов связан с его физическими характеристиками, в частности с использованием окислителей, фоторадиации и др. Лавсановые пленки, как и полиимидные, имеют свою нишу при изготовлении электроизоляции, пленок, волокон и т.д.

Исследование процессов механической и термомеханической деформаций в полимерных материалах при облучении высокоэнергетическими электронами представляет научно-практический интерес. Деформационные характеристики таких материалов информативны и чувствительны к воздействию электронного облучения, а также к структурным переходам в этих системах, что позволяет регулировать и целенаправленно изменять параметры межмолекулярного взаимодействия.

Методика эксперимента

Объект исследования – полиэтилентерефталатная промышленная пленка производства США (типа Maylar) шириной 5 мм, рабочей длиной 50 мм, толщиной 100 мкм. Облучение образцов производилось на воздухе при 20 °С на ускорителе электронов типа ЭЛУ-6 с энергией 4 МэВ, плотностью тока 0,5 мкА/см^2, длительностью импульсов 5 мкс при частоте их повторения 200 Гц. Поглощенные дозы (D) составляли: 0–10^6 кГр. Пленочные образцы испытывались на одноосное растяжение при нормальных условиях вплоть до разрыва (при T = 20±2 °С, относительной влажности воздуха 45±5 %). Полученные данные эксперимента передавались непосредственно в таблицы Excel и прошли требуемую математическую обработку (система Mathematica 5).

Обсуждение результатов

Получены зависимости относительного удлинения (ε) от дозы облучения *D* при различных температурах. Увеличение дозы электронного облучения до 10^4 Гр для температур 293, 393 и 473 К зафиксировало медленное уменьшение относительного удлинения. Дальнейший рост дозы до 10^6 Гр приводит к резкому падению относительного удлинения до 0, связанному с усиливающимися процессами деструкции.

Аналогичная зависимость имеет место и для напряжения $\sigma(D)$. Для интервала температур 293–473 К значения ε изменяются на 50 %, а σ – примерно в 2 раза.

Рассмотрена простейшая физическая модель [9]:

$$\varepsilon = \varepsilon_0 \exp\left(-\frac{D}{D_0}\right).$$

Результаты расчетов приведены в таблице 1. Видно неплохое согласие расчетов с экспериментальными данными.

Таблица 1. Зависимость относительного удлинения пленок типа Майлар от дозы электронного облучения при различных температурах

D, Гр	T = 293 К		T = 393 К		T = 473 К	
	ε'эксп, %	ε'расчет, %	ε'эксп, %	ε'расчет, %	ε'эксп, %	ε'расчет, %
0	70	75	120	120	130	135
$4\cdot10^3$	73	74,83	119	119,6	133	134,6
10^4	75	73,3	118	116	127	130,6
$8\cdot10^4$	76	65,2	117	97,9	120	110,7
$4\cdot10^5$	10	10,04	10	30,9	10	35,9

Напряжение, создаваемое в полимере под действием внешних нагрузок, распространяется с определенной скоростью от точки приложения силы вдоль образца, и точкой разрыва пленки при этом является ближайший к месту приложения нагрузки ослабленный фрагмент. При больших дозах слабосвязанные фрагменты установочных элементов и рост температуры резко снижают механическую прочность полимера. Облучение воздействует на аморфную фазу материала, и деструкция происходит по главной цепи, поскольку в ней возникают высокие напряжения.

Майлар обладает сложным гетерогенным строением со значительной долей межфибриллярных аморфных областей, разделяющих смежные микрофибриллы, наряду с внутрифибриллярными аморфными прослойками [10]. В первую очередь, облучение воздействует на аморфную фазу материала [11, 12]. Деструкция происходит, в основном, по главной цепи, поскольку в ней возникают высокие напряжения.

Таким образом, влияние электронного облучения, нагрузки и температуры на механические свойства майларовых пленок очень существенно и описывается в рамках экспоненциальных моделей.

Выводы

1. Установлено, что с ростом дозы электронного облучения до 10^4 Гр протекает медленное уменьшение деформации для Майлара, а дальнейшее увеличение до 10^6 Гр приводит к резкому его убыванию. Повышение температуры увеличивает относительное удлинение более чем на 50 %, связанное с ростом деструкционных процессов в материале.
2. Физическая модель по зависимости деформации от дозы электронного облучения, удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными. Кривые зависимости $\varepsilon(D)$ для Майлара описываются экспоненциальными функциями, причем с ростом температуры деформация растет.

Литература

1. Кудайкулова С.К., Искаков Р.М., Кравцова В.Д., Умерзакова М.Б., Abadie M., Жубанов Б.А. и др. Полимеры специального назначения. – Алматы, 2006. – 310 с.
2. Брукс Д., Джайлз Дж. Производство упаковки из ПЭТ/ пер. с англ. под ред. О. Ю. Сабсая. – СПб.: Профессия, 2006. – 368 с.
3. Ivchenko V.A. Atomic structure of cascades of atomic displacements in metals and alloys after different types of radiation// IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 110 012003. – 2016. – P. 1–5.
4. Tleukenov Y.O., Plotnikov S.V., Erdybaeva N.K., Pogrebnyak A.D. Studying of nanocomposite films' structure and properties obtained by magnetron sputtering// IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 110 012004. – 2016. – P. 1–5.
5. Kupchishin A.I, Niyazov M.N., Voronova N.A., Kirdiashkin V.I., Abdukhairova A.T. The effect of temperature, static load and electron beam irradiation on the deformation of linear polymers// IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 168 012016 – 2017 – P. 1–4.
6. Радиационная химия полимеров/ Под ред. В.А. Каргина. – М.: Наука, 1973. – 454 с.
7. Герасименко Н.Н., Воронова Н.А., Ковтунец В.А., Таипова Б.Г., Купчишин А.И., Омарбекова Ж.А. Исследование механических свойств полимерных пленок при воздействии на них статической нагрузки и температуры // Известия вузов. Материалы электронной техники. – 2003. – С. 6–12.
8. Уайт Дж.Л., Чой Д.Д. Полиэтилен, полипропилен и другие полиолефины. – Спб.: Профессия, 2006. – 368 с.
9. Kupchishin A.I., Taipova B.G., Kupchishin A.A., Voronova N.A., Kirdyashkin V.I., Fursa T.V. Catastrophic models of materials destruction// IOP Conf. Series: Material Science and Engineering. 110. 012037. – 2016. – P. 1–5.
10. Лайус Л.А., Слуцкер А.И., Гофман И.В., Гиляров В.Л. Взаимосвязь характеристик обратимых термических и силовых деформаций в твердых телах различной структуры// Физика твердого тела. – 2004. – Т. 46, вып. 6. – С. 1115–1122.
11. Кудашев С.В., Урманцев У.Р., Селезнева Г.В., Рахимова Н.А., Желтобрюхов В.Ф. Поверхностная модификация гранул полиэтилентерефталата фторсодержащими уретанами// Журнал прикладной химии. – 2012. – Т. 85, вып. 11. – С. 1860–1866.
12. Fisher W., Korelli J. Effect of ionizing radiation of the chemical composition, crystalline content and structure and flow properties of PTFE// Ibid. – 1981. – Vol. 19, № 10. – P. 2465–2493.

ПОЛИМЕРЛІК МАТЕРИАЛДАРДЫҢ ЭЛЕКТРОНДЫҚ СӘУЛЕЛЕНУ ДОЗАСЫНА ДЕФОРМАЦИЯЛЫҚ ТӘУЕЛДІЛІГІ

[1,2)] А.И. Купчишин, [1)] Б.Г. Таипова, [1)] Н.А. Воронова, [1)] А.М. Сущих

[1)] Абай атындағы Қазақ ұлттық педагогикалық университеті, Алматы, Қазақстан
[2)] әл-Фараби атындағы Қазақ ұлттық университеті, Алматы, Қазақстан

Бұл жұмыста жоғары энергетикалық электрондармен сәулеленудің, майлар пленкаларының механикалық қасиеттеріне жүктемелерның мен температураның әсері қарастырылды. Қарапайым физикалық модель әзірленді. Зерттеулер электронды сәулелену дозасының 10^4 Гр дейін өсуімен майлар үшін деформацияның баяу азаюы байқалатынын көрсетті,ал одан әрі 10^6 Гр дейін артуы оның күрт төмендеуіне әкеледі. Бұл ретте температураның жоғарылауымен материалдағы деструкциялық процестердің өсуімен байланысты салыстырмалы ұзаруы 50 % – дан асады. Деформация мен кернеудің электрондық сәулелену дозасынан тәуелділігі экспоненциалды функциялармен сипатталады және эксперименттік деректермен қанағаттанарлық деңгейінде сәйкес келіді.

DEFORMATION DEPENDENCE OF POLYMER MATERIALS ON THE DOSE OF ELECTRONIC RADIATION

[1,2)] A.I. Kupchishin, [1)] B.G. Taipova, [1)] N.A. Voronova, [1)] A.M. Sushchikh

[1)] Kazakh National Pedagogical University named after Abai, Almaty, Kazakhstan
[2)] Kazakh National University named after al-Farabi, Almaty, Kazakhstan

In this paper we consider the effect of high-energy electron irradiation, load and temperature on the mechanical properties of Mylar films. The simplest physical model is developed. Studies have shown that with an increase in the dose of electron irradiation to 10^4 Gy, there is a slow decrease in deformation for Mylar, and a further increase to 10^6 Gy leads to a sharp decrease in it. At the same time, with increasing temperature, the relative elongation increases by more than 50 %, associated with the growth of destructive processes in the material. The dependences of strain and stress on the dose of electron irradiation are described by exponential functions and are in satisfactory agreement with experimental data.

УДК 539.16.04

РАЗЛИЧНЫЕ МОДЕЛИ РАЗРУШЕНИЯ ПОЛИМЕРНЫХ МАТЕРИАЛОВ И КОМПОЗИТОВ ЭЛЕКТРОННЫМИ ПУЧКАМИ

[1,2] Купчишин А.И., [1] Таипова Б.Г.

[1] Казахский национальный педагогический университет им. Абая, Алматы, Казахстан
[2] Казахский национальный университет им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан

Работа посвящена изучению влияния различных наполнителей и электронного облучения на физико-механические свойства ряда композиционных пленок, предложены модели разрушения. Исследован композитный материал на основе полиимида (ПИ) с различными концентрациями второго компонента: полиэтилентерефталат, поликарбонат, монтмориллонит, высокотемпературный сверхпроводник и рассмотрена металлизированная с двух сторон полиимидная пленка. Образцы получены методом механического смешения на основе полиимидного лака и растворов второго компонента. Облучение производилось на воздухе при 25 °С на электронном линейном ускорителе типа ЭЛУ-6 с энергией 4 МэВ. Установлено, что введение наполнителей ПЭТФ, ПК, ММ и ВТСП позволяет получать материалы с заданными свойствами. Концентрация добавки, особенности её внутреннего строения, а также технология синтеза определяют особенности физико-механических свойств получаемых композитных материалов.

Электронное облучение у одних композитов вызывает улучшение механических свойств, а у других – ухудшение. Предложены различные модели при одноосном нагружении материалов и наилучшее согласие с экспериментом дает экспоненциальная модель.

Введение

Одно из приоритетных направлений современной физики конденсированного состояния – это изучение закономерностей изменения физико-механических свойств композиционных полимерных материалов в результате различных физических воздействий. Измерение зависимости относительного удлинения от напряжения при растяжении вплоть до предела прочности материалов обладает большой информативностью ввиду высокой чувствительности этой характеристики к структурным переходам в полимерах как облученных, так и необлученных. Систематическое изучение действий различных интенсивностей, доз облучения на полимерные композиты, позволяет проследить эволюцию структуры материала [1, 2]. Особо привлекательно изучение нелинейных эффектов при структурных переходах, связанных с особенностями взаимодействия молекул, при комплексном воздействии механической нагрузки, температуры и облучения на полимеры.

Существуют различные методы модификации новых композитных и гибридных функциональных материалов и систем (варьирование, интегрирование и комбинирование объектов различной природы, оптимизация их пространственной организации и т.д.) [3]. Композиты отличаются широким спектром полезных и уникальных свойств. С помощью их рационального сочетания возможно получение эффективных конструкций с высокой степенью весового совершенства и заданной анизотропией физико-механических характеристик материала. Но не стоит забывать, что заданный характер свойств композитов означает, что наряду с высокими характеристиками в одних направлениях они обладают низкими в других [4].

Особо важную роль в композиционных материалах отводят к матрице, обеспечивающей монолитность, форму изделия и взаимное расположение наполнителя. Наиболее широкое распространение получили полимерные и металлические матрицы.

В зависимости от химического строения, структуры и длины макромолекул полимеров их механические и другие свойства варьируются в широких пределах [5]. Вводимые наполнители тоже весьма разнообразны: волокна, растворы, порошки и т.д., но не все термодинамически совместимы с матрицей. В связи с этим большую роль играет выбор и концентрация второго компонента.

Воздействие различных видов радиации на твердое тело приводит к образованию радиационных дефектов, и воздействие на них особенно в сочетании с другими воздействиями позволяет направленно регулировать свойства твердотельных и других материалов. Отметим, что при облучении в полимерах идут одновременно процессы сшивания и деструкции, т.е. происходит пространственное превращение вещества, которое формирует свойства модифицированного материала. Процесс структурообразование в полимерах достаточно сложен и многообразен и размеры структурных элементов существенно влияют на механические свойства полимеров (чем они крупнее, тем больше напряжение рекристаллизации, хрупкость и меньше пластичность) [10, 11].

Накопленный экспериментально-теоретический материал по радиационным превращениям в полимерах широко применяется в современной науке и технике, а общая теория, описывающая закономерности и механизмы происходящих процессов под действием ионизирующего излучения и прогнозирования их поведения еще не создана. В данной работе изучено

влияние различных наполнителей и электронного облучения на физико-механические свойства ряда композиционных пленок, предложены модели разрушения.

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Объектом исследования выбран композитный материал на основе полиимида (ПИ) с различными концентрациями второго компонента: полиэтилентерефталат (ПЭТФ, лавсан), поликарбонат (ПКАР), монтмориллонит (ММ), высокотемпературный сверхпроводник (ВТСП, иттриевая керамика) и рассмотрена металлизированная с двух сторон полиимидная пленка. Исследуемые образцы изготавливались методом механического смешения на основе полиимидного лака и растворов второго компонента. Рабочая область образцов в виде пленок составляла 50 мм (длина) на 5 мм (ширина). Толщина у полиимида – 35 мкм, у композитных материалов – 70÷140 мкм.

Композиционные материалы предварительно были облучены, затем подвергались механическим испытаниям. Исследуемые образцы облучали на электронном линейном ускорителе типа ЭЛУ-6 на воздухе при 25 °С с энергией 4 МэВ. Средняя плотность тока пучка составляла на образце 0,5 мкА/см^2. Длительность импульсов была равна 5 мкс, частота их повторения – 200 Гц. Доза облучения рассчитывалась по стандартной методике. Одноосное растяжение материалов исследовались на разрывной машине типа РМУ-0,05-1 со скоростью раздвижения зажимов 36,09±0,05 мм/мин. Перемещение захвата, связанного с измерителем, не превышало 0,1 мм. Компьютеризованная установка имела соответствующее программное обеспечение в виде стандартного Windows-приложения. Измерялась зависимость относительного удлинения ε от напряжения σ (вплоть до предела прочности материала).

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

В таблице представлены данные по влиянию наполнителя и облучения на механические свойства полученных композитов. Установлено, что введение наполнителя ПЭТФ и двухсторонняя металлизация полиимида приводит к улучшению механических свойств и термических показателей композита, а добавки ПКАР и ВТСП увеличивают прочностные, но ухудшают пластические свойства.

Таблица. Влияния концентрации наполнителей и облучения на механические свойства

Наполнитель	Механические свойства	Объяснение
ПЭТФ до 5 масс. %	Добавка ПЭТФ приводит к увеличению относительного удлинения в 6 раз, а разрывного напряжения – в 1,5 раза по сравнению с исходным полиимидом	При перемешивании полиимида с полиэтилентерефталатом наполнитель заполняет поры в матрице, тем самым фиксирует молекулы лавсана и полиимида, т.е. происходит структурирование цепей полиимида пластичным каркасом полиэтилентерефталата.
0,1 мас.% ВТСП	Введение наполнителя ведет к резкому увеличению прочности на 28 % (необлученный) и 45 % (облученный 250 кГр); уменьшению пластичности в 4,5 раза для необлученного образца, для облученного в ~6 раз.	Увеличение предела прочности композитных пленок системы ПИ+ВТСП после облучения связано с усилением взаимодействия граничных слоев матрицы с поверхностью наполнителя.
ММ	Увеличивает относительное удлинение на 18 % и уменьшает прочность на 22 %.	В наполнителе содержится межслоевая вода. По технологии приготовления КМ осуществляется перемешивание полиимида с монтмориллонитом при 170 °С, что способствует выделению радикала –НОН– из наполнителя в матрицу. Данный режим ведет к процессу сшивания данного радикала с макромолекулами полиимида. Наполнитель с концентрацией ~0,25 мас.% выделяет малое количество данного радикала, которое успевает полностью прореагировать с макромолекулами полиимида, вызывая их сшивку. Поэтому улучшение механических свойств КМ, при концентрации 0,25 мас.%, связано с вышеуказанными процессами. Уменьшение прочности материала связано с гидролитической деструкцией материала.
0,25 мас.% ММ	Резкое возрастание пластичности и прочности как для необлученного, так и для облученного. Электронное облучение вызывает резкое возрастание пластичности: в 2 раза по сравнению с облученным чистым полиимидом, а по сравнению с необлученным чистым полиимидом это возрастание составляет не более 18 %. Увеличение концентрации ММ-наполнителя до 1 мас.% к падению σ на 30 % по сравнению с полиимидом	
ПКАР	Увеличение процента поликарбоната в полиимиде повышает прочность материала, а при малых процентах эти материалы более эластичны.	Это связано с особенностью сетчатой матрицы полиимида с одной стороны и с другой – с высокой жесткостью цепи для поликарбонатов.
Двухсторонняя металлизация серебром	Увеличивается относительное удлинение до 120 %, а прилагаемое разрывное напряжение достигает ~175 МПа.	Это связано с методом получения этих пленок – химического травления металла (серебра). Морфология поверхностного слоя металлизированных образцов является наноструктурированной, но неоднородной по объему поверхностного слоя. Внешний вид представляет собой плотноупакованные зерна металла размером около 50 нм. В поверхностном слое зерна имеют размер 8–10 нм. Существует определенный градиент распределения металла по объему пленки с максимальным содержанием металла на внешнем слое, убывающем по глубине материала.
Металлизация + облучение	Увеличение дозы электронного облучения приводит к уменьшению разрывного относительного удлинения и, соответственно, к уменьшению прочности материала.	Электронное облучение и одноосное механическое растяжение металлизированной полиимидной пленки нарушает упорядоченную структуру материала, в виде разрыва звеньев макромолекул и образованием новых фаз.

Концентрация вводимого наполнителя оказывает существенное влияние. Воздействие электронного облучения на композит приводит к значительному улучшению механических свойств для композита с ПЭТФ и ВТСП, для ММ наполнителя – это проявляется незначительно по сравнению с чистым полиимидом, а для металлизированных образцов наблюдается ухудшение этих свойств, но увеличивается поверхностное электросопротивление.

Поскольку функцией процесса является деформация, а аргументом – напряжение, то с точки зрения физического смысла наиболее корректным является установление зависимости ε от σ. Ведь зависимость σ от ε не имеет физического смысла [13, 14].

Были предложены несколько моделей:

Экспоненциальная

$$\varepsilon = \exp\left(\frac{\sigma}{\sigma_0}\right) - 1,$$

причем σ_0 – это величина напряжения, при котором ε+1 увеличивается в e раз.

Экспоненциально-квадратичная

$$\varepsilon = \exp\left(\frac{\sigma^2}{E_1^2}\right) - 1,$$

Параболическая

$$\varepsilon = \frac{\sigma^2}{E_2^2}.$$

Расчетные зависимости ε от σ для различных моделей и композитов, полученные по формулам для различных концентраций второго компонента для необлученных и облученных композитных материалов показывают, что лучшее согласие с экспериментальными данными дает экспоненциальная и параболическая модели.

Выводы

На основании проведенных исследований установлено, что введение наполнителей ПЭТФ, ПК, ММ и ВТСП позволяет получать материалы с заданными свойствами. Концентрация наполнителя и особенности его внутреннего строения, а также технология синтеза определяют особенности физико-механических свойств получаемых материалов.

Воздействие электронного облучения приводит к улучшению механических свойств у одних композитов, а у других – к их ухудшению. Предложены различные модели при одноосном нагружении материалов. Наилучшее согласие с экспериментом дает экспоненциальная модель.

Литература

1. Мухаметрахимов М.Х. Применение наноструктурных материалов для изготовления трехслойных композитов с различными структурами из листового титанового сплава ВТ6 // Фундаментальные проблемы современного материаловедения. – 2013. – Т. 10, № 1. – С. 82–86.
2. Герасин В.А., Бахов Ф.Н., Мерекалова Н.Д., Королев Ю.М., Fischer H.R., Антипов Е.М. Структура формирующихся на NA^+-монтмориллоните слоев поверхностно-активных веществ и совместимость модифицированной глины с полиолефинами// Высокомолекулярные соединения. Серия А. – 2005. – Т. 47, № 9. – С. 1635–1651.
3. Под ред. Вильдемана В.Э. Экспериментальные исследования свойств материалов при сложных термомеханических воздействиях. – М.: Физматлит, 2012. – 203 с.
4. Kupchishin A.I, Taipova B.G., Voronova N.A. Study of the influence of filler on the mechanical properties of composites based on polyimide// IOP Conf. Series: Materials Science and Engineering 168 012015. – 2017. – P. 1–4.
5. Kozhamkuiov B A., Kupchishin A.I., Bitibaeva Zh.M., Tamuzs V.P. Radiation-induced defect formation in composite materials and their destruction under electron irradiation// Mechanics of Composite Materials. – 2017. – Vol. 53, №I. – P. 59–64.
6. Сорокин С.В., Терентьев А.В., Кротов Е.А. Введение в механику деформируемого твердого тела. – СПб: СПбГМТУ, 2014. – 128 с.
7. Зуев В.В., Успенская М.В., Олехнович А.О. Физика и химия полимеров / Учеб. пособие. – СПб.: СПбГУ ИТМО, 2010. – 45 с.
8. Глебовский П.А., Петров Ю.В. Кинетическая трактовка структурно-временного критерия разрушения // ФТТ. – 2004. – Т. 46, вып. 6. – С. 1021–1029.
9. Герасименко Н.Н., Воронова Н.А., Ковтунец В.А., Таипова Б.Г. и др. Исследование механических свойств полимерных пленок при воздействии на них статической нагрузки и температуры // Известия вузов. Материалы электронной техники. – 2003. – С. 6–12.
10. Кудайкулова С.К., Искаков Р.М., Кравцова В.Д., Умерзакова М.Б., Abadie M., Жубанов Б.А. и др. Полимеры специального назначения. – Алматы, 2006. – 310 с.
11. Zheng Hai Bin, Wang Zhi Yuan. Polyimides derived from novel unsymmetrical dianhydride // Macromollecules. – 2000. – Vol. 33, № 12. – P. 4310–4312.
12. Хатипов С.А. и др. Радиационно-модифицированный политетрафторэтилен: структура и свойства // Ж. Рос. хим. об-ва им. Д.И. Менделеева. – 2008. – Т. LII, № 5. – С. 64–72.
13. Kupchishin A.I., Taipova B.G., Kupchishin A.A. at all. Catastrophic models of materials destruction // IOP Conf. Series: Material Science and Engineering 110 012037. – 2016. – P. 1–5.
14. Kupchishin A.I., Taipova B.G., Kupchishin A.A., Kozhamkulov B.A. Study on the physical and mechanical properties of composites based on polyimide and polycarbonate // Mechanics of composite materials. – 2015. – Vol. 51, № 1. – P. 115–118.

ЭЛЕКТРОНДЫҚ БУМАЛАРМЕН ПОЛИМЕРЛІК МАТЕРИАЛДАРДЫҢ ЖӘНЕ КОМПОЗИТТЕРДЫҢ ТҮРЛІ БҰЗУДЫҢ ҮЛГІЛЕРІ

[1,2] А.И. Купчишин, [1] Б.Г. Таипова

[1] Абай атындағы Қазақ ұлттық педагогикалық университеті, Алматы, Қазақстан
[2] әл-Фараби атындағы Қазақ ұлттық университеті, Алматы, Қазақстан

Мақалы әртүрлі толтырғыштар мен электронды сәулеленудің бірқатар композициялық пленкалардың физикомеханикалық қасиеттеріне әсерін зерттеуге арналған, сыну модельдері ұсынылған. Екінші компоненттің әртүрлі концентрациясы бар полиимидті (ПИ) негізіндегі композициялық материал зерттелді: полиэтилентерефталат, поликарбонат, монтмориллонит, жоғары температуралы өткізгіш және екі жағында металданған полимидті пленка. Полимидті лак және екінші компоненттің ерітінділеріне негізделген механикалық араластыру әдісімен алынған үлгілер. Сәулелендіру ЭЛУ-6 үлгісіндегі электронды сызықтық үдеткіште 4 МэВ энергиясымен 25 °С температурада ауада өткізілді. ПЭТФ, ПК, ММ және ВТСП толтырғыштарын енгізу қажетті қасиеттері бар материалдарды алуға мүмкіндік береді деп анықталды. Қоспаның концентрациясы, оның ішкі құрылымының ерекшеліктері, сондай-ақ синтез технологиясы алынған композитивті материалдардың физикалық-механикалық қасиеттерінің ерекшеліктерін анықтайды.
Электрондық сәулелену кейбір композиттардың механикалық қасиеттерін жақсартуға, ал басқаларында олардың нашарлауына алып келеді. Материалдарды бір жақсырақ жүктеу үшін әртүрлі модельдер ұсынылды және экспериментпен экспоненталық үлгі жақсы келісімді береді.

VARIOUS MODELS OF DESTRUCTION OF POLYMERIC MATERIALS AND COMPOSITES BY ELECTRON BEAMS

[1,2] A.I. Kupchishin, [1] B.G. Taipova

[1] Kazakh National Pedagogical University named after Abai, Almaty, Kazakhstan
[2] Kazakh National University named after al-Farabi, Almaty, Kazakhstan

The work is devoted to the study of the effect of various fillers and electron irradiation on the physico-mechanical properties of a number of composite films; fracture models are proposed. A composite material based on polyimide (PI) with various concentrations of the second component: polyethyleneterephthalate, polycarbonate, montmorillonite, high-temperature superconductor, and a polyimide film metallized on both sides was investigated. Samples obtained by the method of mechanical mixing based on polyimide varnish and solutions of the second component. The irradiation was carried out on an electron linear accelerator of the type ELU-6 in air at 25 °C with an energy of 4 MeV. It has been established that the introduction of PET, PC, MM and HTSC fillers makes it possible to obtain materials with desired properties. The concentration of the additive, the features of its internal structure, as well as the technology of synthesis determine the features of the physic mechanical properties of the resulting composite materials.
Electron irradiation causes an improvement in the mechanical properties of some composites, while in others, their deterioration. Various models have been proposed for uniaxial loading of materials and an exponential model gives the best agreement with experiment.

УДК 53.08

ПЕРВИЧНЫЕ НАВЫКИ/ЗНАКОМСТВО С ДОЗИМЕТРИЕЙ КАК БОРЬБА С РАДИОФОБИЕЙ СРЕДИ ШКОЛЬНИКОВ И СТУДЕНТОВ

Алиев С.А.

ИЦАЭ Ядерное общество Казахстана, Астана, Казахстан

Для популяризация науки и атомной отрасли путем распространения базовых знаний, профориентации молодежи на получение технического образования, Информационный Центр по атомной энергии г. Астана, являющийся структурным подразделением АО «Ядерное общество Казахстана», в 2017 году запустил проект «Атомные ходоки», целью которого стало приобретение школьниками и студентами базовых навыков работы с дозиметром и изучение понятия «ионизирующее излучение». Результатом подобных исследований стал активный интерес детей к изучению таких предметов, как физика и биология, геология и химия.
В перспективе возможно проведение лабораторных опытов и измерений, используя методические наработки ЕНУ им. Гумилева и Обнинского ИАТЭ, что позволяет с уверенностью прогнозировать появление студенческих и школьных научных работ и проектов, связанных с атомной тематикой.

С каждым днем современный человек все более и более зависим от информации, получаемой непосредственно в реальном времени. Он уже не мыслит свой выход на прогулку без просмотра прогноза погоды, тщательного подбора одежды и т.п. Находясь за рулем, взгляд человека неосознанно, автоматически снимает показания многих приборов автомобильного транспорта и не только. Все это еще раз доказывает, что различные измерительные приборы прочно обосновались в жизни человека.

Одним из «новых», все еще непривычным в повседневной жизни обывателя является измерительный прибор – дозиметр. И коль сферой нашей деятельности является популяризация науки и атомной отрасли, путем распространения базовых знаний об атомной науке, и профориентация молодежи на получение технического образования – мы говорим о дозиметрических исследованиях радиационного фона, проводимых на постоянной основе на каждом объекте отрасли и просто в быту.

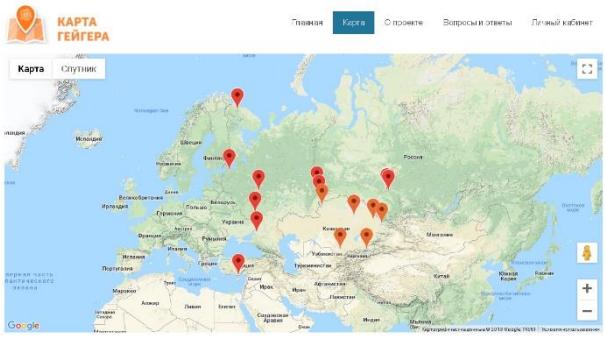
АО «Ядерное общество Казахстана», является одним из операторов подобных исследований в Республике Казахстан. Каждый год проводится мониторинг радиационной обстановки вокруг добывающих предприятий и окружающих их населенных пунктов. До местного населения, средств массовой информации и самих предприятий доносятся результаты подобных исследований, полученных путем взятия проб грунта, воды, растительности и воздуха.

Информационный Центр по атомной энергии г. Астана, являющийся структурным подразделением АО «Ядерное общество Казахстана» и расширением проекта сети «Информационных Центров атомной отрасли» от ГК «Росатом», делая упор на работу с молодым поколением казахстанцев, запустил в 2017 году собственный проект «Атомные ходоки». Первичной его целью стало приобретение школьниками и студентами самых базовых навыков работы с дозиметром и понимания таких понятий, как например, «ионизирующее излучение».

За прошедший год в ходе проекта «Атомные ходоки» было проведено 12 дозиметрических походов по Астане и её окрестностям, а также в городах – Алматы, Курчатов, Костанай, Семей, Усть-Каменогорск. Более 150 участников-исследователей на результатах собственных измерений убедились в наличии различного природного уровня радиации у различных объектов городской инфраструктуры, изготовленной из природных и искусственных материалов.

Замеры уровня радиационного фона производились с помощью дозиметров марки «SOEK-01M Prime» в контрольных точках заранее составленной карты. К измеряемым, а также контрольным точкам относились архитектурные или исторические сооружения, а также узнаваемые здания, объекты и прочие заинтересовавшие участников походов места в вышеуказанных городах. Сами замеры включают в себя изменения по 3-м позициям: воздух, грунт и, собственно, сам интересующий объект. По возможности, при наличии разрешений и допусков, параллельно стандартным замерам по карте, также производились замеры различных медицинских и досмотровых томографов, рентген-аппаратов и других доступных или ограниченно-доступных объектов атомной отрасли или близкой к ней.

Все собранные дозиметрические данные фиксируются в журнале учета для дальнейшего использования в научно-исследовательской работе, а также на карте Республики Казахстан, посмотреть которую может любой желающий. В связи с наличием уже готовой онлайн-карты с данными более обширного региона (мировая карта с данными из других центров сети ИЦАЭ) результаты «Атомных ходоков» совмещены с данными в проекте «Карта Гейгера» от ИЦАЭ г. Томск, что способствует расширению идеи данного замысла на территориях России и Казахстана.



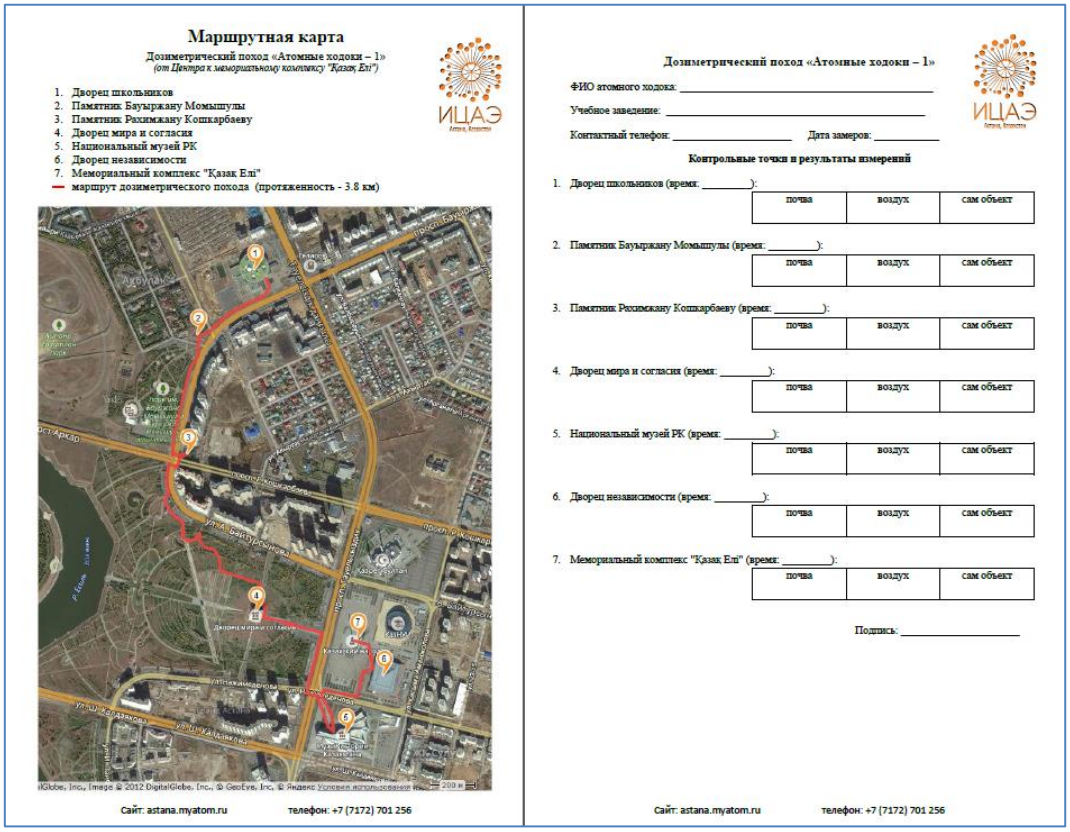
Результатом подобных «юнатских» дозиметрических исследований без использования профессиональных и сложных регистрационных приборов, и химического лабораторного анализа, является активный интерес детей к таким предметам как физика и биология, геология и химия.

Сравнение полученных данных с уже известными по другим районам и городам нашей страны, формирует у молодежи «естественное» отношение к такому явлению как «радиация», которое достаточно быстро распространяется как в молодежном окружении участников похода, так и в кругу их семей. Различные просветительские игры, викторины и просмотры с последующим объяснением научно-познавательных фильмов из серии «Энциклопедия Атома» от проекта «Наука 2.0» также проводимые в рамках проекта «Атомные ходоки» органично дополняют просветительскую идею нашего Центра.

В представленной таблице полученные данные радиационного фона находятся в рамках естественного или природного радиационного фона 0,30–0,35 мкЗв/ч, что позволяет говорить на уровне школьных научных проектов о здоровой радиационной обстановке в городах нашей страны.

В ближайшей перспективе не исключается возможность ежегодных систематических дозиметрических измерений в проекте походов «Атомные ходоки» с возможностью проведения лабораторных опытов и измерений, используя методические наработки Евразийского национального университета им. Гумилева и Обнинского института атомной энергетики (ИАТЭ), входящего в состав НИЯУ МИФИ.

Пример маршрутных документов, выдаваемых участнику дозиметрического похода помимо дозиметра «SOEK-01M Prime»



Маршрутная карта

Дозиметрический поход «Атомные ходоки – 1»
(от Центра к мемориальному комплексу "Қазақ Елі")

ИЦАЭ

1. Дворец школьников
2. Памятник Бауыржану Момышулы
3. Памятник Рахимжану Кошкарбаеву
4. Дворец мира и согласия
5. Национальный музей РК
6. Дворец независимости
7. Мемориальный комплекс "Қазақ Елі"

— маршрут дозиметрического похода (протяженность - 3.8 км)

Сайт: astana.myatom.ru телефон: +7 (7172) 701 256

Дозиметрический поход «Атомные ходоки – 1»

ИЦАЭ

ФИО атомного ходока: _____

Учебное заведение: _____

Контактный телефон: _____ Дата замеров: _____

Контрольные точки и результаты измерений

	почва	воздух	сам объект
1. Дворец школьников (время: _____):			
2. Памятник Бауыржану Момышулы (время: _____):			
3. Памятник Рахимжану Кошкарбаеву (время: _____):			
4. Дворец мира и согласия (время: _____):			
5. Национальный музей РК (время: _____):			
6. Дворец независимости (время: _____):			
7. Мемориальный комплекс "Қазақ Елі" (время: _____):			

Подпись: _____

Сайт: astana.myatom.ru телефон: +7 (7172) 701 256

Таблица. Сравнение усредненных данных по населенным пунктам Республики Казахстан, вошедших в проект «Атомные ходоки» в течении 2017/2018 учебного года

Наименование населенного пункта	Школы / детские учреждения, мкЗв/ч			Скульптуры в общественных местах, мкЗв/ч			Парковая зона, мкЗв/ч		
	почва	воздух	объект	почва	воздух	объект	почва	воздух	объект
Астана	0,20	0,21	0,26	0,21	0,16	0,23	0,12	0,11	0,08
Алматы	0,27	0,14	0,19	0,21	0,24	0,26	0,15	0,21	0,32
Семей	0,21	0,18	0,32	0,23	0,19	0,25	0,21	0,14	0,21
Усть-Каменогорск	0,22	0,21	0,22	0,18	0,14	0,26	0,13	0,14	0,29
Курчатов	0,18	0,17	0,18	0,21	0,21	0,37	0,13	0,15	0,17
Чимкент (обл.)	0,18	0,11	0,16	0,25	0,25	0,26	0,22	0,18	0,22
Кустанай	—	0,14	—	—	0,16	0,22	—	0,11	—

Все это позволяет с уверенностью прогнозировать появление студенческих и школьных научных работ и проектов, связанных с атомной тематикой.

Фотоотчеты проведенных дозиметрических походов проекта «Атомные ходоки» представлены на сайте ИЦАЭ г. Астана http://astana.myatom.ru/, в разделе «Проекты».

Литература

1. Физические основы дозиметрии. Радиационная безопасность / Авторы: Дулов Е.Н., Воронина Е.В., Иванова А.Г., Бикчантаев М.М / Казанский федеральный университет, 2017.
2. Основы дозиметрии ионизирующих излучений: Учебное пособие / А.А. Ключников, А.В. Носовский. К.: Институт проблем безопасности АЭС НАН Украины, 2007. – 256 с.
3. Учебное пособие В.П. Машковича и А.М. Панченко «Основы радиационной безопасности», М.: Энергоатомиздат, 1990.

ДОЗИМЕТРИЯМЕН ТАНЫСУ/ ОНЫМЕН ЖҰМЫС ІСТЕУДІҢ АЛҒАШҚЫ ДАҒДЫЛАРЫ ОҚУШЫЛАР МЕН СТУДЕНТТЕР АРАСЫНДА РАДИОФОБИЯМЕН КҮРЕС РЕТІНДЕ

С.А. Әлиев

Қазақстанның ядролық қоғамы АЭАО, Астана, Қазақстан

Ғылым мен атом саласын техникалық білім алуда жастардың базалық білімдерін, кәсіптік бағдарын тарату жолымен танымал ету үшін «Қазақстанның ядролық қоғамы» АҚ-ның құрылымдық бөлімшесі болып табылатын Астана қаласындағы Атом энергетикасы жөніндегі ақпараттық орталық 2017 жылы «Атомные ходоки» жобасын іске қосты, оның мақсаты оқушылар мен студенттерге дозиметрмен жұмыс істеудің базалық дағдыларын игерту және «иондаушы сәулелену» түсінігін зерделету болды. Балалардың физика, биология, геология және химия сияқты пәндерді зерделеуге деген белсенді қызығушылықтары бұл зерттеулердің нәтижесіне айналды.
Келешекте Гумилев атындағы ЕҰУ мен Обнинск Атом энергиясы институтының әдістемелік әзірлемелерін қолдана отырып, зерттеу тәжірибелері мен өлшемдер жүргізілуі мүмкін, бұл студенттер мен мектеп оқушыларының атом тақырыбына байланысты ғылыми жұмыстар мен жобалар жасайтынын сенімділікпен болжауға болады.

DOSIMETRY INITIAL SKILLS/KNOWLEDGE FOR DEALING WITH RADIOPHOBIA AMONG PUPILS AND STUDENTS

S.A. Aliev

Nuclear Energy Information Center of the Nuclear Society of Kazakhstan JSC, Astana, Kazakhstan

For scince and nuclear industry popularization through basic knowledge dissemination, technical education guidance of the youth, the Nuclear Energy Information Center in Astana being as organization department of the “Nuclear Society of Kazakhstan” JSC, launched the Project “Nuclear Walkers” in 2017 aimed at acquisition of skills by pupils and students in working with dosimeters as well as studying “ionizaing radiation” term. The realized studies resulted in activation of children’s interest in physics and biology, geology and chemistry.
In perspective laboratory experiments and measurements may be conducted using methodical results of Gumilyov Eurasian National University and Obninsk Nuclear Energy Institute, enabling to predict with certainty appearance of students’ and pupils’ scientific works and projects related to nuclear theme.

УДК 543.429.3

MONTE CARLO SIMULATIONS FOR AERIAL GAMMA SPECTROMETRY

Anna Selivanova, Marcel Ohera, Irena Cespirova, Lubomir Gryc

National Radiation Protection Institute (SURO), Prague, Czech Republic

E-mail: anna.selivanova@suro.cz

Article presents results of calculation modeling of IRIS integral system using Monte-Carlo method. For successful system operation the radionuclides spectra library was established for separate space conditions. Results of model developing demonstrated good agreement with results of full-scale measurements.

1. INTRODUCTION

A new software for aerial radiation monitoring is being developed in the National Radiation Protection Institute (SURO, Prague). This task belongs among working assignments of the Project of the Ministry of the Interior of the Czech Republic VH172020015 – Recovery Management Strategy for Affected Areas after Radiation Emergency. The National Radiation Protection Institute provides aerial gamma spectrometry measurements using a detection system IRIS (Integrated Radiation Information System) by Pico Envirotec [1].

2. MATERIALS AND METHODS

IRIS contains four NaI(Tl) detectors with a total detection volume of 16 liters mounted in two aluminum boxes (two detectors in each box). The detection system weighting approximately 107 kg also includes a laptop and a GPS unit. For the new software operating the IRIS detection system, a spectra library of selected radionuclides at chosen heights above the ground was created using a transport code MCNP6.1 [2, 3]. The MCNP model of IRIS was based on detector and photomultiplier tube sketches, box spatial parameters and comparison of measurements with simulations in selected point source geometries. The response of IRIS was scored using the F8 tally (pulse-height distribution) modified by the Gaussian energy broadening function.

3. RESULTS AND DISCUSSION

3.1. MCNP model

The mathematical model consists of four NaI(Tl) crystals and two boxes. Owing to the IRIS complexity, boxes variabilities were not included in the MCNP model, therefore cell copies of one box (Fig. 1) were used instead of two detailed boxes. Selected spatial parameters with corresponding labels are described in Table 1. For crystals, sodium iodine specifications were adopted from the PNNL Compendium [4] (material # 290). Several detector and box materials, their chemical compositions and densities were not exactly known. The box wall material was approximated by aluminum (material # 6). The amortization filling surrounding crystals was set as polyurethane foam (material # 253).

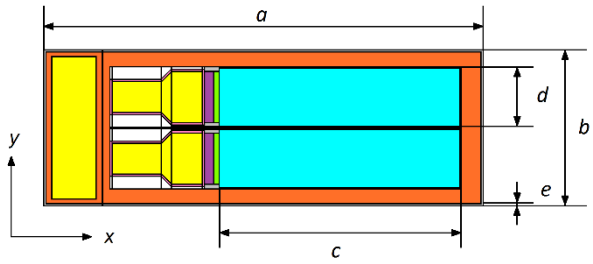


Fig. 1. MCNP model of IRIS

Table 1. Basis parameters of IRIS

Label	Parameter	Value [cm]
a	Box length	74,30
b	Box width	27,00
–	Box height	20,50
c	Crystal length	40,64
d	Crystal width	10,16
–	Crystal height	10,16
e	Wall thickness	0,30

3.2. Point source measurements and simulations

Two calibration sources of ^{137}Cs and ^{60}Co were located in four positions prior to the IRIS boxes at 50 cm and 1 m distances (Fig. 2). Using these geometries, eight separate measurements with sources (and one background measurement) were carried out. For comparison of acquired experimental spectra, simulations with the MCNP model of IRIS were performed. To accept the model, differences between measurements and simulations in full energy peaks not exceeding 10 % were required due to numerous spatial and material approximations. In order to compare with simulations, experimental spectra (after background subtraction) were normalized to source activities and measurement time. Reported results are summarized in Table 2. The relative values were arisen from the ratio of full energy peaks in spectra obtained from the simulations and measurements. Differences between full energy peak areas are in a range of 2–10 %, therefore the MCNP model was accepted for subsequent simulations. Selected experimental and simulated spectra of ^{60}Co (located centrally at 50 cm) are shown in Fig. 3.

Table 2. Peak area ratio of MCNP/experiment for selected source positions

Nuclide and source position	1 m, center	50 cm, center	50 cm, down	50 cm, on top
^{137}Cs, 662 keV	0,98	1,05	0,99	1,03
^{60}Co, 1173 keV	1,03	1,10	1,07	1,08
^{60}Co, 1332 keV	1,01	1,08	1,05	1,07

Fig. 2. Point source positions (to the left, not to scale), measurement with a source located centrally at 50 cm (to the right)

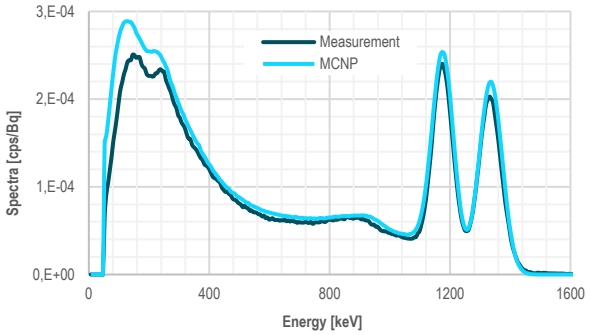


Fig. 3. Experimental and simulated spectra of ^{60}Co source located centrally at 50 cm

3.3. Set up of large semi-infinite sources

To assess semi-infinite source parameters (thickness and radius), two preliminary simulation tests with ^{40}K were carried out. In both tests, IRIS surrounded by air was in 1 m above the ground. For air and soil, materials # 4 and # 105 [4] were used. The ^{40}K source was homogeneously distributed in soil cylinders with altering thickness and radius. Depending on source parameters, IRIS changes in spectra were studied (after renormalization to source volume) relatively to responses to sources with maximum parameter values. In the first test, source thickness was varied from 1 cm to 2 m with fixed 1 m radius. Results of the first test are presented in Fig. 4. The IRIS response increases depending on soil thickness and reaches saturation at approximately 50 cm of source thickness with a spectra contribution loss of 3 %. At 1 m source thickness, the contribution loss does not exceed 1 %, therefore this thickness was chosen for subsequent large-scale sources simulations. In the second test, source radius was increased from 10 m to 50 m with constant 1 m thickness. The second test results are shown in Fig. 5. The response saturation was not reached and the response growth is expected for source radii larger than 50 m. However, differences between two responses decrease with radius increasing and the response difference between radii of 40 m and 50 m is less than 1 % (Table 3). From the results, the source radius of 40 m was chosen for following semi-infinite sources simulations for IRIS at 1 m above the ground.

Table 3. Spectra differences depending on ^{40}K source radius

Radius [m]	Spectrum ratio [-]	Spectrum difference [%]
10	0,92	–
20	0,96	4,12
30	0,98	2,00
40	0,99	1,23
50	1,00	0,70

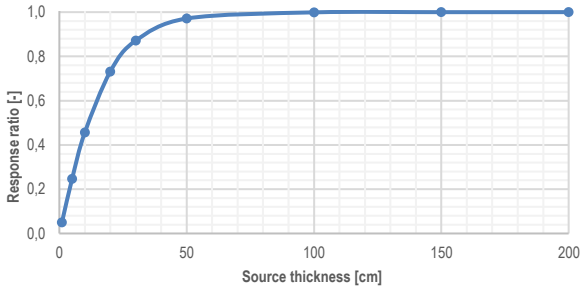


Fig. 4. Spectra changes depending on ^{40}K source thickness

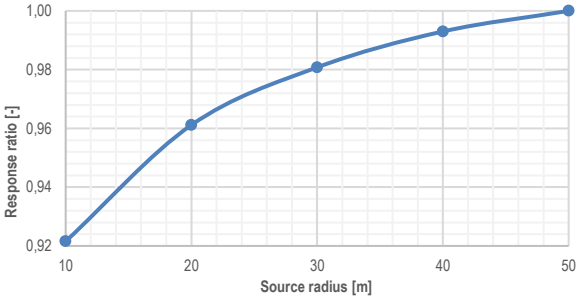


Fig. 5. Spectra changes depending on ^{40}K radius

3.4. Background simulations

After semi-infinite source parameters determination simulations of spectra of ^{40}K, ^{226}Ra, ^{232}Th and ^{137}Cs were performed. For ^{226}Ra and ^{232}Th a secular equilibrium with daughter products was considered. In case of ^{40}K, ^{226}Ra and ^{232}Th, sources were homogeneously distributed in soil cylinders with 1 m thickness. For ^{137}Cs, exponential decline with soil depth (relaxation depth 3 cm) was used. In spectra simulations, thresholds were considered: an energy threshold of 30 keV and a yield threshold of 1 %, therefore in case of ^{226}Ra or ^{232}Th roughly 30 energies were simulated. Simulations were performed for IRIS heights 1–500 m above the ground (with source radii depending on detector height). Although variance reduction techniques, mainly dxtran spheres with weights, were used, estimated tally relative errors in the vast majority of simulations were above 1 %, therefore obtained spectra were additionally filtered. Spectra of selected radionuclides for heights 1–500 m are shown in Fig. 6. For better distinguishing, spectra are presented in different color schemes.

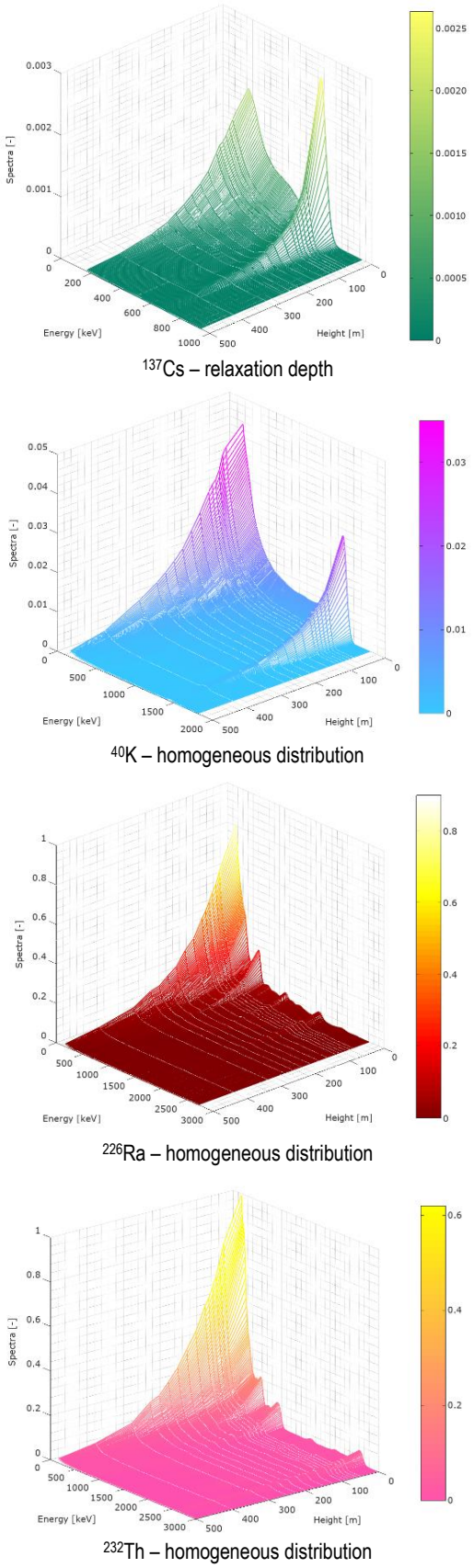


Fig.6. Library spectra of ^{137}Cs, ^{40}K, ^{226}Ra, ^{232}Th for IRIS heights 1–500 m above the ground

3.5. Airborne measurements

During airborne measurements with point sources ^{137}Cs and ^{60}Co, IRIS was inside a Mil Mi-17 helicopter at chosen heights above the ground. Specific/surface activities of ^{40}K, ^{226}Ra, ^{232}Th and ^{137}Cs were provided from ground *in situ* measurements. For comparison with simulations, experimental spectra at approximately 100 m above the ground were used. Spectra of point sources of ^{137}Co and ^{60}Co were subsequently simulated at 100 m above the ground considering source materials and geometries and helicopter fuselage approximation (aluminum ellipsoid). To compare with measurements, simulated spectra of ^{40}K, ^{226}Ra, ^{137}Cs (Fig. 6) and spectra of point sources of ^{137}Cs or ^{60}Co were multiplied by known activities and summed together. Experimental and final simulated spectra of point sources of ^{137}Cs and ^{60}Co with natural background are presented in Fig. 7 and Fig. 8. For ^{137}Cs, the difference in the full energy peak is 7 %. In case of ^{60}Co peaks, differences are approximately 8 % and 6 %. The ^{40}K full energy peak is clearly observed in measured and simulated spectra of ^{137}Cs and ^{60}Co (Fig. 7 and Fig. 8). Peak differences in case of ^{40}K are 5 % and 6 % for ^{137}Cs and ^{60}Co spectra. Comparing spectra in a range of 40 keV – 3 MeV, both simulations lie below measurements in a region of lower energies. For ^{137}Cs, simulated spectrum is underestimated with a difference of 10 %; in case of ^{60}Co, undervaluation in the entire spectrum is around 20 %. Contribution losses in simulations are possibly implicated by yield thresholds and missing cosmic/radon contributions. However, differences in full energy peaks did not exceed 10 % and the required correspondence was achieved.

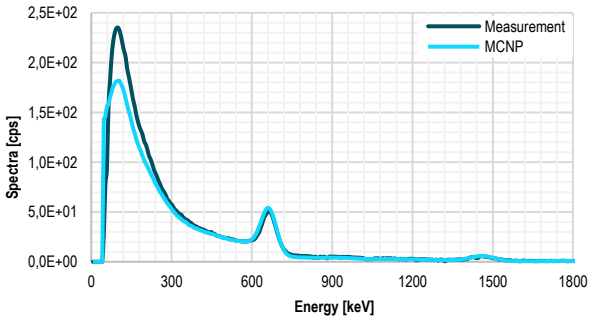


Fig. 7. Experimental and simulated spectra of a ^{137}Cs point source with natural background at 100 m above the ground

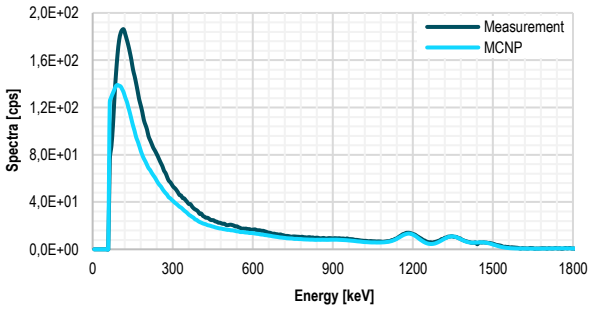


Fig. 8. Experimental and simulated spectra of a ^{60}Co point source with natural background at 100 m above the ground

4. CONCLUSION

The MCNP model of the IRIS detection system was created and tested with point sources and airborne measurements. Using the MCNP transport code, the library spectra of natural radionuclides and ^{137}Cs with relaxation depth 3 cm for aerial gamma spectrometry were obtained. Despite of numerous model approximations, the model demonstrates good agreement between measurements and simulations. Full energy peak differences between measurements and simulations do not exceed 10 % in case of ^{137}Cs, ^{60}Co and ^{40}K. Among following research efforts belong simulations of selected artificial radionuclides typical for radioactive releases and nuclear accidents (surface plane sources).

REFERENCES

1. Pecha, P., Kuca, P., Cespirova, I., Hofman, R. Monitoring of radiation situation in the early phase of emergency on nuclear facility – analysis of all types/kinds of monitoring/measurements applicable for correction of model predictions/prognosis. The Science for Population Protection. 2011(2) ISSN 1803-635X.
2. Goorley, T., James, M., Booth, T., Brown, F., Bull, J., Cox, J., Durkee, J. Initial MCNP6 Release Overview. Nuclear Technology. 2012, 180(3), 298-315. DOI: 10.13182/NT11-135. ISSN 00295450.
3. Valentine, T., Plompen, A., Hambsch, F.-J. et al. Knowledge management: Role of the the Radiation Safety Information Computational Center (RSICC). EPJ Web of Conferences. 2017, 146. DOI: 10.1051/epjconf/201714607001. ISSN 2100-014X.
4. McConn, R.J., Gesh, C.J., Pagh, R.T., Rucker, R.A., Williams III, R. PNNL-15870 Rev. 1: Compendium of Material Composition Data for Radiation Transport Modeling. 2011.

АУА ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЯСЫНА АРНАЛҒАН МОНТЕ-КАРЛО ӘДІСІ БОЙЫНША МОДЕЛДЕУ

А. Селиванова, М. Охера, И. Чеспирова, Л. Грыц

Ұлттық радиациялық қорғау институты, (SURO), Прага, Чехия

Мақалада Монте-Карло әдісін қолдана отырып IRIS интегралдық жүйесін есептік моделдеу нәтижелері ұсынылған. Жүйенің ойдағыдай жұмыс істеуі үшін кеңістіктегі белгілі бір жағдайларға арналған радионуклидтер спектрінің кітапханасы құрылды. Моделді пысықтау нәтижелері заттай алынған өлшемдер нәтижелерімен жақсы үйлесетінін көрсетті.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПО МЕТОДУ МОНТЕ-КАРЛО ДЛЯ ВОЗДУШНОЙ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИИ

Селиванова А., Охера М., Чеспирова И., Грыц Л.

Национальный институт радиационной защиты (SURO), Прага, Чехия

В статье представлены результаты расчетного моделирования интегральной системы IRIS с использованием метода Монте-Карло. Для успешного функционирования системы была создана библиотека спектров радионуклидов для определенных пространственных условий. Результаты отработки модели продемонстрировали хорошее согласие с результатами натурных измерений.

УДК 621.039.53

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОМУ ОКИСЛЕНИЮ ПРОТОТИПА ТОПЛИВА ВТГР

[1,2] Аскербеков С.К., [1,3] Чихрай Е.В., [3] Кульсартов Т.В., [1] Шестаков В.П., [3] Заурбекова Ж.А., [1,2] Кенжина И.Е., [4] Гордиенко Ю.Н., [4] Понкратов Ю.В.

[1] НИИЭТФ КазНУ им. Аль-Фараби, Алматы, Казахстан
[2] РГП «Институт ядерной физики» Министерства энергетики РК, Алматы, Казахстан
[3] АО КБТУ, Алматы, Казахстан
[4] Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В настоящей работе приведены результаты эксперимента по высокотемпературному окислению SiC покрытия прототипа топлива ВТГР в среде кислорода при следующих условиях проведения эксперимента: максимальная температура образцов при линейном нагреве – 1400 °С; скорость нагрева – 10 °С/мин.
По результатам экспериментов были получены зависимости изменения состава газовой смеси в коррозионной камере при линейном нагреве исследуемого образца. Проведен качественный анализ коррозионных данных и данных микроструктурных исследований до и после эксперимента по коррозии.
Полученные результаты позволяют оценить коррозионную стойкость и потерю эксплуатационных свойств SiC покрытий на прототипах топлива ВТГР.

Введение

Высокопрочные и химически инертные покрытия из карбида кремния SiC находят все более широкое применение и по-прежнему актуальны для ядерной энергетики. Такие покрытия используются для графитовых элементов первой стенки ряда токамаков и в высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе для снижения химического распыления графита и улучшения его механических свойств. Особенно интересны окислительные параметры SiC-C структур при высоких температурах в присутствии кислорода и/или воды. При рабочей температуре ТВЭЛов реактора ВТГР (900–1600 °С) графитовые элементы окисляются, взаимодействуя с примесями в теплоносителе: O_2, H_2O, CO, H_2. Поверхностное или объемное высокотемпературное взаимодействие примесей с графитом вызывает коррозионное разъедание его структуры, что ведет к снижению теплопроводности и деградации прочностных свойств. Покрытия, резистентные к окислению, являются логическим выбором для защиты топлива реактора.

В ВТГР используется топливо TRISO, которое имеет вид шарика (диаметром ~1 мм) с многослойной структурой графитовых и карбид-кремниевых (SiC) оболочек, в центре которого находится ядро из диоксида или карбида урана [1, 2]. Исследования процессов коррозии, как графитовой основы, так и SiC-покрытия топлива TRISO является важной задачей для обоснования безопасной работы реактора ВТГР.

Механизм окисления SiC состоит из последовательных физических и химических шагов:

– перенос окислителя на поверхность образца;
– адсорбция окислителя на поверхность (физическая адсорбрция);
– разрушение связей Si-C;
– десорбция CO или других продуктов;
– перенос продуктов реакции с поверхности образца.

Окисление SiC характеризуется двумя режимами: активное окисление, где потери в массе появляются по реакции

$$SiC(\text{т}) + O_2 \rightarrow SiO(\text{г}) + CO(\text{г}), \qquad (1)$$

и пассивное окисление, приводящее к увеличению массы по реакции

$$SiC(\text{т}) + 1{,}5O_2(\text{г}) \rightarrow SiO_2 + CO(\text{г}). \qquad (2)$$

Здесь обозначения (т) и (г) указывают на твердую и газообразную фазу продукта, соответственно.

Исследуемый образец

В настоящей работе было испытано защитное покрытие SiC прототипов топлива ВТГР на основе мелкозернистого графита марки IG-110, и исследована его защитная способность.

Образец имел форму параллелепипеда размерами 4×4×45 мм, в соответствии с рисунком 1. Вырезан длинной стороной перпендикулярно оси сжатия.

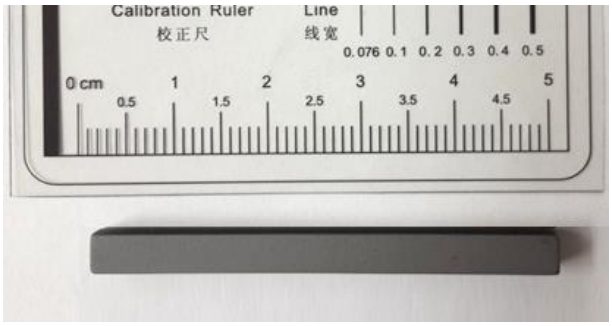


Рисунок 1. Вид исследуемого образца

Экспериментальная часть

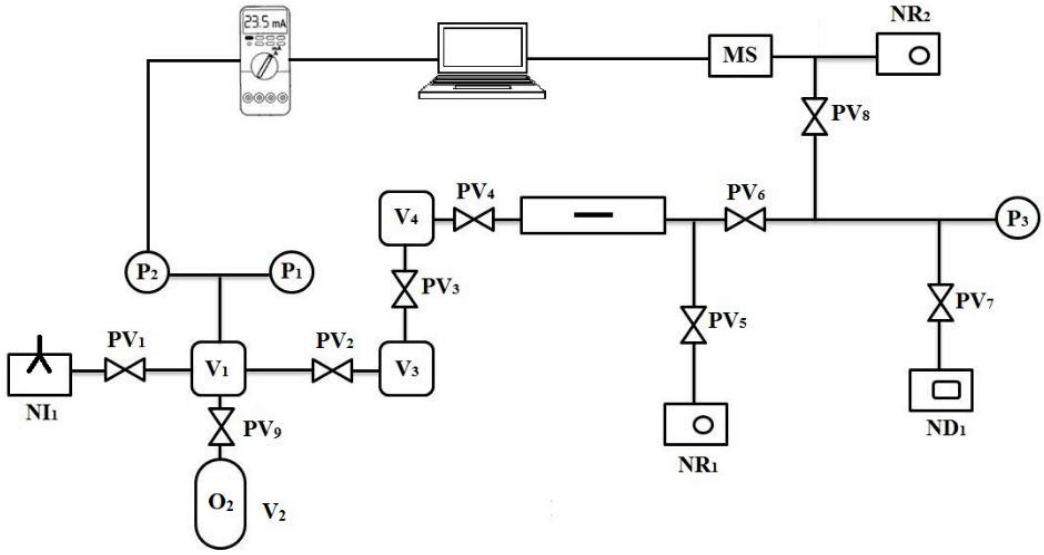
Коррозионные эксперименты с прототиром топлива ВТГР проводились на установке для исследования высокотемпературной коррозии реакторных материалов CorrSiC'a (рисунок 2). Рабочая камера собственной разработки на базе промышленной высоковакуумной трубчатой печи GSL-1600 обеспечивает возможность проведения коррозионных испытаний на максимальных температурах 1500–1600 °C при атмосферном давлении и 1400–1500 °C в вакууме (0,1 Па). Нагреваемая камера печи выполнена в виде трубы из высококачественного оксида алюминия (Al_2O_3 99,8 %) длиной 1000 мм. Внешний диаметр камеры 50 мм, внутренний – 40 мм. Камера снабжена вакуумными шлюзами с термостойким силиконовым уплотнением, обеспечивающими уровень натекания лучше 0,1 Па·л/мин. Длина нагреваемой зоны – 300 мм, зона однородного нагрева – 150 мм, точность поддержания температуры ±1 °C. Образец загружается в центр нагреваемой зоны в загрузочном тигле из высококачественного оксида алюминия (отрезок трубы длиной 15 см и диаметром 2 см).

Таблица. Основные параметры установки CorrSiC'a

Температурный диапазон, °C	мин.	25
	макс.	1600
Скорость нагрева–охлаждения, °C/мин	мин.	1
	макс.	10
Диапазон давлений, Па	мин.	10^{-3}
	макс.	10^{5}
Исследуемые массы, а.е.м.	мин.	2
	макс.	100

Дополнительно установка CorrSiC'a была снабжена передвижным постом высоковакуумной безмасляной откачки TPS-Compact на базе турбомолекулярного насоса TV-301 и сухого спирального насоса IDP-3 (*Agilent Technologies*), что позволяет полностью исключить возможность попадания высокомолекулярных органических соединений в вакуумную систему установки. Технические параметры установки приведены в таблице. На рисунке 3 показан внешний вид установки.

Рисунок 3. Внешний вид установки коррозии CorrSiC'a



NI – механический форвакуумный насос; PV – клапан вакуумный; P – датчик давления; V – вакуумная камера; NR – турбомолекулярный насос; ND – магниторазрядный насос; MS – масс-спектрометр

Рисунок 2. Установка по исследованию взаимодействия химически активных газов с реакторными материалами CorrSiC'a

Испытания SiC-покрытия проводились по следующей схеме. Перед экспериментом образец мыли в спирте в ультразвуковой ванне и отжигали в течение 5 часов в муфельной печи при температуре 400 °C. Затем образец взвешивался на аналитических весах (Sartorius CPA225D, точность 10 мкг) и с ним были проведены микроструктурные исследования для фиксации исходного состояния. Далее образец закладывался в печь (рабочую камеру), после чего система откачивалась до давления 0,01 Па. После откачки камеры, с помощью механического натекателя организовалось натекание газовой смеси из камеры с образцом в камеру с масс-спектрометром. Далее, при продолжающейся постоянной откачке рабочей камеры с образцом, включался ее нагрев со скоростью 10 °C/мин.

После достижения температуры 1400 °C включался режим термостабилизации и организовывалось натекание O_2 в камеру с образцом на уровне 10^{-3} Па/мин.

За все время эксперимента регистрировалось изменение состава газа в камере. После эксперимента образец снова взвешивался и подвергался микроструктурным исследованиям.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

По результатам проведенных экспериментов были получены комплексные временные и температурные диаграммы эксперимента по коррозии прототипа топлива ВТГР с SiC-покрытием (рисунок 4).

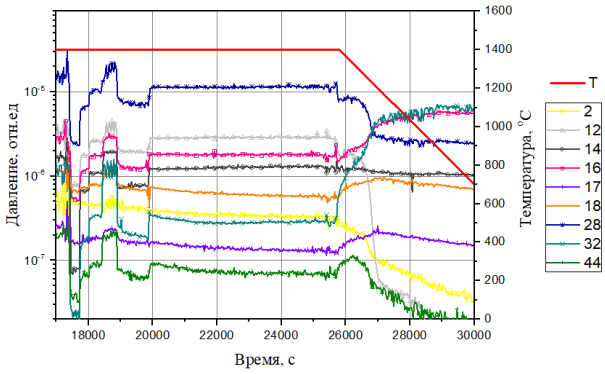
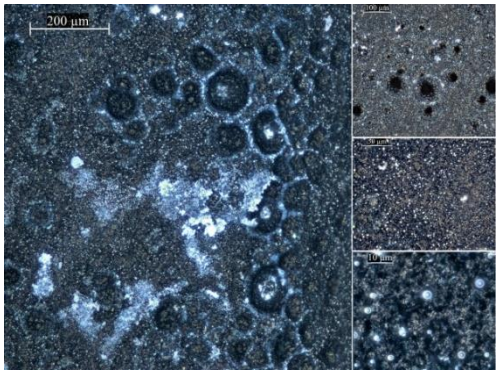


Рисунок 4. Изменение газового состава при коррозии прототипа топлива ВТГР от температуры в среде кислорода

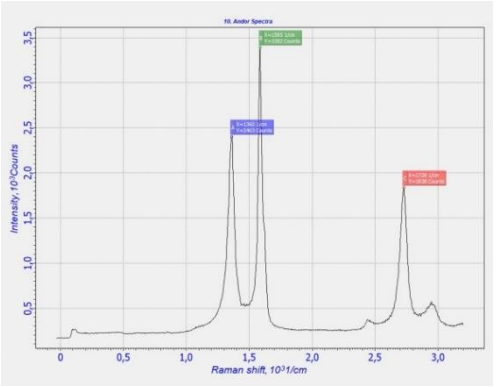
При проведении микроструктурных исследований использовался оптический материаловедческий микроскоп Leica DM 6000M, имеющий разрешение ~200 нм, и максимальное увеличение 1500 крат. Микроскоп снабжен высокоразрешающей цифровой камерой Leica DFC Twain. При исследовании использовались две основные методики: IL – регистрация отраженного от образца света; TL – «на просвет» – регистрация света, проходящего сквозь образец.

Для анализа поверхности использовался Рамановский спектрометр NTegra Spectra, с длиной волны лазера λ = 473 нм, диаметром пятна 2 мкм, реализующий методы конфокальной КР спектроскопии и флуоресцентного анализа.

Результаты микроструктурных исследований образца позволили получить микроизображения поверхности и Рамановские спектры, приведенные на рисунках 5–6.



а)

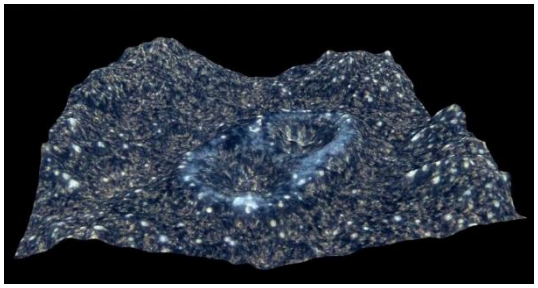


б)

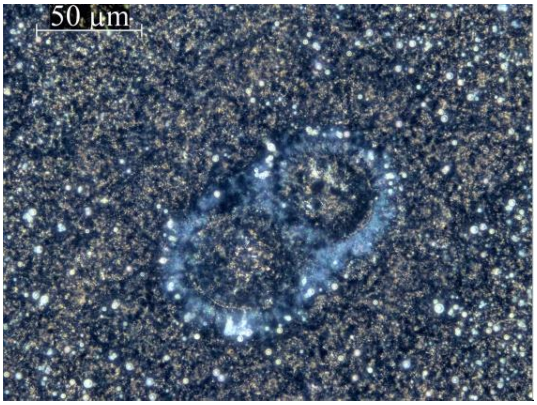
Рисунок 5. Вид поверхности (а) и Рамановский спектр (б) SiC-покрытия прототипа топлива ВТГР после коррозии

После коррозионных испытаний на поверхности образца образовались стекловидные пленки с фиолетовым оттенком. Предположительно это тонкий слой оксида кремния на поверхности SiC, причем в зависимости от толщины этого слоя, меняется и его цвет. Согласно литературным данным, красновато-фиолетовый цвет SiO_2 пленки может соответствовать толщине 100, 270 и 460 нм [3].

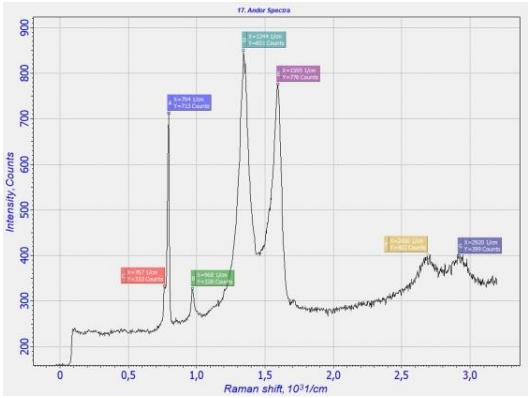
В образце, помимо изменения цветовых характеристик, наблюдаются и существенные изменения в структуре, что подтверждается результатом анализа с помощью Рамановской спектроскопии. После коррозионных испытаний наблюдается потемнение и уменьшение плотности поверхности образца, в некоторых областях появляются сажевые структуры. В рамановском спектре обработанного образца появляется интенсивный пик D в области 1360 $см^{-1}$, который свидетельствует о появлении большого количества дефектов и нарушение герметичности SiC-структур.



а)



б)



в)

Рисунок 6. Вид образовавшихся кратеров (углублений) на поверхности SiC-покрытия прототипа топлива ВТГР после коррозии в 3d (а) на плоскости (б) и Рамановский спектр зоны углубления (с)

Заключение

По результатам экспериментов по высокотемпературной коррозии прототипов топлива ВТГР с SiC-покрытием, получены температурные зависимости изменения химического состава в камере при линейном нагреве до 1400 °C в среде кислорода.

Показано, что «активная» коррозия SiC является самоподдерживающейся реакцией окисления (горения). Она имеет гистерезис (с началом при 1320 °C, и остановкой при 1240 °C) и не зависит от скорости нагрева/охлаждения образца.

Микроструктурные исследования образцов до и после экспериментов показывают, что коррозия ведет к огромному количеству дефектов на поверхности и к значительной потере веса. Повторное взвешивание образцов после коррозионных испытаний показало убыль массы $\Delta m = 0{,}06379$ г, что составляет около 3,6 % массы образца до коррозионных испытаний.

Исследования проводились при поддержке гранта AP05132169/ГФ5 МОН РК.

Литература

1. Ohashi H., Sato H., Tachibana Y., Kunitomi K., Ogawa M. Concept of an Inherently-safe High Temperature Gas-cooled Reactor. // AIP Conf. Proc. ICANSE2011: Denpasar. – 2012.– Vol. 1448, № 14-17.– P. 50–58.
2. Sawa K., Ueta S. Research and development on HTGR fuel in the HTTR project // Nucl Eng Des.– 2004.– Vol. 233.– P. 163–172.
3. International Business Machines Corporation. Color Chart for Thermally Grown SiO_2 – Ideas to Integrated Circuits. Introduction to Microelectronic fabrication. – URL: ttps://www.idea2ic.com/LM13600/SiO2_Color_Chart.pdf.

ЖТГР ОТЫН ПРОТОТИПЫНЫҢ ЖОҒАРЫ ТЕМПЕРАТУРАЛЫҚ ТОТЫҒУЫН ЭКСПЕРИМЕНТАЛДЫ ЗЕРТТЕУІ

[1,2] С.К. Аскербеков, [1,3] Е.В. Чихрай, [3] Т.В. Кульсартов, [1] В.П. Шестаков, [3] Ж.А. Заурбекова, [1,2] И.Е. Кенжина, [4] Ю.Н. Гордиенко, [4] Ю.В. Понкратов

[1] ЭТФ ҒЗИ Әл-Фараби атындағы ҚазҰУ, Алматы, Қазақстан
[2] ЯФИ РМК, Алматы, Казахстан
[3] ҚБТУ АҚ, , Алматы, Казахстан
[4] ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Казахстан

Негізгі мақалада оттегі ортасында ЖТГР отынының прототибінің SiC жабындысын жоғары температуралы тотығуы бойынша эксперимент нәтижелері келтірілген. Зерттеу төмендегі эксперименталды жағдайда жүргізілді: үлгінің желілік қыздыру максималды температурасы 1400 °C; қыздыру жылдамдығы – 10 °C/мин.
Эксперименттердің нәтижелері бойынша зерттелетін үлгінің желілік қыздырумен коррозия камерасында газ қоспасының құрамындағы өзгерістердің тәуелділігі алынды. Коррозиялық деректер мен микроқұрылымдық зерттеулердің сапалы талдауы коррозия экспериментіне дейін және кейін жүргізілді.
Алынған нәтижелер SiC жабындарының коррозияға төзімділігін және ЖТГР отын прототипінің пайдалану қасиеттерін жоғалту қарқымын бағалауға мүмкіндік береді.

EXPERIMENTAL STUDIES FOR THE HIGH-TEMPERATURE OXIDATION OF THE HTGR FUEL PROTOTYPE

[1,2] S.K. Askerbekov, [1,3] Ye.V. Chikhray, [3] T.V. Kulsartov, [1] V.P. Shestakov, [3] Zh.A. Zaurbekova, [1,2] I.E. Kenzhina, [4] Yu.N. Gordienko, [4] Yu.V. Ponkratov

[1] IETP of al-Farabi KazNU, Almaty, Kazakhstan
[2] INP of Ministry of Energy of RK, Almaty, Kazakhstan
[3] JSC "Kazakhstan-Britain Technical University", Almaty, Kazakhstan
[4] Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

This paper presents the results of an experiment on high-temperature oxidation of SiC coating of a prototype HTGR fuel in an oxygen environment under the following experimental conditions: the maximum temperature of the samples with linear heating is 1400 °C; heating rate – 10 °C/min.
According to the results of the experiments, dependences of the change in the composition of the gas mixture in the corrosion chamber with linear heating of the sample were obtained. A qualitative analysis of corrosion data and microstructural research data was carried out before and after the corrosion experiment.
The results obtained allow us to estimate the corrosion resistance and the loss of the operational properties of SiC coatings on prototype HTGR fuel.

УДК 621.039.53

РАСЧЕТ ВАКУУМНОЙ СХЕМЫ ЭКСПЕРИМЕНТА ПО ДЕГАЗАЦИИ МАТЕРИАЛОВ ТЯР В УСЛОВИЯХ НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ НА РЕАКТОРЕ ВВР-К

[2)] Кенжина И.Е., [1)] Кульсартов Т.В., [1)] Чихрай Е.В., [1)] Шестаков В.П., [1,2)] Аскербеков С.К., [1)] Заурбекова Ж.А., [2)] Шаймерденов А.А., [2)] Гизатуллин Ш.Х., [2)] Кенжин Е.А.

[1)] НИИЭТФ КазНУ им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан
[2)] РГП «Институт ядерной физики» Министерства энергетики РК, Алматы, Казахстан

В статье представлен первый этап работ по реализации проекта создания установки для испытаний материалов ТЯР на реакторе ВВР-К методом вакуумной экстракции. В частности, приведены данные расчетов вакуумной системы установки для различных геометрий вакуумного тракта. Разработанная модель позволила оценить диапазон и распределение давлений по длине облучательного устройства и вакуумной системы.
Полученные значения распределения давления показали, что в целом физическая возможность зарегистрировать поток трития и гелия в систему будет достаточной для уровней наработки трития и гелия в исследуемых образцах выше 10^{-11} моль/с.

Введение

Исследования изменения основных физико-механических свойств перспективных материалов ядерных и термоядерных реакторов в процессе их эксплуатации, получение данных о газовом распухании, о выделении газообразных продуктов ядерных реакций в условиях облучения являются важной задачей в деле обоснования безопасного использования этих материалов [1–7].

Отсутствие экспериментальных данных по реакторным исследованиям материалов в известной мере сдерживает развитие ядерных и термоядерных установок, поэтому задача разработки методики проведения экспериментов по облучению и применение ее для реакторных исследований способствует решению важных материаловедческих вопросов [8–14].

В настоящей работе представлен первый этап работ по реализации проекта создания установки для испытаний материалов ТЯР на реакторе ВВР-К методом вакуумной экстракции.

Схема установки

В работе была определена оптимальная методика и принципиальная схема эксперимента по испытаниям литийсодержащих материалов ТЯР на реакторе ВВР-К. Предложенная схема основана на методике определения выделяющегося потока в условиях вакуумной экстракции при непрерывной откачке. Принципиальная схема установки показана на рисунке 1.

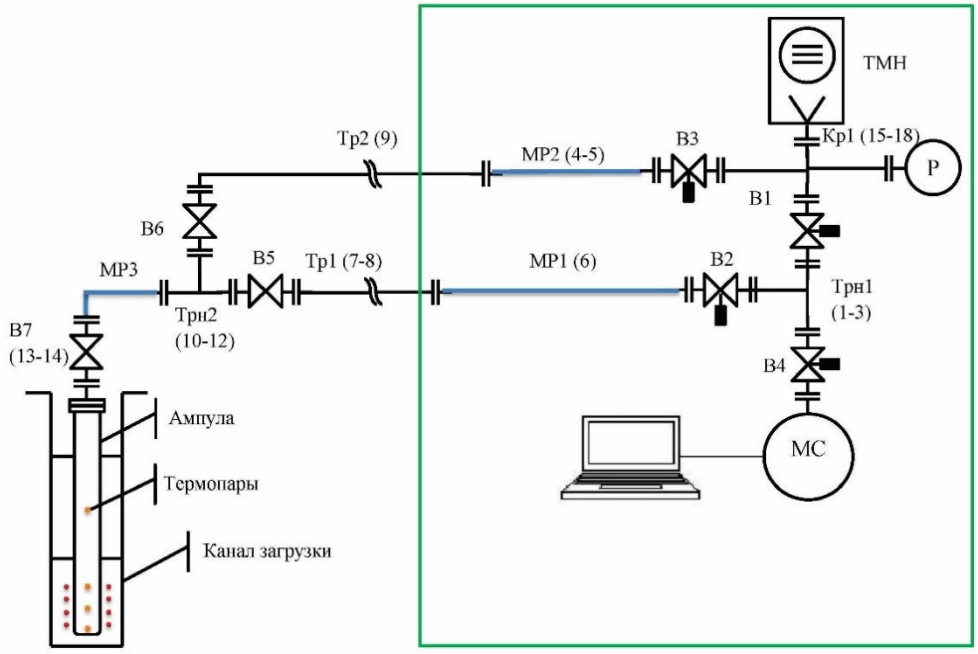


Рисунок 1. Принципиальная схема установки по исследованию газовыделения из материалов ЯР и ТЯР на реакторе ВВР-К

Для предложенной схемы реакторного эксперимента были проведены вакуумные расчеты распределения давления в камере установки для различных геометрий вакуумного тракта и для различных потоков газовыделения трития (10^{-11}–10^{-8} моль/с).

Целью расчетов являлось оценка диапазона и распределения давлений по длине облучательного устройства и вакуумной системы для возможных значений изменения геометрии системы и потока газа. Расчетная модель базировалась на усредненных значениях реальных размеров узлов стенда и ампульного устройства, параметров откачки насосов, встроенных в стенд и прочее.

Выбранная расчетная геометрия устройства представляла систему из ампульного устройства (длиной 4 м, диаметром 15 мм, 17,5 мм или 20 мм), выходного трубопровода из нержавеющей стали длиной 4 метра и внутренним диаметром 10 мм, и соединительного патрубка длиной 0,5 м, линейно сопрягающего выходную трубу (диаметром 10 мм) с входным фланцем турбомолекулярного насоса (100 мм). На рисунке 2 приведен условный вид радиального сечения внутреннего объема ампулы в области ее соединения с выходной трубкой.

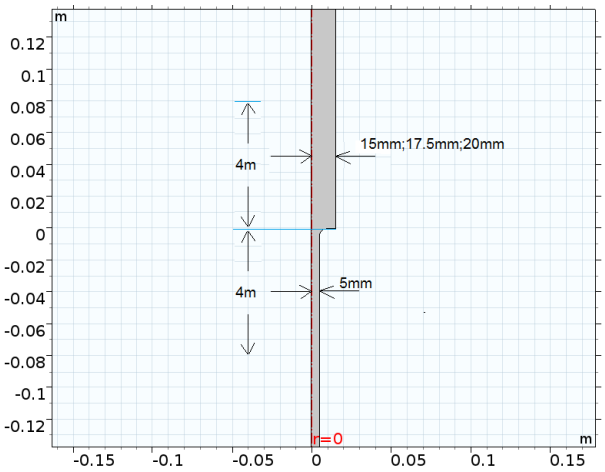


Рисунок 2. Схема и размеры ампульного устройства и выходной трубки

Выходной трубопровод герметично соединен (вварен) в верхнюю торцевую поверхность ампулы и образовывает с ней единый внутренний объем. Моделируется процесс подачи через нижний торец ампулы в такую систему заданного потока исследуемого газа, который откачивается вакуумным насосом на конце выходного трубопровода. Стенки ампулы с образцом рассматривались как некоторая, откачивающая газ, поверхность, поглощающая часть падающего на нее газового потока.

Расчеты

Для расчетов была использована трехмерная осесимметричная модель, по которой все элементы находятся на оной оси, длиной 8.5 м, что не влияет на точность расчетов и общность полученных результатов.

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

Согласно выбранным для моделирования параметрам входного потока и скорости откачки вакуумного насоса (200 литров в секунду) режим течения газа в такой системе описывается как свободный (разреженный) молекулярный поток, для которого имеет значение только взаимодействие газа с поверхностью (внутренней стенкой устройства). В режиме разреженного течения длина свободного пробега газа больше, чем характерный размер рассматриваемой системы (в данном случае это диаметр трубопровода), т.е. число Кнудсена в данном случае значительно больше, чем единица. Молекула газа при этом взаимодействует с поверхностью трубки гораздо чаще, чем с другой молекулой и поток частиц газа G определяется столкновениями с поверхностью системы. В цилиндрической системе координат такой поток газа G, пришедший с некой поверхностной точки X′ в другую поверхностную точку X описывается интегралом по поверхности S:

$$G = -\int_{s} \frac{j' \cdot (n \cdot r) \cdot (n' \cdot r)}{\pi r^4} dS', \qquad (1)$$

где j' – исходящий поток из точки X′, r – вектор расстояния между точками X′ и X, n' и n – соответствующие векторы плотности газа в окрестностях точек X′ и X.

Аналогично рассчитываются поверхностное давление газа P:

$$p = -\int_{s'} \frac{j' \cdot (n \cdot r)^2 \cdot (n' \cdot r)}{\pi r^4} \frac{M_n}{N_A} \left\langle c_{3D}^{'} \right\rangle dS + \\ + \frac{2j \cdot M_n}{N_A} \left\langle c_{3D} \right\rangle, \left\langle c_{3D}^{'} \right\rangle = \sqrt{\frac{9\pi RT^{'}}{8M_n}} \qquad (2)$$

и число частиц на поверхности n:

$$n = -\int_{s'} \frac{j' \cdot (n' \cdot r)}{\pi r^4} \left\langle \frac{1}{c_{3D}^{'}} \right\rangle dS' + \\ + 2\left\langle \frac{1}{c_{3D}} \right\rangle j, \left\langle \frac{1}{c_{3D}^{'}} \right\rangle = \sqrt{\frac{\pi M_n}{8RT'}}, \qquad (3)$$

где M_n – молярная масса газа, N_A – число Авогадро, R – газовая постоянная, T – температура, c_{3D} и c'_{3D} – средняя скорость движения частиц газа (для 3D-геометрии) в окрестности точки X и X’, соответственно, записанная как приведено в [15].

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

Входящий поток задается определением диффузионного источника (*Diffuse Flux*) газа на входе входной трубы и с потоком равным ~10^{-9} моль/с (а также 10^{-10} и 10^{-11} моль/с) (поток нормировался на площадь испускающей его поверхности).

Откачка задается определением вакуумного насоса (*Vacuum pump*) на выходе переходника трубка-насос (фланец диаметром 100 мм) со скоростью откачки равной, согласно паспорту насоса, 200 л/сек.

Откачные свойства поверхности ампулы заданы обозначением ее поверхности как *Vacuum pump2*, у которой заданы не скорость откачки, а доля откачиваемого газа из упавшего на поверхность ампулы потока (в нашем случае это значение соответствует 0,0002).

Температура поверхности задана через определение *Surface Temperature* для выбранных участков трубопровода. В нашем случае вся внутренняя поверхность устройства нагрета до температуры 300 К.

Очень существенным элементом расчета является определения типа внутренней поверхности устройства *Wall type*. При указании ее как *Wall* поверхность ведет себя как упругая стена, с диффузионным отражением падающих молекул газа по углу. Понятно, что согласно такому режиму (свободного молекулярного потока) расчет всегда будет давать некоторое стационарное значение параметра *G*, *p* и *n* (если стационарны граничные условия) и если поверхности химически и физически неактивные (тип поверхности *Wall*). Однако, если же поверхности имеют свойство связывать (адсорбировать/десорбировать) попадающие на них молекулы газа, то процесс установления стационарных условий значительно удлиняется. В нашем случае часть поверхности трубопровода обозначена как не сорбирующая, так как предметом анализа были квазиравновесные уровни потока дейтерия при прохождении его сквозь ампулу с различными температурами.

Расчет проводится для интервала времени 0–1800 секунд (30 минут). Для большей наглядности полученных результатов расчета в модели задается, что входной поток газа имеет импульсный характер и подается с 500 секунды до 1000 секунды. Характерные зависимости изменения давления водорода в вакуумной системе на различных расстояниях от насоса приведены на рисунке 3.

Полное распределение давления по системе для различных моментов времени показаны на рисунке 4. На рисунках 5–6 приведены результаты аналогичных расчетов для диаметров ампулы 17,5 мм и 15 мм, соответственно. Аналогичные данные получены для потоков 10^{-10} моль/с (рисунки 7–9) и 10^{-11} моль/с (рисунок 10).

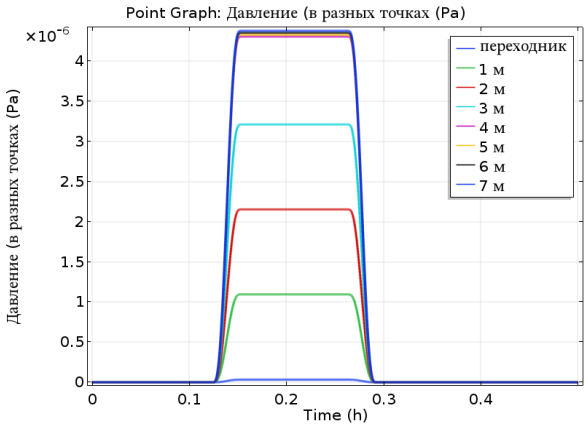


Рисунок 3. Динамика изменения давления на различных расстояниях от насоса при подаче импульса потока 10^{-9} моль/с на входе системы

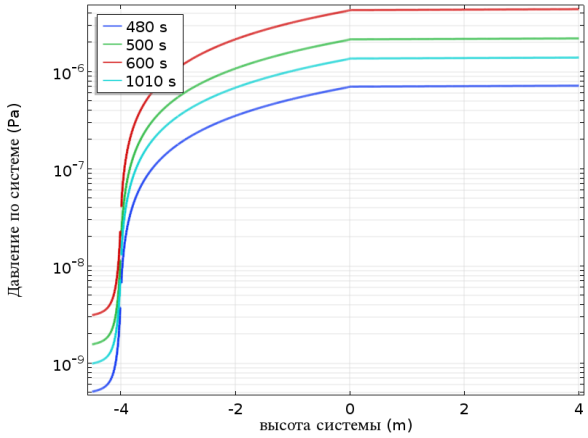


Рисунок 4. Давление по трубе в момент подачи потока. Поток 10^{-9} моль/с, источник – справа (отметка 4 м), откачка 200 л/с – слева (отметка −4,5 м). Радиус ампулы 20 мм, радиус выходной трубы 5 мм

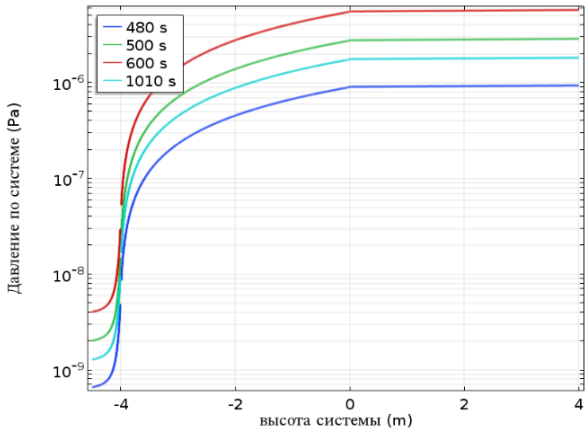


Рисунок 5. Давление по трубе в разные моменты подачи потока (600 с – стационар). Поток 10^{-9} моль/с, источник – справа (отметка 4 м), откачка 200 л/с – слева (отметка −4,5 м). Радиус ампулы 17,5 мм, радиус выходной трубы 5 мм

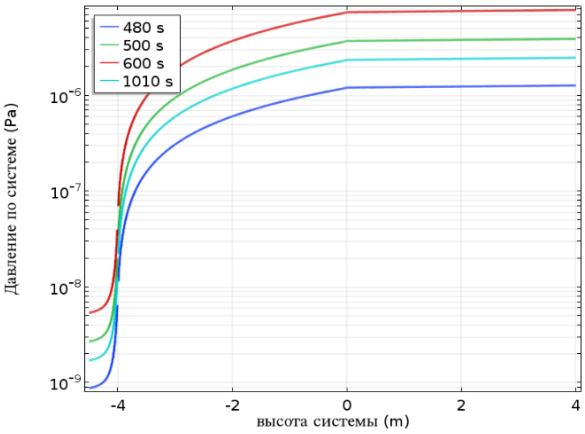


Рисунок 6. Давление по трубе в разные моменты подачи потока (600 с – стационар). Поток 10^{-9} моль/с, источник – справа (отметка 4 м), откачка 200 л/с – слева (отметка −4,5 м). Радиус ампулы 15 мм, радиус выходной трубы 5 мм

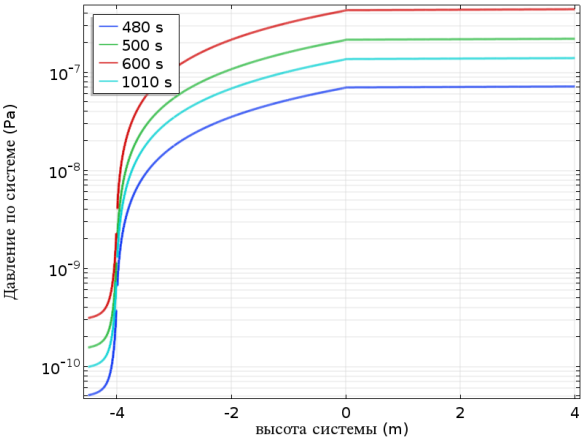


Рисунок 7. Давление по трубе в разные моменты подачи потока (600 с – стационар). Поток 10^{-10} моль/с, источник – справа (отметка 4 м), откачка 200 л/с – слева (отметка −4,5 м). Радиус ампулы 20 мм, радиус выходной трубы 5 мм

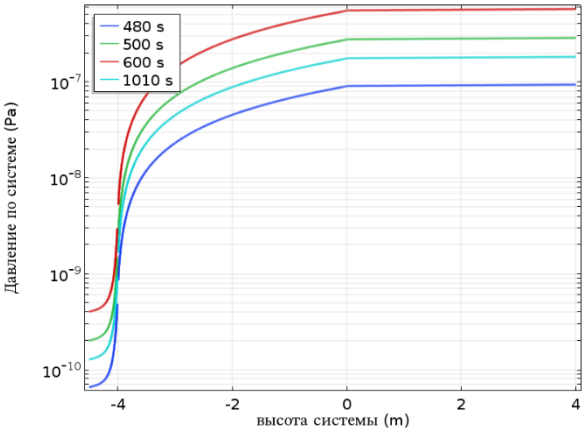


Рисунок 8. Давление по трубе в разные моменты подачи потока (600 с – стационар). Поток 10^{-10} моль/с, источник – справа (отметка 4 м), откачка 200 л/с – слева (отметка −4,5 м). Радиус ампулы 17,5 мм, радиус выходной трубы 5 мм

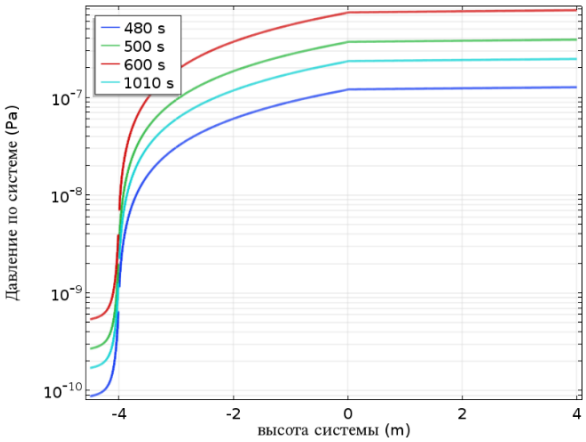


Рисунок 9. Давление по трубе в разные моменты подачи потока (600 с – стационар). Поток 10^{-10} моль/с, источник – справа (отметка 4 м), откачка 200 л/с – слева (отметка −4,5 м). Радиус ампулы 15 мм, радиус выходной трубы 5 мм

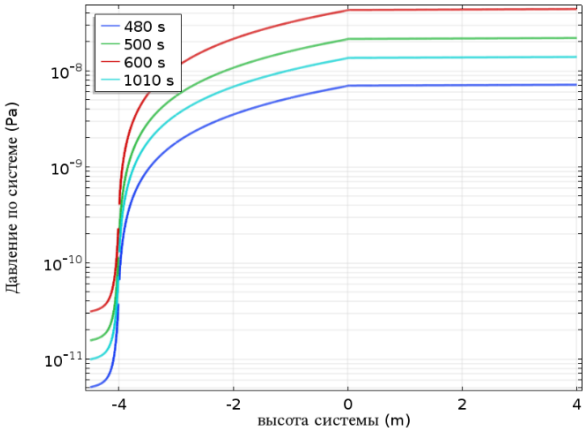


Рисунок 10. Давление по трубе в разные моменты подачи потока (600 с – стационар). Поток 10^{-11} моль/с, источник – справа (отметка 4 м), откачка 200 л/с – слева (отметка −4,5 м). Радиус ампулы 20 мм, радиус выходной трубы 5 мм

Заключение

Получены данные расчетов вакуумной системы установки для различных геометрий вакуумного тракта. Разработанная модель позволила оценить диапазон и распределение давлений по длине облучательного устройства и вакуумной системы.

Полученные зависимости в целом отвечают физической картине эксперимента:

– Наибольшее давление в области подачи потока газа в установку.

– Наблюдается практически линейный спад давления по трубопроводам, причем скорость падения давления выше в трубопроводе меньшего диаметра.

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

Работа выполнена в рамках программно-целевого финансирования по научным, научно-техническим программам на 2018–2020 годы (номер программы – BR05236400) Министерства образования и науки Республики Казахстан.

Литература

1. Arinkin F. et al. Feasibility analysis for LEU conversion of the WWR-K reactor using an eight-tube uranium dioxide fuel assembly. – 2005. – №. INIS-XA-P-121.
2. Enin A. A. et al. Design and experience of HEU and LEU fuel for WWR-M reactors //Nuclear engineering and design. – 1998. – Vol. 182. – №. 3. – P. 233–240.
3. Shikama T. et al. Status of development of functional materials with perspective on beyond-ITER //Fusion Engineering and Design. – 2008. – Vol. 83. – №. 7-9. – P. 976–982.
4. Gusev M. N. et al. Anomalously large deformation of 12Cr18Ni10Ti austenitic steel irradiated to 55 dpa at 310 C in the BN-350 reactor //Journal of Nuclear Materials. – 2009. – Vol. 386. – P. 273–276.
5. Aitkhozhin E. S., Chumakov E. V. Radiation-induced creep of copper, aluminium and their alloys //Journal of nuclear materials. – 1996. – Vol. 233. – P. 537–541.
6. Chakrov P. et al. WWR-K research reactor. Status and future plans. – 2009. – №. JAEA-CONF--2008-011.
7. Arinkin F. M., Gizatulin S. K. K., LV S. IV "WWR-K research reactor core configuration changes in order to increase power during life test" //Russian Physics Journal. – Vol. 58. – С. 1–2.
8. Kulsartov T. V. et al. Tritium migration in the materials proposed for fusion reactors: Li2TiO3 and beryllium //Journal of Nuclear Materials. – 2013. – Vol. 442. – №. 1-3. – P. S740–S745.
9. Kulsartov T. et al. Study of tritium and helium release from irradiated lithium ceramics Li2TiO3 //Fusion Science and Technology. – 2011. – Vol. 60. – №. 3. – P. 1139–1142.
10. Tazhibayeva I. et al. Material science activities for fusion reactors in Kazakhstan //Journal of Nuclear Materials. – 2009. – Vol. 386. – P. 15–18.
11. Shestakov V. et al. In-Pile Assemblies for Investigation of Tritium Release from Li 2 TiO 3 Lithium Ceramic //Fusion science and technology. – 2005. – Vol. 47. – №. 4. – P. 1084–1088.
12. Kunakov S., Son E., Shapiyeva A. Probe diagnostics of 63UFHe plasma, generated in the core of nuclear reactor WWW–K //International Journal of Mathematics and Physics. – 2015. – Vol. 6. – №. 1. – P. 69–74.
13. Shaimerdenov A. et al. Irradiation Test for Liner Variable Differential Transformers in the WWR-K Core, INP-KNNC, Kazakhstan and JAEA, Japan // In-Pile Testing And Instrumentation for Development of Generation-IV Fuels and Materials. – 2003. – P. 45.
14. Feres R., Zhang H. K. Spectral gap for a class of random billiards //Communications in Mathematical Physics. – 2012. – Vol. 313. – № 2. – P. 479–515.
15. Celestini F., Mortessagne F. Cosine law at the atomic scale: Toward realistic simulations of Knudsen diffusion //Physical Review E. – 2008. – Vol. 77. – №. 2. – P. 021202.

ТЯР МАТЕРИАЛДАРЫН WWR-K РЕАКТОРЫНДА НЕЙТРОНДЫҚ СӘУЛЕЛЕНДІРУМЕН ДЕГАЗАЦИЯЛАУ ЭКСПЕРИМЕНТІНІҢ ВАКУУМ СХЕМАСЫН ЕСЕПТЕУ

[2)] И.Е. Кенжина, [1)] Т.В. Кульсартов, [1)] Е.В. Чихрай, [1)] В.П. Шестаков, [1,2)] С.К. Аскербеков, [1)] Ж.А. Заурбекова, [2)] А.А. Шаймерденов, [2)] Ш.Х. Гизатуллин, [2)] Е.А. Кенжин

[1)]ЭТФ ҒЗИ Әл-Фараби атындағы ҚазҰУ, Алматы, Қазақстан
[2)] ЯФИ РМК, Алматы, Казахстан

Бұл мақалада WWR-K реакторында ТЯР материалдарын вакуумды экстракция әдісімен сынақтан өткізу үшін қондырғы жасау жобасын іске асыру бойынша жұмыстың бірінші кезеңі көрсетілген. Атап айтқанда, вакуумдық жүйенің вакуумдық жолдың әртүрлі геометриялары үшін қондырғыларын есептеу туралы деректер келтірілген. Дамыған модель сәуле шығару құрылғысы мен вакуумдық жүйенің ұзындығы бойынша қысымның таралуын бағалауға мүмкіндік берді.

Зерттеу бойынша қысым бөлісінен алынған мәндері жалпы тритий мен гелий ағынын жүйеге тіркеудің физикалық мүмкіндіктері үлгілердегі тритий мен гелий өндіру деңгейіне 10^{-11} моль/с жеткілікті екендігін көрсетті.

CALCULATION OF THE VACUUM DIAGRAM OF THE EXPERIMENT ON THE DEGASATION OF FUSION MATERIALS IN CONDITIONS OF NEUTRON IRRADIATION AT WWR-K REACTOR

[2] Inesh Kenzhina, [1] Timur Kulsartov, [1] Yevgeniy Chikhray, [1] Vladimir Shestakov, [1,2] Saulet Askerbekov, [1] Zhanna Zaurbekova, [2] Asset Shaimerdenov, [2] Shamil Gizatullin, [2] Yergazy Kenzhin

[1] IETP of al-Farabi KazNU, Almaty, Kazakhstan
[2] INP of Ministry of Energy of RK, Almaty, Kazakhstan

This article presents the first stage of work on the implementation of the project for the creation of an installation for testing fusion materials at WWR-K reactor using the vacuum extraction method. In particular, the data of calculations of the vacuum system of the installation for various geometries of the vacuum path are presented. The developed model made it possible to estimate the range and distribution of pressures along the length of the irradiation device and the vacuum system.

The obtained values of the pressure distribution showed that, in general, the physical ability to register the flow of tritium and helium into the system will be sufficient for the levels of production of tritium and helium in the samples under study above 10^{-11} mol/s.

УДК 620.193.55

РАЗРАБОТКА МЕТОДИКИ ТДС-ЭКСПЕРИМЕНТОВ С ИНДУКЦИОННЫМ НАГРЕВОМ ОБРАЗЦОВ, ПРЕДВАРИТЕЛЬНО НАСЫЩЕННЫХ ВОДОРОДОМ

[1] Кульсартов Т.В., [1,2] Заурбекова Ж.А., [1] Чихрай Е.В.

[1] АО «Казахстанско-Британский Технический Университет», Алматы, Казахстан
[2] Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В настоящей статье приведены результаты работ по разработке установки и экспериментальному и расчетному обоснованию методики термоадсорбционных исследований металлических образцов с помощью системы индукционного нагрева. Приведены результаты методических ТДС экспериментов с образцами нержавеющей стали Х18Н10Т различной толщины, выполненных в условиях откачки при скоростях нагрева от 0,5 до 2 К/с. Были определены основные технические характеристики установки, и методические процедуры проведения ТДС исследований.

Введение

Как известно, проблема взаимодействия водорода с материалами существует в различных отраслях энергетики и промышленности. Например, в процессе эксплуатации оборудования НПЗ под воздействием водорода при повышенных температурах и давлении возникают условия развития макродефектности в конструкционных материалах, которые приводят к образованию трещин [1]. Существует определенная зависимость между содержанием водорода и метана (образовавшегося в результате водородной коррозии) в материале и наличием в нем макродефектов, таких как трещины [2].

Для анализа и получения новых данных о параметрах взаимодействия изотопов водорода с материалами, о степенях наводороживания материалов, применяют различные методики исследования (например, метод Горского). Одним из таких методов исследования является метод термодесорбции, который перспективнен с точки зрения определения количества водорода в объёме материала и параметров ловушек для водорода. С помощью метода ТДС можно определить такие характеристики материала как: концентрация водорода и метана в материале; особенности состояния водорода в материале; долю водорода, находящегося в междоузлиях решетки матрицы; долю водорода в различного рода ловушках (таких как границы зерен, дефекты структуры и пр.).

На практике часто возникают серьезные методические трудности при проведении экспериментов по ТДС с небольшими образцами, содержащими незначительное количество водорода. При нагреве таких образцов в вакуумной камере происходит разогрев ее элементов, что приводит к газовыделению водорода из них и существенно затрудняет анализ спектров выделения водорода из образца. Одним из путей решения этой методической проблемы является создание системы индукционного нагрева. Разработке и созданию установки по проведению термодесорбционных исследований материалов, подвергшихся водородной коррозии с модулем индукционного нагрева образцов посвящена настоящая статья.

Основная часть

Метод термодесорбционной спектроскопии (ТДС) основан на изучении кинетики выделения газообразного диффузанта из образца в режиме его программированного нагрева. В ходе эксперимента регистрируют либо уменьшение количества диффузанта в образце (интегральный вариант), либо увеличение его концентрации в газе-носителе (или вакууме). В последнем случае измеряют изменение количества газа, выделившегося из твёрдого тела к моменту времени t (интегральный вариант), или изменение во времени потока газа из образца (дифференциальный вариант).

Для различных геометрий образцов дифференциальное уравнение имеет вид:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D\frac{1}{r^{\nu}}\frac{\partial}{\partial r}\left(r^{\nu}\frac{\partial C}{\partial r}\right), \qquad (1)$$

где $C(r,t)$ – концентрация зонда; t – время; D – коэффициент диффузии; r – радиальная координата; $\nu=0$ для пластины (цилиндра или призмы с непроницаемой боковой поверхностью); $\nu=1$ для цилиндра с непроницаемыми торцами (бесконечный цилиндр); $\nu=2$ для сферы.

Для описания поведения водорода в металлах, с учётом их возможности захвата и высвобождения из дефектов, можно использовать модель, основанную на одномерном описании диффузии атомов водорода в металле [3]:

$$\frac{\partial C}{\partial t} = D\frac{\partial^2 C}{\partial x^2} - \sum_{i=1}^{p}\frac{\partial C_T^i}{\partial t}; \qquad (2)$$

$$\frac{\partial C_T^i}{\partial t} = \frac{D}{\lambda^2}C\frac{(N_T^i - C_T^i)}{\rho} - \nu_{dt}^i C_T^i \exp\left(-\frac{E_{dt}^i}{kT}\right), \qquad (3)$$

где $C(x, t)$ – концентрация растворённого (свободного) водорода в металле; $C_T^i(x,t)$ – концентрация захваченного водорода в ловушке типа i; $N_T^i(x,t)$ – концентрация ловушек типа i; ρ – концентрация атомов металла; $D = D_0 exp(-E_D/kT)$ – коэффициент диффузии водорода в металле; E_D – энергия активации для диффузии; λ – период кристаллической решётки

металла; E_{dt}^{i} – энергия выхода водорода из ловушки типа i; ν_{dt}^{i} – частота попыток выхода атома водорода из ловушки типа i; k – постоянная Больцмана. В качестве граничных условий обычно выступает равенство диффузионного потока из объёма к поверхности десорбционному потоку с поверхности для передней и задней поверхностей образца (в других направлениях образец считается бесконечным):

$$K_r C^2 = D\frac{\partial C}{\partial x}\Big|_{x=0};\ K_r C^2 = -D\frac{\partial C}{\partial x}\Big|_{x=d}, \qquad (4)$$

где K_r – коэффициент рекомбинации; d – толщина образца.

Классическая блок-схема для дифференциального варианта ТДС эксперимента приведена на рисунке 1.

Авторами статьи был сделан выбор в пользу создания ТДС установки, в которой реализуется дифференциальный режим метода. Особенностью разрабатываемой установки было то, что вес (и соответственно размеры) исследуемых образцов стали из оборудования НПЗ должны быть небольшими (от 0,01 г до 1 г). Это требование вытекает из того, что для целей анализа безопасности образцы будут получены (вырезаны) из действующего оборудования НПЗ.

Такое требование, помимо всего, поставило задачу выбора специальной системы нагрева образцов: система должна обеспечивать нагрев образца без значительного нагрева остальных элементов установки. Это связано с тем, что одним из основных регистрируемых в эксперименте газов, выделяющегося из образца, будет водород (значительные количества которого всегда присутствуют в металлических материалах). Поэтому (с учетом малого веса исследуемого образца) при проведении эксперимента (при программируемом нагреве образца) должно быть ограничение на фоновые значения выделения водорода из элементов конструкции установки.

В связи с этим была разработана и создана система индукционного нагрева образца, которая выглядит следующим образом: металлический тигель (вид которого показан на рисунке 2) с образцом, на котором установлена термопара, вставляется в закрытую с одного конца керамическую трубку. На трубку навит медный провод, который запитывается от блока питания, обеспечивающего в медном проводнике токи переменной частоты (до 250 кГц) и максимальной амплитудой до 30 А. Керамическая трубка через уплотнение посредством фланцев и герметизирующей вакуумной вставки крепится к установке с масс-спектрометром и двумя турбомолекулярными насосами.

Принципиальная схема установки и ее общий вид приведены на рисунках 2 и 3. Оранжевым на рисунке обозначены прогреваемые вакуумные соединения.

Предварительно, до окончательного выбора схемы установки и размеров керамической трубки, тигля и прочего, были проведены теплофизические и вакуумные расчеты ТДС эксперимента для обоснования и оптимизации конструкции установки.

Целью вакуумных расчетов являлась оценка диапазона и распределения давлений по длине вакуумной системы для возможных значений изменения геометрии системы и потока газа. Расчетная модель базировалась на усредненных значениях реальных размеров узлов установки, параметров откачки насосов и прочее. Для расчетов была использована 3-х мерная осесимметричная модель, по которой все элементы находятся на одной оси, что не влияет на точность расчетов и общность полученных результатов. Вычислительная задача сводится к разбиению общей поверхности системы на конечные элементы и расчету интегралов потока газа и поверхностного давления. В нашем случае для этой цели использовалась система решения инженерных задач *Comsol Multiphysics*. Исходящий поток газа задавался определением диффузионного источника газа в области образца с тиглем. На рисунке 4 приведен характерный расчет изменения давления по вакуумному тракту установки при потоке газа из образца на уровне ~$5\cdot10^{-10}$ моль/с для разных режимов откачки. Как видно из расчета, уровень давления в масс-спектрометре может варьироваться в широких пределах и чувствительность системы измерения можно будет оптимальным образом выбрать, изменяя режимы откачки. Полученные значения распределения давления показали, что возможность зарегистрировать поток водорода из образца будет обеспечиваться для уровней потока выше 10^{-12} моль/с.

Проведены теплофизические расчеты динамики нагрева и распределения температурных полей для нагревательного модуля установки по ТДС исследованиям с тиглями из различных материалов (вольфрам, тантал, нержавеющая сталь).

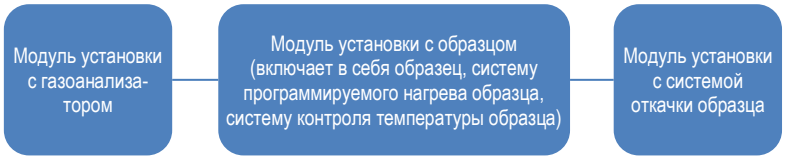
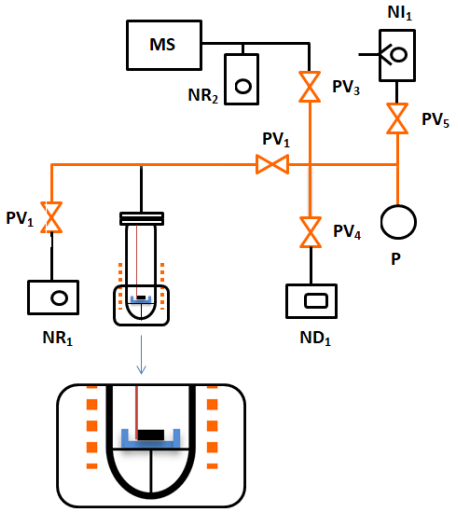


Рисунок 1. Блок-схема ТДС эксперимента (дифференциальный вариант) при нагреве исследуемого образца в условиях откачки камеры



PV1-PV5 – вакуумные клапана; NR1 – турбомолекулярный насос на базе вакуумного поста (TurboV 301); NR1 – турбомолекулярный насос для масс-спектрометра RGA-100 (TurboV 81M); MS – масс-спектрометр RGA-100; ND1 – механический насос; NI1 – магнитно-разрядный насос (НОРД-100); P – датчик давления (FRG700)

Рисунок 2. Схема ТДС установки

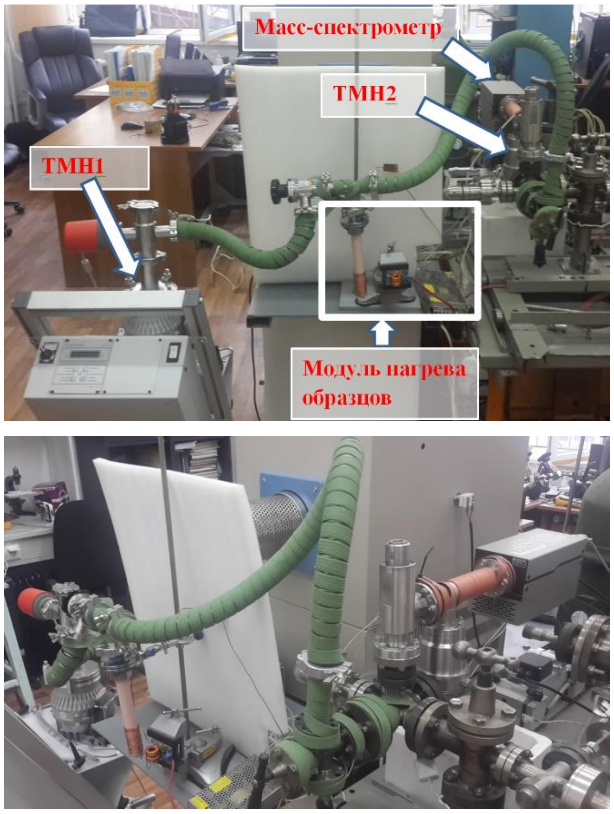


Рисунок 3. Общий вид установки

В расчетах полагалось, что тигель нагревается индукционным образом, керамическая трубка охлаждается свободным конвекционным потоком воздуха. Также учитывается теплоотдача излучением тигля, а сам тигель находится в вакууме (давление в камере ~10^{-4} Па). Расчеты проводились для нескольких значений степени черноты тигля. Для расчета индукционного нагрева использован модуль *Magnetic Fields*, производящий вычисления магнитного поля и индуцированных распределений тока в индукторе, образце, тигле и других проводниках и вокруг них. Модуль решает уравнения Максвелла для векторного магнитного и скалярного электрического потенциалов. Основным узлом модуля является закон Ампера, который обеспечивает интерфейс для определения существенных отношений всех сред и их относительной проницаемости. Вторым важным элементом модуля является индуктор (*Coil*), задающий параметры внешнего электромагнитного воздействия.

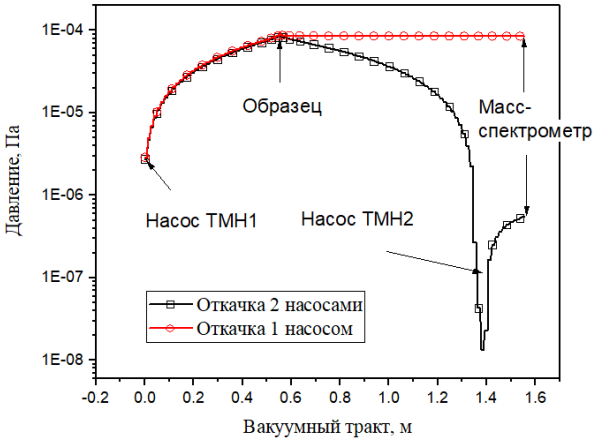


Рисунок 4. Распределение давления по вакуумному тракту установки при потоке газа из образца на уровне ~$5 \cdot 10^{-10}$ моль/с

Для расчетов также использовалась 3-х-мерная осесимметричная модель, по которой все элементы находятся на одной оси. Для моделирования тепломассопереноса использован мультифизический модуль *Nonisotermal Flow*, интегрирующий в себе субмодули *Heat Transfer in Fluids* и *Laminar Flow* для расчета теплопереноса в потоке воздуха, контактирующего с поверхностью, и для расчета распределения скоростей и давления в потоке, соответственно.

Некоторые характерные результаты расчета приведены на рисунке 5. Как и предполагалось, предложенная схема нагрева позволяет достигать целей эксперимента: осуществлять нагрев образцов незначительно разогревая элементы модуля установки. Кроме этого, видно, что, варьируя параметры источника питания (или используя различные медные катушки) можно менять параметры нагрева образца.

Одним из этапов работы было проведение методических экспериментов на созданной установке по ТДС с образцами нержавеющей стали. В экспериментах использовались образцы нержавеющей стали Х18Н10Т различной толщины (l=1 мм и 1,5 мм) с поперечными размерами 5×5 мм.

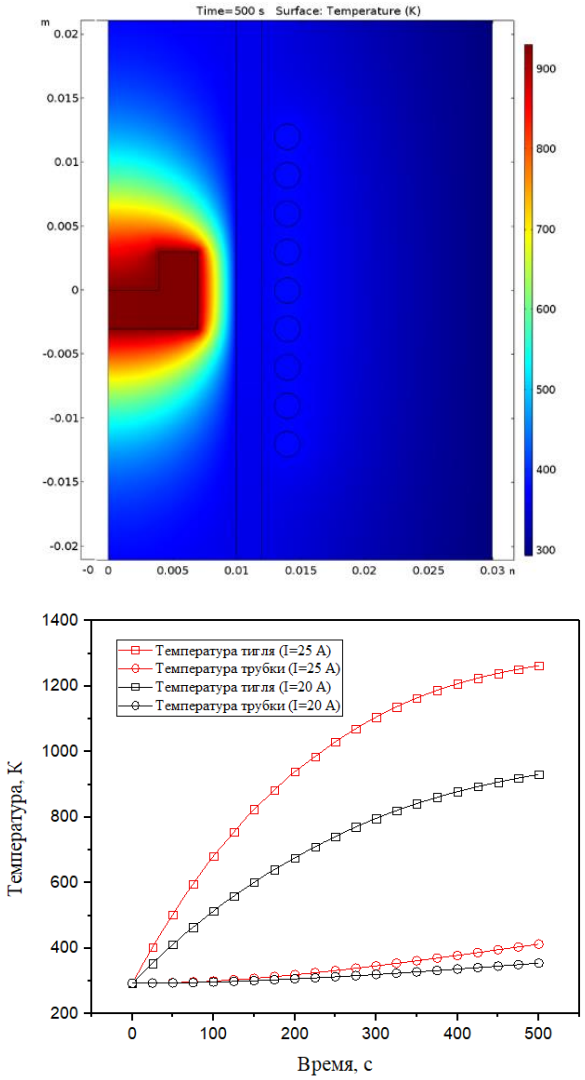


Рисунок 5. Результаты теплофизических расчетов модуля нагрева образцов (материал тигля – нержавеющая сталь)

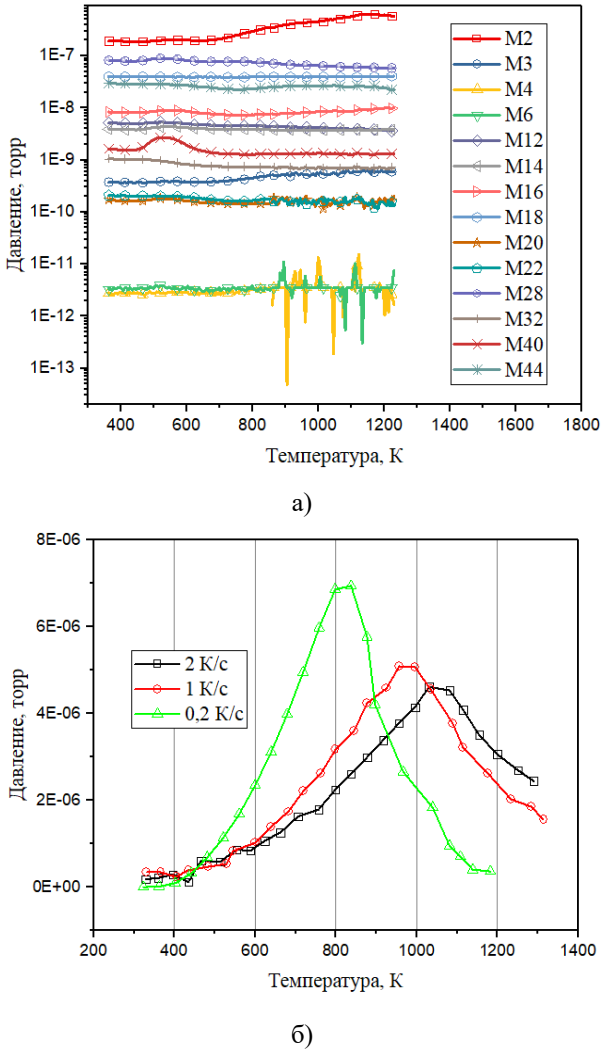


Рисунок 6. Методические эксперименты по газовыделению: а) различных газов из пустого танталового тигля (скорость нагрева 0,5 К/с); б) водорода из образцов нержавеющей стали Х18Н10Т (толщина 1 мм)

На рисунке 6 приведены характерные зависимости выделения различных газов из пустого танталового тигля и газовыделение водорода из исследуемых образцов нержавеющей стали Х18Н10Т (толщина 1 мм) при проведении ТДС экспериментов.

Заключение

Таким образом была разработана и создана установка для термодесорбционных исследований металлических образцов; проведены методические эксперименты, по результатам которых определены оптимальные методические процедуры испытаний в водородной среде, и процедуры пост испытательных экспериментов по ТДС.

Также по проведенным методическим экспериментам удалось определить коэффициенты калибровки масс-спектрометра и основные технические параметры разработанной и созданной установки:

– Масса исследуемых образцов: от 0,01 до 1 г;

– Исследуемый температурный интервал: 300–1323 К;

– Интервал скоростей нагрева образцов: 0,1–3 К/с;

– Максимальная чувствительность регистрации (минимальный регистрируемый поток) молекул водорода ~10^{-12} моль/с;

– Оптимальная скорость регистрации масс-спектра: не менее 13 секунд регистрация одного масс-спектра;

– Давление остаточных газов при проведении эксперимента: не более 10^{-6} Па.

Работа выполнена в рамках программно-целевого финансирования по научным, научно-техническим программам на 2018–2020 годы (номер программы – BR05236800) Министерства образования и науки Республики Казахстан.

Литература

1. Арчаков Ю.И. Водородная коррозия стали. М.: Металлургия, 1985.
2. Добротворский А. М., Шевякова Е. П., Масликова Е. И., Михайловский В.Ю. Современные методы выявления причин отказов нефтеперерабатывающего и нефтехимического оборудования // Химич. техника. 2013. № 12. С. 10–15.
3. Зибров М.С., Шубина А.С., Гаспарян Ю.М., Писарев А.А. О возможности определения энергии связи водорода с дефектами по термодесорбционным измерениям с различными скоростями нагрева. ВАНТ. Серия «Термоядерный синтез». 2015, т. 38, вып. 1, с.32–41.

СУТЕГІМЕН АЛДЫН-АЛА ҚАНЫҚҚАН ҮЛГІЛЕРДІ ИНДУКЦИЯЛЫҚ ҚЫЗДЫРУМЕН ТДС ЭКСПЕРИМЕНТТЕРДІ ЖАСАУ ӘДІСТЕРІН ӘЗІРЛЕУ

[1] Т.В. Кульсартов, [1,2] Ж.А. Заурбекова, [1] Е.В. Чихрай

[1] «Қазақстан-Британ Техникалық Университеті» АҚ, Алматы, Қазақстан
[2] ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Казахстан

Бұл мақалада индукциялы жылу жүйесімен металл сынамаларының термоадсорбциясын зерттеу қондырғысын жасау эксперименталды әдісінің және есептелген негіздемесі бойынша жұмыстардың нәтижелері келтірілген. Әртүрлі қалыңдықтағы тотықпайтын Х18Н10Т болаттан жасалған үлгілермен, сорғы жағдайларында 0,5-тен 2 К/с дейін қыздыру жылдамдығымен орындалған тәжірибелік-методикалық ТДС эксперименттерінің нәтижелері келтірілген. Зерттеудің негізгі техникалық сипаттамалары, сонымен қатар ТДС зерттеулерін жүргізудің әдістері анықталды.

DEVELOPMENT OF THE TECHNIQUE OF TDS-EXPERIMENTS WITH INDUCTION HEATING OF SAMPLES PREDICTIVELY SATURATED WITH HYDROGEN

[1] Timur Kulsartov, [1,2] Zhanna Zaurbekova, [1] Yevgeniy Chikhray

[1] JSC “Kazakhstan-Britain Technical University”, Almaty, Kazakhstan
[2] Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

This article presents the results of work on the development of the installation and the experimental and calculated substantiation of the method of TDS studies of metal samples using an induction heating system. The results of the methodical TDS experiments with samples of stainless steel X18H10T of various thickness, performed under pumping conditions at heating rates from 0.5 to 2 K/s, are presented. The main technical characteristics of the facility, and the methodological procedures for conducting TDS studies were identified.

УДК 621.039.53

СПОСОБ СТАБИЛИЗАЦИИ ДАВЛЕНИЯ ВОДЯНОГО ПАРА ПРИ ПРОВЕДЕНИИ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ КОРРОЗИОННЫХ ИСПЫТАНИЙ ГРАФИТОВЫХ МАТЕРИАЛОВ ЯР И ТЯР

[1)] Чихрай Е.В., [1)] Шестаков В.П., [1)] Аскербеков С.К., [2)] Кенжина И.Е.

[1)] НИИЭТФ КазНУ им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан
[2)] РГП «Институт ядерной физики» Министерства энергетики РК, Алматы, Казахстан

Важной технической проблемой при исследовании высокотемпературной коррозии графитовых материалов и SiC-C структур в парах воды в вакууме является обеспечение стабильного парциального давления (0,001–1,0 Па) водяного пара в зоне образца. Т.к. температура в зоне образца может достигать 1400–1700 К, то расположить там датчики измерения давления пара не представляется возможным. В работе предлагается способ использования металлических поверхностей существующих или специально внесенных элементов вакуумной системы (ресиверы, резервуары, трубопроводы) в качестве источника воды при их управляемом нагреве. С помощью компьютерной модели газо-вакуумной среды установки коррозии рассчитывается соотношение давлений воды в точке расположения образца и в точке пробозабора масс-анализатора. Полученное отношение и аналоговый сигнал масс-анализатора (пик воды, 18 а.е.м.) используются для пропорционально-интегрально-дифференцирующего (ПИД) регулирования температуры десорбции для достижения требуемого давления пара.

Введение

Присутствие трудноудаляемой воды в вакуумных системах исследовательских установок или технологических линий в большинстве случаев является проблемой, т.к. вода там нежелательна. Способность воды легко адсорбироваться и плохо десорбироваться поверхностью металлических элементов вакуумной системы приводит к необходимости длительной откачки установки при каждом ее открытии на атмосферу [1–3]. С другой стороны, некоторые химические эксперименты и технологические процессы требуют присутствия контролируемого источника водяных паров, способного поддерживать постоянное низкое парциальное давление (0,001–1,0 Па) в определенной зоне вакуумной системы (обычно это реакционные или технологические зоны, не доступные датчикам или измерительным средствам) [4–6].

В случае высоковакуумной системы можно не учитывать физическую адсорбцию воды, поскольку эти многослойные отложения воды не являются проблемой и легко удаляются со стенок установки на начальной стадии откачки системы. Только последний слой воды химически связывается через атом кислорода в молекуле с поверхностью адсорбирующего участка. Металлическая поверхность элемента источника воды химически связывает этот последний слой воды и в дальнейшем является основным ее источником в системе, даже на стадии высоковакуумной откачки [6–9]. Количество мест адсорбции N_{sit} на металлической поверхности определяет максимально возможную концентрацию воды в поверхностном монослое и считается равным $6 \cdot 10^{15}$ молекул/см^2 [3, 9] для нержавеющих сталей класса 300 (SS316, SS304). Заселенность поверхностных участков с адсорбированными молекулами N_{ads} обозначается как Θ и равна:

$$\theta = \frac{N_{ads}}{N_{sit}}, \quad (\theta < 1) \qquad (1)$$

Баланс процессов сорбции и десорбции на поверхности описывается уравнениями:

$$J = \frac{dN_{des}}{dt} = \frac{(1-S)G}{N_A} + D; \qquad (2)$$

$$\frac{dN_{ads}}{dt} = \frac{SG}{N_A} - D, \qquad (3)$$

где J – исходящий поток, G – падающий поток, N_A – число Авогадро, D – скорость десорбции, S – коэффициент прилипания. Предполагается также, что вероятность адсорбции воды (также известная как коэффициент прилипания S) линейно зависит от заселенности поверхностных участков Θ:

$$S = S_0(1-\theta). \qquad (4)$$

Для чистой (отожженной) поверхности максимальное значение коэффициента прилипания S_0 полагается равным 0,1 [8, 9]. Предполагается также, что процесс десорбции воды является процессом первого порядка (скорость десорбции пропорциональна концентрации адсорбированных молекул N_{ads}), поэтому вода при адсорбции не диссоциирует. Поскольку процесс десорбции температурно-зависим, то скорость десорбции D определяется как:

$$D = N_{ads} \cdot \nu_0 \cdot \exp\left(-\frac{E_{des}}{RT}\right), \qquad (5)$$

где $\nu_0 = 10^{13}$ с$^{-1}$ есть частота колебаний молекулы на поверхности [2, 6], а E_{des} является энергией активации десорбции, кДж/моль; R – универсальная газовая постоянная; T – температура, К. В общем случае, E_{des} зависит от заполнения поверхности Θ, особенно если Θ приближается к 1, но если $\Theta < 0{,}3$, то E_{des} можно считать постоянной (так называемая Ленгмюровская изотерма) [2]. Широко признано, что E_{des} десорбции воды из нержавеющей стали составляет от 80 кДж/моль до 100 кДж/моль [6–9].

Модель

Целью работы является разработка адекватной модели высоковакуумной системы, содержащей прогреваемую внутреннюю поверхность – источник воды, вакуумный насос и датчик давления воды (масс-анализатор). Модель должна соответствовать реальной геометрии системы и имеющимся экспериментальным данным и позволить рассчитать картину изменения давлений воды во всей системе при нагреве источника воды. Результаты моделирования позволят оценить возможность управляемого нагрева источника воды для получения требуемого давления в точке образца.

Поскольку в высоковакуумных системах молекулы газа находятся в разреженном потоке и большую часть времени взаимодействуют со стенками, а не друг с другом (число Кнудсена выше 10), поэтому пакет *Free Molecular Flow* из *COMSOL Multiphysics* [11] является подходящим инструментом для моделирования. Модуль моделирования свободного молекулярного потока использует метод быстрых угловых коэффициентов [10]. Этот метод позволяет проводить быстрые параметрические исследования геометрии камеры и позволяет рассчитывать временную эволюцию всех поверхностных процессов и параметров, описываемых системой уравнений (2, 3).

В этом исследовании представлена установка высокотемпературной (1400–1870 K) коррозионной системы SiC-композита в вакууме под давлением воды 0,01–0,5 Па, как пример для моделирования аналогичной системы. Состав системы описан в [1]. Здесь будет рассмотрена осесимметричная геометрия основных вакуумных элементов системы, как показано на рисунке 1. Основным компонентом системы является вакуумная трубчатая печь из оксида алюминия, содержащая некий образец (графит, металл, керамика и т. д.), реагирующий с потоком водяного пара. Следует отметить, что характер взаимодействия образца с потоком воды не имеет значения, поскольку образец имеет небольшой размер и его расход воды пренебрежимо мал по сравнению с потоком, откачиваемым вакуумным насосом. Большим доменом с левой стороны рисунка является объем источника воды (цилиндр из нержавеющей стали) с водо-выделяющими внутренними стенками при температуре T_{cyl}. Скорость откачки вакуумного насоса является одним из основных параметров системы и должна быть известна. Поскольку нас интересует давление воды в точке расположения образца и на выходе из печи (в точке расположения датчика давления), поэтому в модель вводятся специальные зонды с переменными P_{tub} и P_{exit} для значений давления в местах, показанных на рисунке 1. Зонд P_{tub} соответствует местоположению образца в модели, положение зонда P_{exit} соответствует положению реального датчика давления (в нашем случае это положение капиллярного пробозабора масс-анализатора). Считаем, что скорость десорбции записывается как:

$$D = N_{ads} \cdot \nu_0 \cdot \sum_{i=1}^{n} A_i \exp\left(-\frac{E_{des}}{RT}\right). \qquad (6)$$

Первоначальное заполнение поверхностных участков в цилиндре составляет Θ_{cyl} = 0,3. Поверхности печи в горячей зоне описываются как идеальная отражающая стенка (без адсорбции). Другие параметры: n = 3, E_{des} = (80, 90, 100) кДж/моль; A_i = (3,81·10^{-4}, 8,3·10^{-3}, 0,98); N_{sit} = 6·10^{15} молекул/см^2; S_0 = 0,1; скорость откачки V_p = 4,85 л/с.

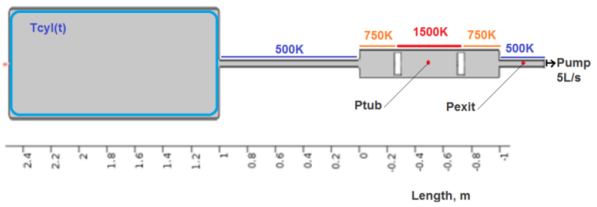


Рисунок 1. Размеры и температуры моделируемой вакуумной системы

Моделирование откачки системы

Используя вышеприведенный подход, была написана программа в программной среде *MathCad 14*, с помощью которой были промоделированы результаты экспериментов авторов статьи [9] по поглощению изотопов водорода ванадиевыми сплавами.

Если геометрия системы правильно отражена в модели, средства откачки и все поверхности правильно описаны, все температуры установлены, может быть запущен расчет во временном режиме (*Time Dependent*) для того, чтобы проверить поведение системы в процессе откачки, когда цилиндр находится при постоянной комнатной температуре. На рисунке 2 показан пример расчетного изменения давления в центре печи (P_{tub}) и выходе (P_{exit}) во время моделирования откачки системы при температуре баллона 300 K в течении 1000 секунд.

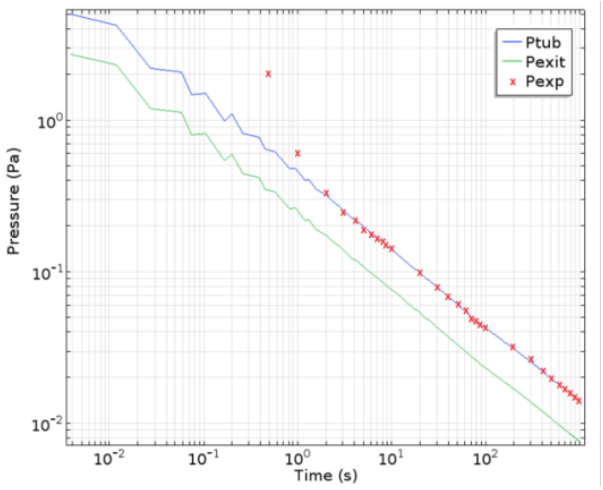


Рисунок 2. Моделирование процесса откачки системы. P_{exp} – экспериментальные данные

Как видно из результатов моделирования, падение давления в системе при откачке выглядит аналогичным типичным кривым откачки [2, 3, 5–9] и близким к экспериментальным данным в интересующем нас диапазоне давлений 0,001–1 Па. Этот этап моделирования необходимо использовать для подгонки параметров модели (V_p, N_{sit}, E_{des} и т.д.) для наилучшего соответствия кривым откачки реальной системы.

Далее, с полученными параметрами модели можно переходить к определению такой зависимости изменения температуры цилиндра во времени $T_{cyl}(t)$, которая обеспечивала бы требуемое стабильное значение (P_{set}) давления воды P_{tub} в центре печи во время ее непрерывной откачки. Для этой цели модель была дополнена глобальным пространственно-независимым уравнением, обеспечивающим некоторое ограничение на закон изменений T_{cyl}, а именно: в систему вводится глобальное дифференциальное уравнение (7), определяющее пропорционально-интегрально-дифференциальный (ПИД) контроль T_{cyl}:

$$T_{cyl} = K_p(P_{tub} - P_{set}) + K_I \int_0^t (P_{tub} - P_{set})dt + K_d \frac{d(P_{tub} - P_{set})}{dt} \quad (7)$$

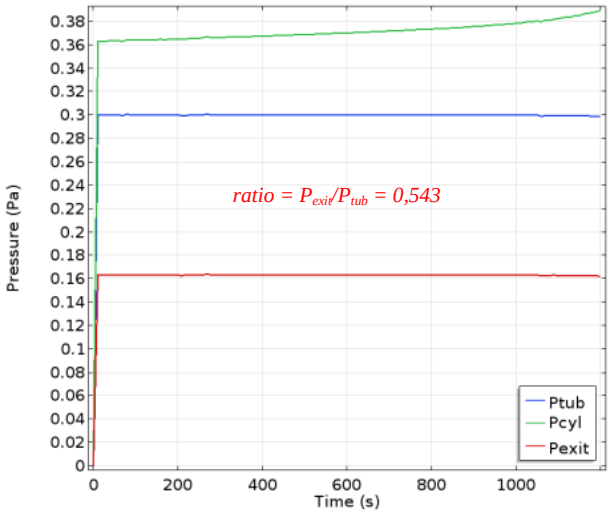
где K_p – пропорциональный коэффициент, К/Па; K_I – интегральный коэффициент, К/Па/с; K_d – дифференциальный коэффициент, К/Па·с^2. Уравнение (7) легко вводится в модель обычным для *COMSOL* способом [11], объявляя новую переменную I, такую, что

$$\frac{dI}{dt} = P_{set} - P_{tub}. \quad (8)$$

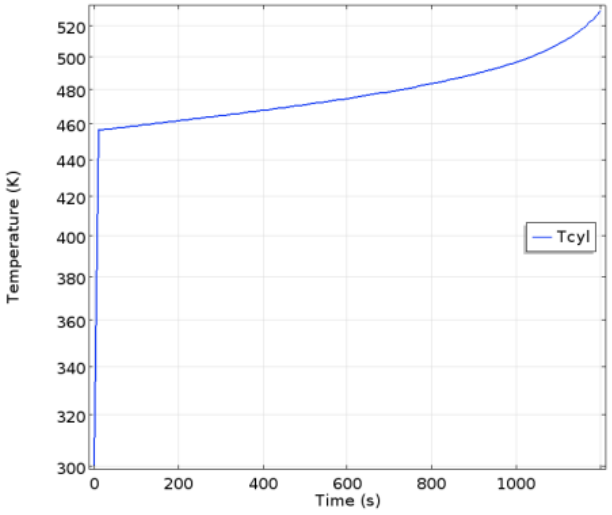
Далее системной переменной T_{cyl} закон изменения:

$$T_{cyl} = K_p(P_{tub} - P_{set}) + K_I I + K_d \frac{d^2 I}{dt^2}. \quad (9)$$

Это означает, что теперь температура в цилиндре находится под ПИД-регулированием [12], и P_{tub} следует за P_{set} с максимально возможной точностью. Для достижения устойчивой и точной ПИД-регулировки устанавливаются оптимальные K_p и K_I (наилучшим выбором для рассматриваемой системы были K_p = 1,5 К/Па; K_I = 250 К/Па/s; K_d = 0, полученные в результате процедуры настройки ПИД регулирования). Если оптимальный набор коэффициентов найден, то далее можно произвести расчет для любого требуемого значения P_{set} для определения максимальной продолжительности, при которой емкости воды источника хватит для поддержания P_{set} в зоне образца. На рисунке 3 показаны рассчитанные P_{tub}, P_{exit} и P_{cyl} под ПИД-контролем температуры цилиндра для случая P_{set} = 0,3 Па, а на рисунке 3, б показана соответствующая температура $T_{cyl}(t)$. Аналогично было рассчитано $T_{cyl}(t)$ для набора значений давления P_{tub} из диапазона 0,001–1 Па. Кроме того, был установлен важный факт, что значение отношения $ratio = P_{exit}/P_{tub}$ является характерным для конкретной системы и постоянным (см. рисунок 3, а) в пределах диапазона давлений 0,001–1 Па, и зависит в основном от скорости откачки насоса. Дальнейшее использование модели позволяет получать соотношения P_{exit}/P_{tub} для других возможных скоростей откачки и оценивать емкость источника воды в каждом случае.



а)



б)

Рисунок 3. Пример расчета P_{tub}, P_{exit}, P_{cyl} (а) и соответствующая температура источника $T_{cyl}(t)$ (б)

ПРАКТИЧЕСКАЯ РЕАЛИЗАЦИЯ

Для практической стабилизации давления воды P_{tub} в месте расположения образца необходимо оборудовать источник воды (цилиндр) нагревателем, контролируемым ПИД-регулятором. Поскольку измерить P_{tub} непосредственно в горячей зоне печи невозможно, был реализован закон регулирования (7) для точки P_{exit}. В этом случае ПИД-регулятор нагревателя цилиндра использует аналоговый сигнал датчика давления воды (масс-анализатор) в безопасной точке выхода P_{exit} как отрицательную обратную связь, обеспечивая почти идеальное нагревание так,

что $P_{exit} - P_{set} = 0$, а давление $P_{tub} = P_{exit}/ratio$. Значения *ratio* необходимы для расчета значения $P_{set} = P_{tub} \cdot ratio$, особенно если в системе используются различные скорости откачки. Лучшим выбором для датчика давления P_{exit} является масс-анализатор, обеспечивающий аналоговый выход парциального давления воды (18 а.е.м.). В эксперименте был использован квадрупольный масс-анализатор в режиме цилиндра Фарадея, настроенный для наблюдения за пиком воды. Полученная при этом зависимость P_{tub} показана на рисунке 4. Такое решение лучше всего обеспечивает стабильное давление воды в горячей зоне, но не очень удобно в случае, когда требуется контроль других важных газов. Поэтому, в настоящее время авторами статьи разрабатывается специальное дополнение к стандартному программному обеспечению анализатора, позволяющее извлекать информацию о давлении воды из повторяющихся аналоговых масс- спектров и подавать их на ПИД-регулятор.

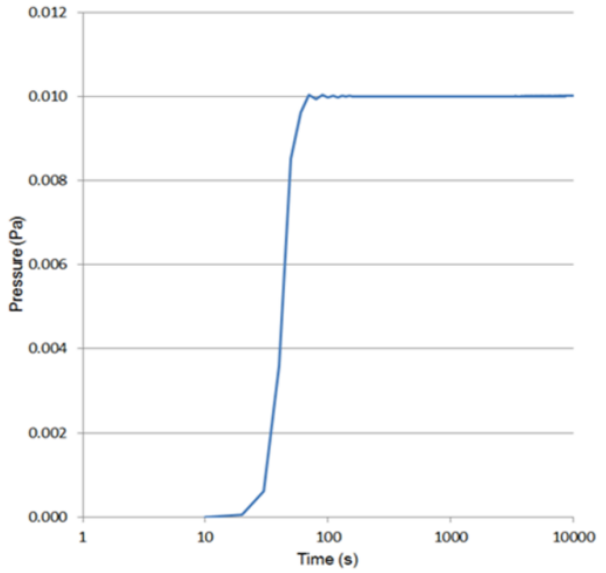


Рисунок 4. Зависимость давления P_{tub} при ПИД-регулировании (P_{set} = 0,01 Па)

Выводы

Описан способ организации высоковакуумной системы, содержащей насыщаемую парами воды внутреннюю металлическую поверхность, вакуумный насос и масс-анализатор, таким образом, что эта металлическая поверхность (при правильном нагреве) обеспечит точное и контролируемое давление воды в необходимой точке системы. Это чрезвычайно важно, если интересующая точка находится в недоступном месте или в горячей зоне. Предлагаемый подход позволяет использовать неотожженную металлическую поверхность в качестве терморегулируемого источника воды в диапазоне давления 0,001–1 Па. Компьютерное моделирование обеспечивает оценку емкости источника и вычисляет отношение значений давления в интересующей точке P_{tub} к измеряемому значению P_{exit} для каждой скорости откачки. По результатам моделирования реализован ПИД-контролируемый нагрев источника с использованием аналогового сигнала масс-анализатора P_{exit} и рассчитанного отношения $ratio=P_{exit}/P_{tub}$. Поскольку установкой ПИД-регулятора управляет компьютер, то пользователь может организовать различные режимы изменения давления P_{tub} (при необходимости) или просто оставить его постоянным.

Использованная установка для коррозии SiC является хорошим примером практической реализации предлагаемого подхода. Для любой другой вакуумной системы, реализующей предложенный метод, полный объем моделирования, включая разработку модели и подгонку ее параметров под экспериментальные данные откачки системы, является обязательным. Как правило, параметры модели E_{des}, N_{sit}, Θ зависят от геометрии системы, скорости откачки, экспозиции на атмосферу и т.д. Приведенные выше параметры модели не являются фундаментальными, но могут использоваться в качестве исходной точки или первого приближения. Способ устойчив к малым отклонениям параметров модели и обеспечивает точность ±1 % давления P_{tub}, но требует специального датчика давления воды (масс-анализатор).

Работа выполнена в рамках гранта AP05132169 Министерства образования и науки Республики Казахстан.

Литература

1. Chikhray Y. et al. Corrosion test of HTGR graphite with SiC coating //8th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, HTR 2016. – American Nuclear Society, 2016.
2. Redhead P. A. Modeling the pump down of a reversibly adsorbed phase. I. Monolayer and submonolayer initial coverage //Journal of Vacuum Science & Technology A: Vacuum, Surfaces, and Films. – 1995. – Vol. 13. – №. 2. – P. 467–475.
3. Dylla H. F., Manos D. M., LaMarche P. H. Correlation of outgassing of stainless steel and aluminum with various surface treatments //Journal of Vacuum Science & Technology A: Vacuum, Surfaces, and Films. – 1993. – Vol. 11. – №. 5. – P. 2623–2636.
4. Hanson A. L. Desiccant (in McGraw Hill Encyclopedia of Science and Technology) // McGraw Hill. 9th ed. – 2002. – P. 1–100.
5. Deitz V. R., Turner N. H. Introduction of water vapor into vacuum systems and the adsorption by the walls //Journal of Vacuum Science and Technology. – 1970. – Vol. 7. – №. 6. – P. 577–580.
6. Redhead P. A. Foundations of vacuum science and technology. – 1998.
7. Reid R. Vacuum science and technology in accelerators //Cockcroft Institute Lectures. – 2010.

8. Thiel P. A., Madey T. E. The interaction of water with solid surfaces: fundamental aspects //Surface Science Reports. – 1987. – Vol. 7. – №. 6-8. – P. 211–385.
9. Dylla H. F. The problem of water in vacuum systems //CERN Accelerator School. – 2006.
10. Saksaganskii G. L. Molecular flow in complex vacuum systems. – Gordon and Breach. – 1988.
11. https://www.comsol.com/comsol-multiphysics.
12. https://en.wikipedia.org/wiki/PID_controller.

ЯР ЖӘНЕ ТЯР ГРАФИТ МАТЕРИАЛДАРЫН ЖОҒАРЫ ТЕМПЕРАТУРАЛЫҚ КОРРОЗИЯ СЫНАҚТАРЫН ӨТКІЗУДЕ СУ БУЛАРДЫҢ ҚЫСЫМЫН ТҰРАҚТАНДЫРУ ӘДІСІ

[1] Е.В. Чихрай, [1] В.П. Шестаков, [1] С.К. Аскербеков, [2] И.Е. Кенжина

[1] ЭТФ ҒЗИ Әл-Фараби атындағы ҚазҰУ, Алматы, Қазақстан
[2] ҚР Энергетика министрлігінің «Ядролық физика институты» РМК, Алматы, Казахстан

Графит материалдарының жоғары температуралық коррозиясын және SiC-C құрылымдарын вакуумдағы су буларының құрамында зерттеудің маңызды техникалық мәселесі, үлгі аймағында су буларының қысымын тұрақтығып (0,001–1,0 Па) қамтамасыз ету болып табылады. Өйткені үлгі аймағындағы температура 1400–1700 К дейін жететіндіктен, онда бу қысымының датчиктерін қою мүмкін емес. Жұмыста қолданылатын немесе арнайы ұсынылған вакуумдық элементтердің (қабылдағыштар, цистерналар, құбырлар) элементтерінің метал беттерін, басқарылатын жылыту арқылы, су көзі ретінде қолдану әдісі ұсынылады. Коррозия қондырғысының газ-вакуумдық ортасының компьютерлік моделін қолданып, үлгілгі аймағында және қысым анализаторының сынама алу нүктесінде су қысымының қатынасы есептеледі. Анализатордың (су шыңы 18 а.е.м.) аналогтық сигналы және қажетті коэффициент ПИД-тің қажетті бу қысымына жету үшін десорбция температурасын бақылау үшін пайдаланылады.

THE METHOD OF STABILIZATION OF WATER PRESSURE DURING THE HIGH-TEMPERATURE CORROSION TESTS OF GRAPHITE MATERIALS OF FISSION AND FUSION REACTORS

[1] Yevgeniy Chikhray, [1] Vladimir Shestakov, [1] Saulet Askerbekov, [2] Inesh Kenzhina

[1] IETP of al-Farabi KazNU, Almaty, Kazakhstan
[2] RSE "Institute of Nuclear Physics" under the Ministry of Energy of the RK, Almaty, Kazakhstan

An important technical problem in the study of high-temperature corrosion of graphite materials and SiC-C structures in water vapor in vacuum is to ensure a stable partial pressure (0.001–1.0 Pa) of water vapor in the sample zone. Since the temperature in the sample zone can reach 1400–1700 K, then it is not possible to locate sensors for measuring the vapor pressure there. The paper proposes a method of using metal surfaces of existing or specially introduced elements of a vacuum system (receivers, tanks, pipelines) as a source of water for their controlled heating. Using the computer model of the gas-vacuum environment of the corrosion plant, the ratio of water pressures at the point of sample location and at the point of sampling of the mass analyzer is calculated. The resulting ratio and the analog signal of the mass analyzer (water peak, 18 amu) are used for PID control of the desorption temperature to achieve the required vapor pressure.

УДК: 621.039.53

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ИМИТАТОРА РАСПЛАВА АКТИВНОЙ ЗОНЫ BWR С НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛЬЮ SUS 316L

Гречаник А.Д., Скаков М.К., Бакланов В.В., Кукушкин И.М., Кожахметов Е.А.

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

В работе представлены краткое описание экспериментального стенда и основные результаты эксперимента, в котором моделировалось взаимодействие расплава активной зоны реактора типа BWR с внутрикорпусными материалами, в частности, с нержавеющей сталью SUS 316L. В результате проведенного эксперимента и постэкспериментальных исследований были получены данные о структуре и свойствах провзаимодействовавшей с кориумом стальной пластины. Полученные данные остро востребованы для создания методики извлечения и переработки реального расплава активной зоны аварийного реактора.

Введение

Возникновение тяжелых аварий на АЭС возможно. И, как показывает практика [1, 2], вероятность таких аварий не так уж мала. В очередной раз это было подтверждено аварией, произошедшей на АЭС *"Fukushima-1"* в 2011 г. в Японии.

При аварии на водо-водяном реакторе АЭС *"Fukushima-1"* ядерное топливо было расплавлено из-за прекращения функционирования всех систем охлаждения реактора. Образовавшийся в результате аварии кориум перемещался и мог затвердевать в различных областях реакторной установки [3]. Одной из задач, которую необходимо решить для ликвидации последствий этой аварии, является удаление затвердевшего кориума из корпуса реактора и контаймента АЭС. Основной проблемой при решении этой задачи является отсутствие достоверных данных о состоянии и свойствах затвердевшего кориума, что затрудняет разработку и создание инструментов для его удаления [4, 5].

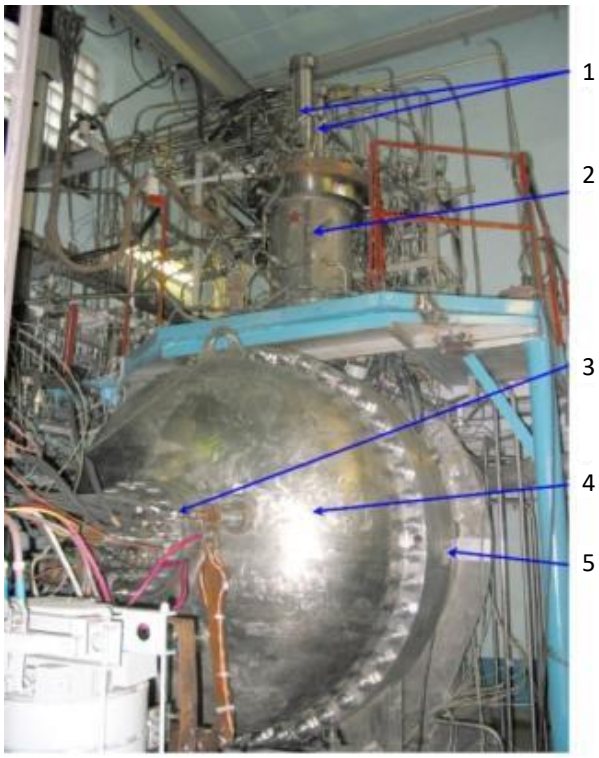
В связи с этим на базе Института атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан (ИАЭ НЯЦ РК) по заказу японской компании *Toshiba* был проведен ряд экспериментов [6], целью которых являлось изучение свойств имитатора кориума АЭС *"Fukushima-1"* для создания методики извлечения и переработки реального затвердевшего расплава активной зоны аварийного реактора.

1. Экспериментальное оборудование

Крупномасштабный эксперимент по исследованию взаимодействия кориума с конструкционными материалами реактора типа *BWR* проводился на установке *LAVA B* (рисунок 1). Основные узлы данной установки – это электроплавильная печь (ЭПП) и устройство приема расплава (УПР).

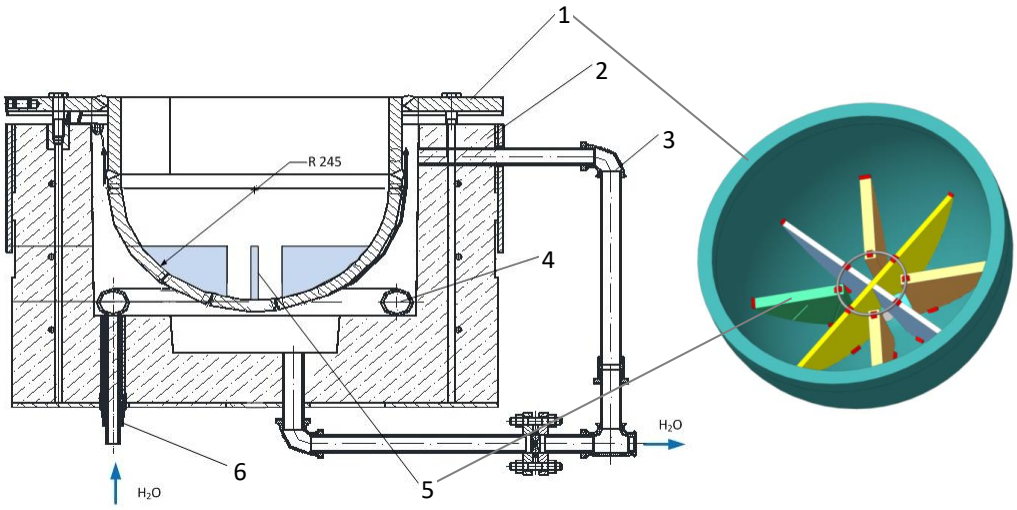
ЭПП предназначена для плавления различных композиций из тугоплавких материалов и сброса расплава в экспериментальную секцию (ловушку), находящуюся в УПР. Корпус печи изготовлен из немагнитного материала (нержавеющая сталь), имеет форму цилиндра. Внутри корпуса расположен водоохлаждаемый 16-ти витковый индуктор. Днище и крышка ЭПП изготовлены из меди и имеют водяное охлаждение. В центре ЭПП расположен тигель из чистого изостатического графита. Теплоизоляцией тигля служит графитовый войлок.

УПР установки *LAVA B* изготовлено из немагнитной нержавеющей стали и имеет форму цилиндра с двумя эллиптическими основаниями, ось цилиндра расположена горизонтально. В верхней части УПР расположена горловина, на которую устанавливается ЭПП. Внутренняя поверхность УПР теплоизолирована композиционным материалом для уменьшения утечки тепла во время эксперимента. В корпусе УПР сделаны технологические люки, которые используются для монтажа измерительных устройств.



1 – теплообменник ЭПП; 2 – ЭПП; 3 – технологический люк УПР; 4 – съемное основание УПР; 5 – УПР

Рисунок 1. Внешний вид установки LAVA B



1 – ловушка расплава; 2 – бетонная подставка; 3 – трубопровод слива воды; 4 – кольцевой коллектор охлаждения; 5 – пластины опытных образцов; 6 – трубопровод подачи воды

Рисунок 2. Схема экспериментальной секции

Основными элементами экспериментальной секции, участвовавшей в данном эксперименте, являлась ловушка расплава, с установленными в ней пластинами из конструкционных материалов, и бетонное основание, на которое устанавливается ловушка расплава (рисунок 2). Для охлаждения стальной ловушки расплава в зазор между ловушкой и бетонным основанием была обеспечена подача воды.

2. Параметры эксперимента

В плавильный тигель ЭПП была загружена шихта, состоящая из диоксида урана (71,5 масс. %), карбида бора (0,7 масс. %) и металлического циркония (27,8 масс. %).

Пластины, установленные в ловушке расплава, были изготовлены из сталей марок SUS 304[1], SUS 316L[2], SQV2A[3] и никелевого сплава 600[4]. В данной статье рассматриваются только результаты исследований взаимодействия имитатора кориума с пластиной SUS 316L.

Нагрев шихты в ЭПП производился до температуры 2500–2600 °C. После получения расплава шихты в тигле ЭПП и достижения подведенной к ЭПП интегральной энергии около 300 МДж, расплав был слит в ловушку расплава.

3. Результаты экспериментов

После окончания эксперимента и остывания экспериментальной секции, она извлекалась из устройства приема расплава (рисунок 3), далее производилось извлечение пластин, скрепленных с затвердевшим расплавом, из которых изготавливались образцы для материаловедческих исследований.

На рисунке 4 мы можем видеть, что верхняя часть пластины SUS 316L, выступающая над расплавом, была расплавлена, нижняя же часть пластины (рисунок 5), погруженная в расплав кориума, сохранила свою целостность. Согласно показаниям термопар (рисунок 6), установленных в пластине, температура в верхней ее части достигала ~2000 °C, что значительно выше температуры плавления стали SUS 316L – 1375–1400 °C [7].

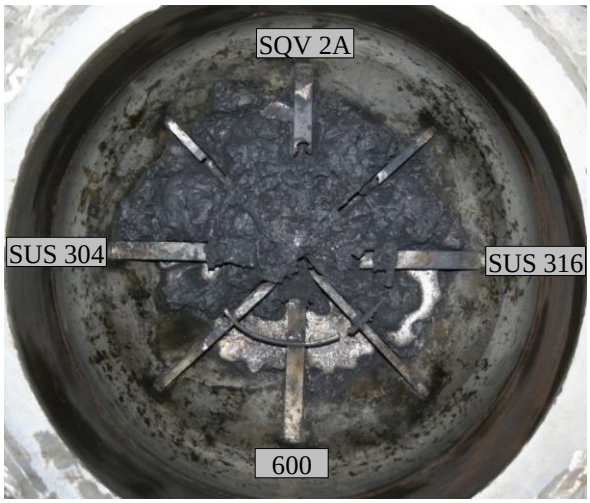


Рисунок 3. Вид ловушки после окончания эксперимента

Для исследования взаимодействия расплава кориума с пластиной стали было выбрано две области, расположенные на границе между материалом пластины и застывшим расплавом кориума. Одна из данных областей располагалась в верхней части пластины, другая в нижней (рисунок 7). Основными видами исследования являлись SEM-EDS анализ, рентгенофазовый анализ и измерение микротвердости.

[1]Состав стали SUS 304 (масс. %): 0–0,08 C, 0–1 Si, 0–2 Mn, 0–0,045 P, 0–0,03 S, 18–20 Cr, 8–11 Ni, 0–0,1 N, основа – Fe

[2]Состав стали SUS 316L (масс. %): 0–0,03 C, 0–1 Si, 0–2 Mn, 0–0,045 P, 0–0,03 S, 16–18 Cr, 10–14 Ni, 0–0,1 N, основа – Fe

[3]Состав стали SQV2A (масс. %): 0,25 C, 0,15–0,4 Si, 1,15–1.5 Mn, 0,03 P, 0,03 S, 0,45–0,6 Mo, основа – Fe

[4]Состав сплава 600 (масс. %): 0,15 C, 0,5 Si, 1 Mn, 0,015 S, 6–10 Fe, 14–17 Cr, основа – Ni

Рисунок 4. Виды пластины SUS 316L, прошедшей взаимодействие с расплавом кориума

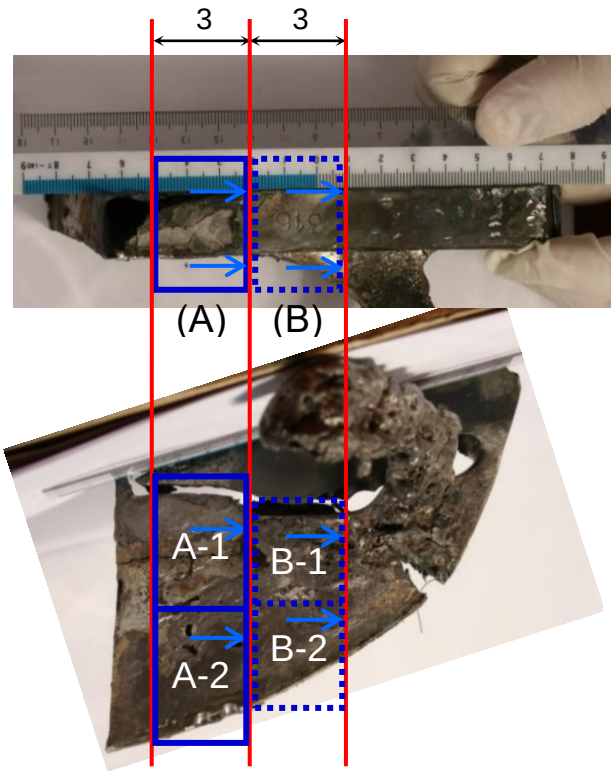


Рисунок 5. Схема вырезки образцов из пластины SUS316L, стрелками указана исследуемая поверхность образцов

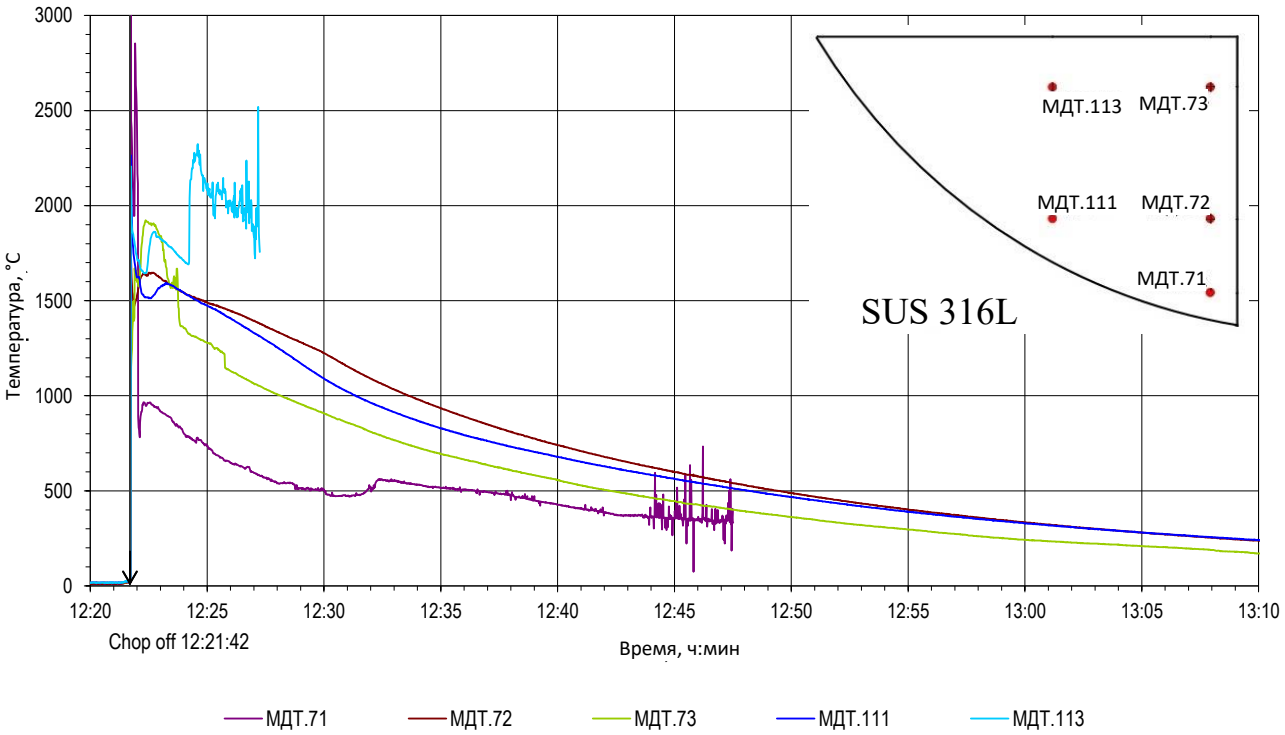
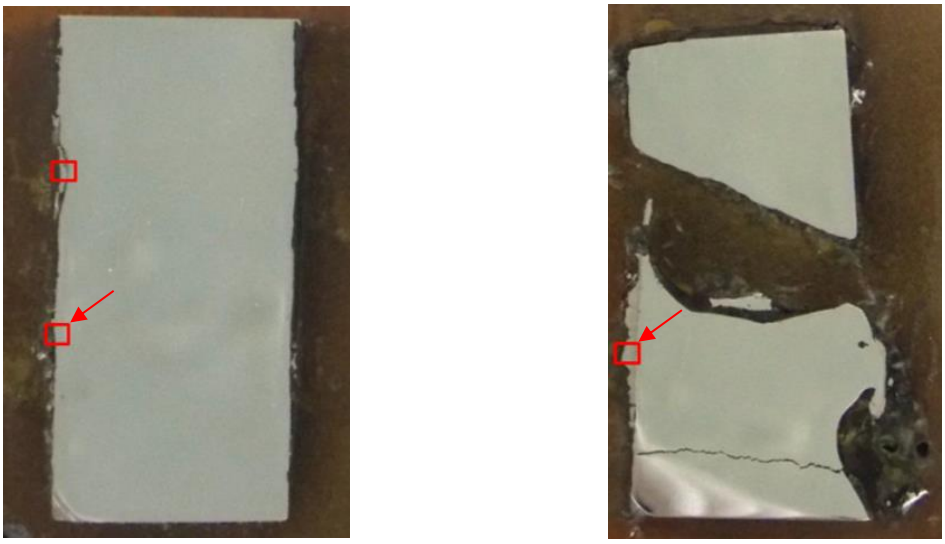


Рисунок 6. Изменение показаний термопар, установленных на пластине из стали марки SUS 316L (от момента слива расплава в ловушку) и схема расположения термопар



А-2 (нижняя часть пластины) В-1 (верхняя часть пластины)

Рисунок 7. Исследовательские образцы, вырезанные из пластины SUS316L, с обозначенными на них областями для детальных исследований

В результате SEM-EDX исследований и рентгенофазового анализа образца, вырезанного из нижней части пластины SUS 316L, было установлено, что основными фазами в приграничной области взаимодействия со стороны кориума (рисунки 8, 9) являются:

– твердый раствор на основе α-Zr, содержащий в себе уран и компоненты стали, включения данной фазы имеют, в основном округлую форму;

– соединения на основе железа, содержащие помимо компонентов стали уран и цирконий;

– твердый раствор на основе оксида урана.

Основными фазами в приграничной области со стороны пластины (рисунки 8, 10) за исключением матрицы, состав которой соответствует составу стали SUS 316L, являются:

– фаза на основе железа, имеющая в своем составе значительное содержание никеля и урана;

– смежная с вышеописанной фаза, отличающаяся от матрицы повышенным содержанием Ni, Si и Mo, пониженным содержанием хрома, а также наличием в составе циркония и урана;

– фаза на основе хрома, включения данной фазы имеют игловидную форму.

В результате SEM-EDX анализа образца, вырезанного из верхней части пластины SUS 316L, было установлено, что основными фазами в приграничной области взаимодействия со стороны кориума (рисунки 11, 12) являются:

– твердый раствор на основе α-Zr, содержащий в себе уран и компоненты стали, включения данной фазы имеют, в основном округлую форму;

– соединения на основе железа, содержащие помимо компонентов стали уран и цирконий;

– твердый раствор на основе оксида урана.

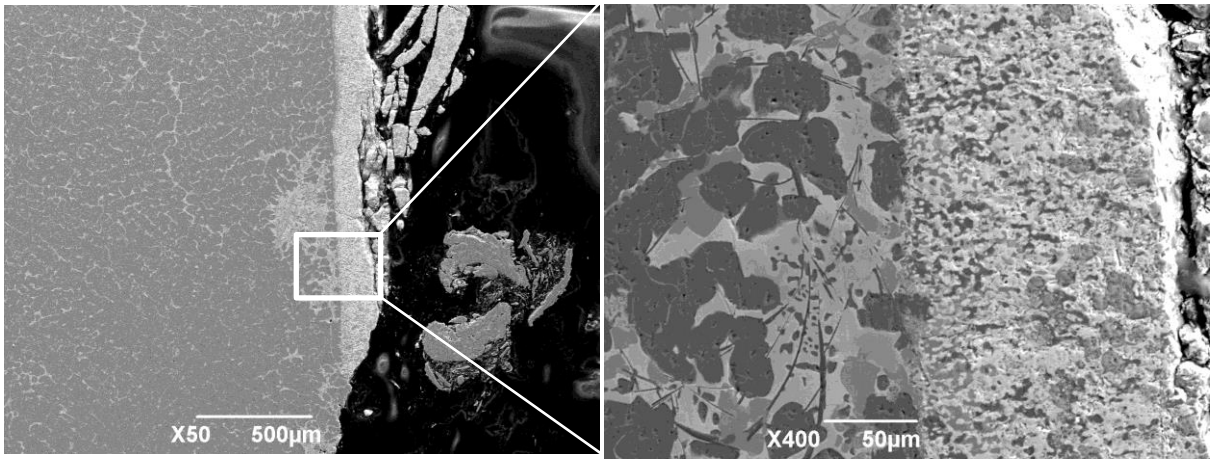


Рисунок 8. SEM изображения области 2 образца А-2 – область взаимодействия пластины SUS316L с кориумом (рисунок 7)

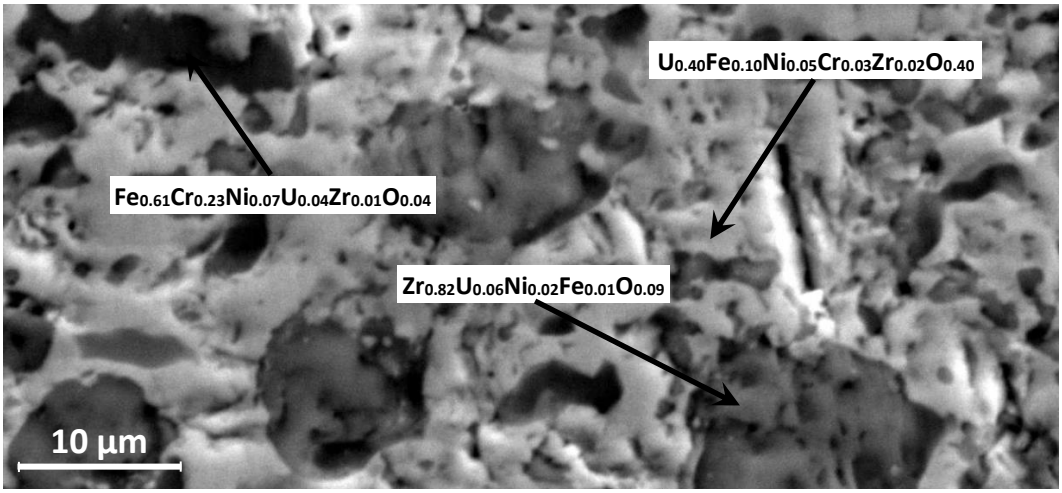


Рисунок 9. SEM снимок области 2 образца А-2, расположенной со стороны кориума вблизи пластины SUS316L, с указанием элементного состава присутствующих на ней фаз

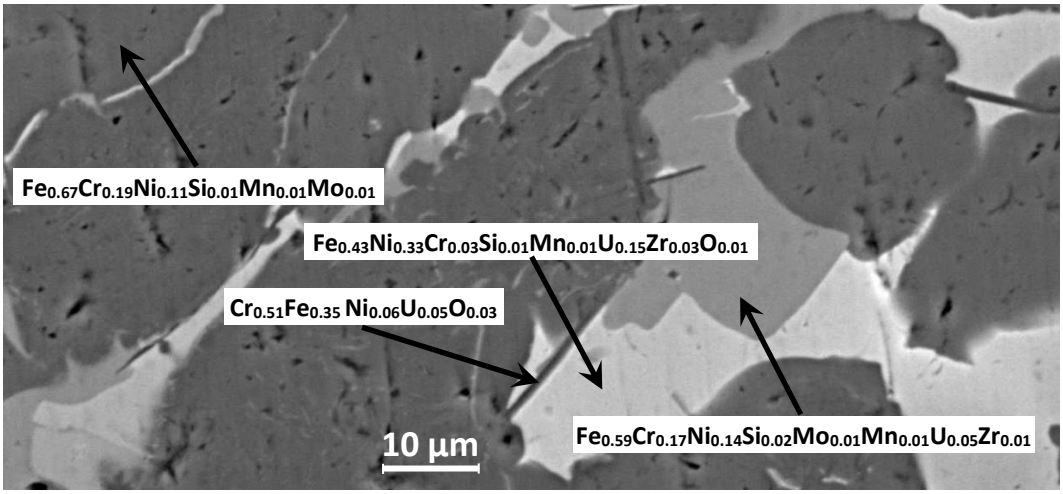


Рисунок 10. SEM снимок области 2 образца А-2, расположенной со стороны пластины SUS316L вблизи границы с кориумом, с указанием элементного состава присутствующих на ней фаз

Основными фазами в приграничной области со стороны пластины (рисунки 11, 13) за исключением матрицы, состав которой соответствует составу стали SUS 316L, являются:

– фаза на основе железа, имеющая в своем составе значительное содержание никеля и урана;

– смежная с вышеописанной фаза, отличающаяся от матрицы повышенным содержанием Ni, Si и Mo, пониженным содержанием хрома, а также наличием в составе циркония и урана;

– фаза на основе железа, отличающаяся по составу от SUS 316L повышенным содержанием хрома и пониженным содержанием никеля.

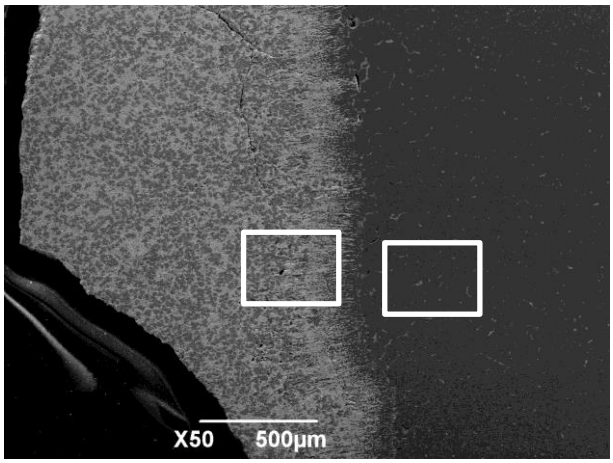


Рисунок 11. SEM изображения области 1 образца В-1 – область взаимодействия пластины SUS316L с кориумом (рисунок 7)

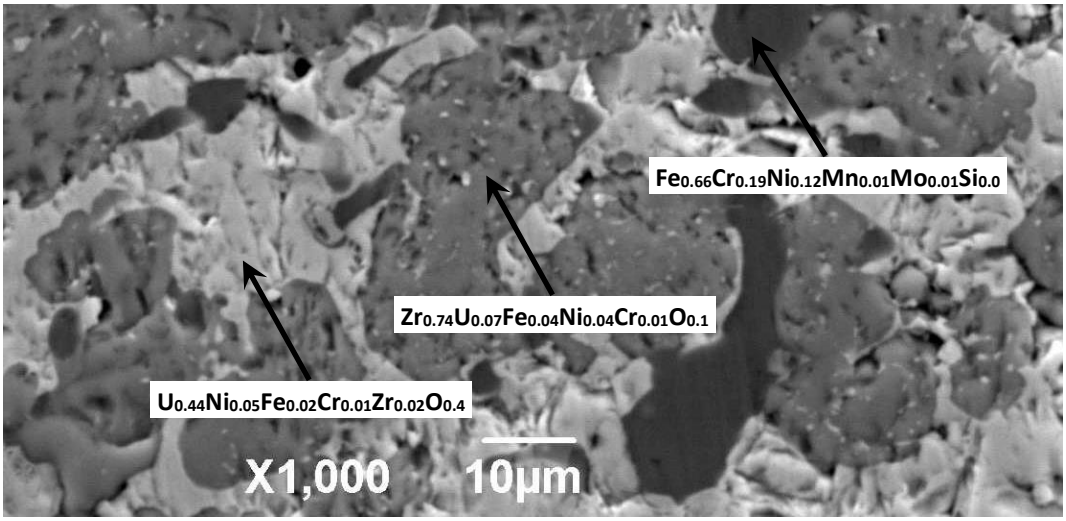


Рисунок 12. SEM снимок области 1 образца B-1, расположенной со стороны кориума вблизи пластины SUS316L, с указанием элементного состава присутствующих на ней фаз

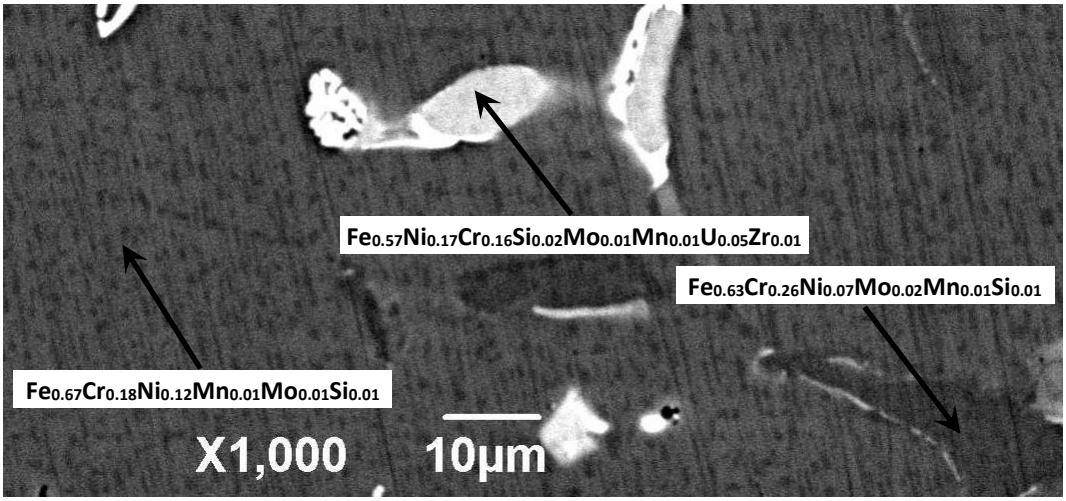


Рисунок 13. SEM снимок области 1 образца B-1, расположенной со стороны пластины SUS316L вблизи кориума, с указанием элементного состава присутствующих на ней фаз

Определение микротвердости фаз, присутствующих на исследуемых образцах, производилась на микротвердомере ПМТ-3М по методу Викерса при нагрузке 100 грамм-силы.

Фазы, обнаруженные в приграничных с пластиной областях кориума, обладают следующими значениями микротвердости:

- наименьшей микротвердостью обладает соединение на основе железа – 492±11 HV;
- микротвердость твердого раствора на основе оксида урана – 721±12 HV;
- наибольшую микротвердасть имеет твердый раствор на основе α-Zr – 1808±129 HV.

Результаты измерения микротвердости в приграничной с кориумом области пластины представлены на рисунках 14, 15.

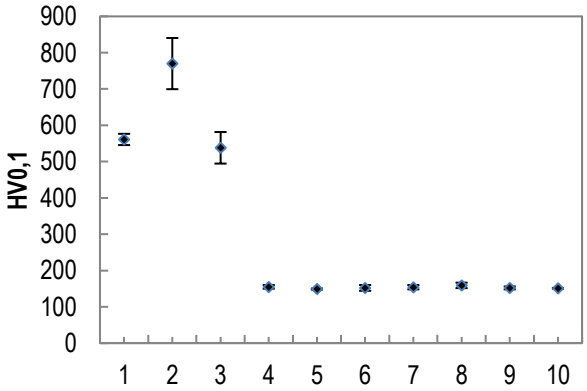


Рисунок 14. Диаграмма, демонстрирующая результаты измерения микротвердости вдоль линии, проходящей через область взаимодействия пластины SUS316 с кориумом, расстояние между уколами составляло 0,5 мм (рисунок 15)

Рисунок 15. Изображение области взаимодействия пластины SUS316 с кориумом, на которой производилось измерение микротвердости

4. Обсуждение результатов

Из представленных выше результатов видно, что фазовый состав кориума, находящегося вблизи верхней и нижней частей пластины одинаков. Основные фазы, которые он в себя включает – это твердый раствор на основе α-Zr, твердый раствор на основе оксида урана и фаза, состоящая, в основном, из компонентов стали SUS 316L.

Фазовый состав материала пластины, граничащего с кориумом в верхней и нижней ее частях, также совпадает. Основные фазы в приграничном с кориумом материале пластины, помимо матрицы, по составу соответствующей SUS 316L, – это две фазы на основе железа, содержащие основные компоненты SUS 316L, уран и цирконий. Данные фазы являются смежными, отличаются содержанием хрома, никеля, урана и циркония: одна из фаз содержит значительно больше никеля, урана, циркония, и значительно меньше хрома, чем другая. Также в приграничной области пластины наблюдается фаза, отличающаяся по составу от SUS 316L повышенным содержанием хрома. Все эти фазы имеют в основном вытянутую форму с непрямолинейными очертаниями, что говорит о том, что они имеют более низкую температуру плавления, чем матрица, так как причиной образования включений такой формы могло послужить проникновение расплава данных фаз вглубь пластины по границам зерен матрицы, либо сжимание расплава данных фаз растущими зернами матрицы. В приграничной с кориумом нижней части пластины данные фазы, пересекаясь между собой, образуют сеть, плотность расположения данных фаз в верхней части пластины значительно меньше. Это может быть связано с более быстрым остыванием расплава кориума в верхней части слитка и более длительным поддержанием высокой температуры в донной части слитка, что поспособствовало проникновению урансодержащих фаз в глубь пластины.

Микротвердость граничащих с кориумом областей пластины не отличается от микротвердости центральной ее части, т.е. микротвердость образовавшихся в приграничных областях пластины циркоий- и урансодержащих фаз не превышает микротвердость стали SUS 316L.

Выводы

Крупномасштабный эксперимент показал, что в результате взаимодействия остывающего расплава кориума с пластиной SUS 316L толщиной 20 мм, произошло оплавление только верхней части пластины, выступающей над расплавом, значительной деформации и эрозии нижней части пластины, покрытой расплавом, не произошло. Проникновение компонентов кориума в материал пластины оказалось не менее значительным, чем проникновение компонентов стали в кориум, особенно в нижней части пластины. Компоненты стали в кориуме содержатся преимущественно в виде включений на основе железа, состав их близок к составу SUS 316L. Компоненты кориума в стали содержатся преимущественно в легкоплавких включениях на основе железа, данные включения образуют сетчатую структуру в граничащей с кориумом области пластины, твердость данных включений не превышает твердость матрицы – SUS 316L.

Таким образом, можно сделать вывод о том, что конструкции, изготовленные из SUS 316L, довольно стойко выносят взаимодействие с остывающим расплавом кориума, при условии, что они обладают достаточной толщиной. Взаимодействие компонентов стали с кориумом не приводит к образованию фаз более твердых, чем α-Zr. Это является важной информацией при выборе методики извлечения реального затвердевшего расплава активной зоны аварийного реактора.

Литература

1. Proc. of the Fist Int. Informarion Meeting on the TMI-2 Accident. (Germatown, MD), 1985.
2. Абагян А.А., Аршавский И.М., Дмитриев В.М. Атомная энергия. – 1991. – Т. 71, вып. 4. – С. 275–287.
3. Technical Strategic Plan 2017 for Decommissioning of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station of Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. August 31, 2017 http://www.dd.ndf.go.jp/en/strategic-plan/book/20171005_SP2017eFT.pdf (доступ свободный). Загл. с экрана. Яз. англ.
4. Бакланов, В. В. Взаимодействие кориума с корпусом водо-водяного энергетического реактора при тяжелой аварии: диссертация кандидата технических наук: 01.04.07 / Бакланов Виктор Владимирович. – ФГАОУВО Национальный исследовательский Томский политехнический университет, 2017. – 163 с.
5. T. Washiya, et. al., Characterization of Fuel Debris Properties for Decommissioning of Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations, Proceedings of WRFPM 2014, Sendai, Japan, Sep. 14–17, 2014, Paper No. 100151.
6. S. Kawano, et al.: Characterization of Fuel Debris by Large-scale Simulated Debris Examination for Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations, Materials of The International Congress on Advances in Nuclear Power Plants, Fukui and Kyoto, Japan, 2017.
7. Steel Grades, Properties and Global Standards // Centrumtryck AB Avesta, May, 2013 http://www.outokumpu.com/Site CollectionDocuments/Outokumpu-steel-grades-properties-global-standards.pdf (доступ свободный). Загл. с экрана. Яз. англ.

BWR БЕЛСЕНДІ АУМАҚТЫҢ БАЛҚЫТПАСЫНЫҢ ЕЛІКТЕГІШІ SUS 316L ТОТТАНБАЙТЫН БОЛАТПЕН ӨЗАРА ӘРЕКЕТІН ЗЕРТТЕУ НӘТИЖЕСІ

А.Д. Гречаник, М.К. Скаков, В.В. Бакланов, И.М. Кукушкин, Е.А. Кожахметов

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

Жұмыста BWR типті белсенді аумақтың балқытпасының корпус ішілік материалдармен, атап айтқанда SUS 316L тоттанбайтын болатпен өзара әрекетін моделдеген эксперименттік стендтің сипаттары және эксперименттің негізгі нәтижелері берілген. Жүргізген эксперименттік және эксперименттен кейінгі зерттеулердің нәтижесінде кориуммен өзара әрекеттесетін болат пластиналардың құрылымы мен қасиеті туралы мәліметтер алынды. Алынған мәліметтер апаттық реактордың белсенді аумағының шынайы балқытпасын алу және қайта өңдеу әдісін құру үшін аса қажетті.

RESULTS OF RESEARCH OF THE INTERACTION BETWEEN BWR ACTIVE ZONE MELT IMITATOR AND STAINLESS STEEL SUS 316L

A.D. Grechanik, M.K. Skakov, V.V. Baklanov, I.M. Kukushkin, E.A. Kozhakhmetov

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

The paper presents a brief description of experimental stand and main results of experiment, which simulated the interaction of BWR core melt with construction materials, in particular with stainless steel SUS 316L. As a result of the experiment and post-experimental studies, data were obtained on the structure and properties of SUS 316L steel plate, which interacted with the melt. The data obtained is necessary for creating a method for extracting and processing of real emergency reactor core melt.

УДК 539.26:548.73:549.212

РЕНТГЕНОСТРУКТУРНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ГРАФИТА РЕАКТОРА ИГР

[1,2] Букина О.С., [1] Кукушкин И.М., [1] Скаков М.К., [2] Ситников А.А., [2] Яковлев В.И.

[1] *Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*
[2] *ФГБОУ ВО «Алтайский государственный технический университет им. И.И. Ползунова», Барнаул, Россия*

На базе Национального ядерного центра Республики Казахстан предполагается проведение конверсии исследовательских реакторов на низкообогащенное (НОУ) топливо. Высокообогащенное урановое (ВОУ) топливо будет разбавлено до состояния, устойчивого к распространению ядерного оружия.
Материаловедческие исследования проводились с целью определения свойств необлученного топлива высокого обогащения, имеющих значение для транспортировки топлива и его последующего разбавления. Необлученное ВОУ топливо реактора ИГР будет использоваться в разработке технологии разбавления топлива. Исследования НОУ топлива, проводились с целью получения информации о свойствах для сравнения со свойствами ВОУ топлива. Определение структурно-фазового состояния материала – один из ключевых пунктов в материаловедческих исследованиях материала топлива реактора ИГР. Литературный обзор выявил отсутствие нормативно-технической документации, регламентирующей требования к структурным характеристикам графита уран-графитового топлива и, соответственно, к использованию методов рентгеноструктурного анализа для определения структурных характеристик графитов.
В работе представлены основные результаты материаловедческих исследований, акцент сделан на анализ рентгеноструктурных характеристик уран-графитового топлива.
Доклад о результатах работы был представлен на VIII Международной конференции «Семипалатинский испытательный полигон: наследие и перспективы развития научно-технического потенциала».

Введение

Импульсный графитовый реактор (ИГР) является одним из старейших в мире исследовательских реакторов [1]. Научными руководителями проекта были И.В. Курчатов и С.М. Фейнберг, инженерной частью руководили Н.А. Доллежаль и И.Я. Емельянов [2].

В качестве уран-графитового топлива реактора ИГР с 1968 года используется графит с импрегнированным в него ураном с обогащением 90 % по изотопу ^{235}U [3]. Современные условия требуют прекратить использование высокообогащенного урана (ВОУ) в качестве топлива в исследовательских реакторах, так как это противоречит концепции технологий, устойчивых к распространению ядерного оружия. По этой причине в течение более двух десятилетий предпринимаются международные мероприятия по прекращению использования ВОУ в исследовательских реакторах посредством конверсии этих установок на низкообогащенное урановое топливо (НОУ) [4, 5]. Этим обуславливается актуальность исследований.

Конструктивно реактор представляет собой кладку из графитовых блоков, собранных в колонны, которая размещена в стальном (сталь 20К) цилиндрическом корпусе с гелиевой средой. Корпус расположен в баке с охлаждающей водой [1]. Графитовые блоки активной зоны (графит марки 11-03) реактора пропитаны водным раствором азотнокислого уранила (уранилдинитрата) с концентрацией 3,1 грамма урана на один килограмм графита. Активная зона реактора состоит из неподвижной и подвижной частей, окруженных боковыми и торцевыми графитовыми отражателями. Реактор имеет центральный и боковой экспериментальные каналы, которые оснащены петлевыми водоохлаждаемыми устройствами (ампулами). Рабочими органами управления и защиты реактора являются 16 графитовых стержней регулирования с поглотителем из окиси гадолиния. Подробное описание конструкции и характеристик приведены по статье И.В. Курчатова и С.М. Фейнберга [2].

Учитывая высокую температуру активной зоны, особое внимание уделяли равномерности распределения урана в графите и одинаковому содержанию его в блоках. Для введения урана в графит был разработан специальный метод пропитки [2]. Пропитанные блоки делились на партии – в соответствии с плотностью графита применялся раствор определенной концентрации. Средняя плотность графита активной зоны 1,71 г/см^3, отражателя 1,60 г/см^3. В графите концентрация урана, обогащенного до 90% изотопом ^{235}U, составляла 3 г/кг. Средняя плотность активной зоны 1,43 г/см^3. Равномерность распределения урана в графите контролировалась, определялось содержание урана в блоках. При монтаже активной зоны блоки с повышенной концентрацией урана размещались в менее горячих ее частях – на периферии.

Сведений о том, почему для материала активной зоны выбран именно графит марки 11-03, так же, как и о структурных характеристиках графита указанной марки не найдено.

Производство реакторного графита основано на электродной (традиционной технологии) [6]. Электродная технология включает подготовку сырьевых материалов: наполнителя и связующего, их смешение, формование из этой смеси заготовок с последующей их термической обработкой в два этапа: до

1300°C (обжиг), а затем выше 2300°C (графитация). В качестве наполнителя по технологии используются коксы разных марок (до 80% состава), связующим являлся среднетемпературный каменноугольный пек. Как правило, между отжигом и графитацией заготовки еще пропитываются пеком для достижения необходимой плотности [6]. Физические, теплофизические и механические свойства конечного продукта колеблются в зависимости от степени помола кокса, типа и количества смолы, применяемой для пропитки, температуры и продолжительности процесса графитации. При этом реакторный графит стараются получить «максимально чистым», без примесей различных элементов (особенно бора). Это принципиально для эффективной работы реактора. В реакторах, как правило, используют материалы относящиеся, к классу среднезернистых графитов с плотностью 1,7–1,8 г/см^3 [7]. Указанная плотность для графитов, полученных экструзионным методом прессования, достигается применением одной или нескольких пропиток обожженных заготовок пеком. Поскольку полуфабрикаты графитируют при температуре выше 2500 °C, такие графиты имеют хорошую кристалличность — параметр кристаллической решетки (c) находится в интервале значений 0,6716–0,6754 нм, степень графитации g = 0,8–0,9 отн. ед.

1 Использование метода рентгеновской дифракции для определения структурных характеристик графита

Метод рентгеновской дифракции широко распространен при исследовании структуры материалов. Метод рентгеноструктурного фазового анализа «компактных» образцов (т.е. вырезанных непосредственного из топливного блока) позволяет определить фазовый состав, сделать оценку количественного содержания фаз, а также определить преимущественную ориентацию кристаллитов по объему. Такие структурные параметры графита, как межслоевое расстояние, степень графитации и рентгенографическая плотность определяются при рентгенографировании порошкового образца, приготовленного из измельченного графитового материала с добавлением небольшого количества специальных эталонных веществ (формулы (1)–(3) [8], таблица 1).

2 Методика проведения исследования

Изготовление образцов. Из блока материалов ВОУ и НОУ топлива вырезались заготовки, из заготовок - образцы для фазового анализа и исследования текстуры. Структурные параметры определялись по порошковым образцам. Методика изготовления порошковых образцов следующая: из каждого блока отбирались образцы материала, расположенного вблизи места вырезки компактных образцов; измельченный материал блока смешивался с эталоном в весовых соотношениях 9:1 (в качестве эталона используется порошок кремния).

Условия получения и обработки дифрактограмм. Дифрактограммы были получены на дифрактометре *Empyrean* в режиме сканирующего линейного детектора. Такой детектор позволяет максимально увеличить светосилу прибора при сохранении разрешающей способности. Рентгенографирование производилось в фильтрованном (β-фильтр) медном Cu Kα излучении при анодном напряжении 45 кВ и токе 40 мА. Использовалась фиксированная щель дивергенции (1°), антирассеивающая щель (2°), ограничивающая щель, обеспечивающая ширину падающего пучка 19,9 мм. Температура воздуха при проведении съемки 20 °C. Запись дифрактограмм для определения структурных параметров производилась в непрерывном режиме (шаг сканирования 0,013 °2θ) в угловом диапазоне от 5 до 153 °2θ.

Обработка и анализ дифрактограмм. Обработка дифрактограмм производилась посредством программного обеспечения “High Score”, в котором определение дифракционных данных происходит по расчетному профилю. Для достижения максимального соответствия расчетного профиля экспериментальной дифрактограмме использовалась асимметричная функция Псевдо-Фойгта.

Таблица 1. Формулы для определения структурных параметров

Структурный параметр	Формула определения		Условные обозначения
Межслоевое расстояние d_c, Å	$2d \sin\theta = m\lambda$; $d_c = \frac{c}{2}$; $d \approx d_c$,	(1)	где d – межплоскостное расстояние, Å; θ – угол дифракции, °; λ – длина волны рентгеновского излучения, Å; m – порядок отражения, c – параметр элементарной ячейки по оси z.
Степень графитации, g, отн.ед.	$g = \frac{(d_{нг} - d_{002})}{(d_{нг} - d_{пг})}$,	(2)	где $d_{нг}$ – межплоскостное расстояние неграфитирующихся материалов (турбостратная структура, 3440 Å); $d_{пг}$ – межплоскостное расстояние предельно графитированного искусственного графита (3,354 Å)
Рентгенографическая, плотность, ρ	$\rho = \frac{n\mu}{N_A V}$,	(3)	где μ – молекулярный вес; V – объем элементарной ячейки; n – число молекул, заключенных в V; N_A – число Авогадро.
Коэффициент текстурированности, K_t	$K_t = \frac{Iint\ max_i}{\text{Iint min_}j}$,	(4)	где $I_{int\ max_i}$ – интегральная интенсивность пика при съемке в направлении оси блока i, $I_{int\ min_j}$ – интегральная интенсивность пика при съемке в направлении оси блока j.

Для идентификации фазового состава использовалась база данных *Crystallography Open Database* (далее – COD [6]) и база данных *PDF-2 ICDD Release 2004*. Особенностью базы данных COD является присутствие в карточках эталонов данных в пределах области от 5 до 90 °2θ.

3 Результаты исследований

Результат фазовой идентификации. Результат анализа дифрактограмм, снятых от двух взаимоперпендикулярных поверхностей компактного образца ВОУ топлива, представлен на рисунке 1. Перераспределение интенсивностей пиков в области расположения линий *(002)* и *(004)* (рисунок 1, а) является признаком наличия текстуры в материале. Фазовый анализ дифрактограмм компактных графитовых образцов ВОУ топлива выявил, преимущественно, двухфазный состав графитового материала (рисунок 1, б). Обе фазы являются гексагональными модификациями графита и отличаются такими структурными характеристиками, как межслоевое расстояние и размер кристаллитов. Двухфазность на дифрактограмме проявляется в раздвоении профилей линий типа *(00l)* и подтверждается микроструктурой образца (рисунок 1, в) [9].

Фазовый анализ дифрактограмм компактных образцов графита НОУ топлива выявил в составе две основные фазы: гексагональный графит и диоксид урана кубической сингонии. Результат фазовой идентификации дифрактограмм приведен на рисунке 2. Линии *(00l)* дифрактограмм, снятых с взаимоперпендикулярных сторон образца, имеют интенсивность одного порядка (рисунок 2, а), по соответствующим направлениям преимущественная ориентация не выявлена. На рисунке 2, б приведен результат подгоночного расчета профилей дифрактограммы по параметрам идентифицированных пиков. Результат оптико-микроскопического исследования образца НОУ топлива приведен на рисунке 2, в.

Оценка количественного содержания. Количественная оценка содержания фаз графита в материалах производилась методом корундовых чисел. Достоинством этого метода является прямое вычисление фазовых концентраций непосредственно из интенсивностей и корундовых чисел (без подмешиваний и калибровок). Недостатком – необходимость использования интенсивностей максимальных линий. Однако, в случае перекрытия максимумов с линиями других фаз, из-за различий в структуре фаз или текстуры, существенно снижается точность анализа.

Оценка содержания принятых фаз с достаточной точностью получена для компактных образцов НОУ топлива (доверительный интервал 0,6 % при доверительной вероятности 90 %). Содержание фазы графита 97,4 %, содержание фазы диоксида урана – 2,6 %.

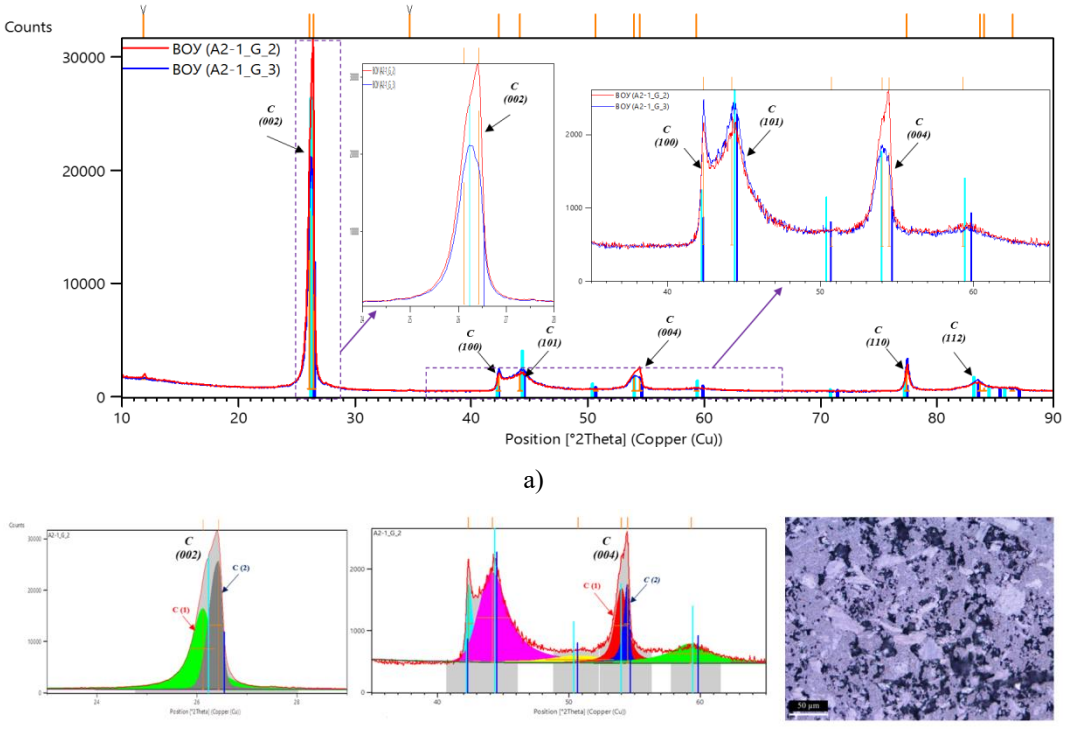
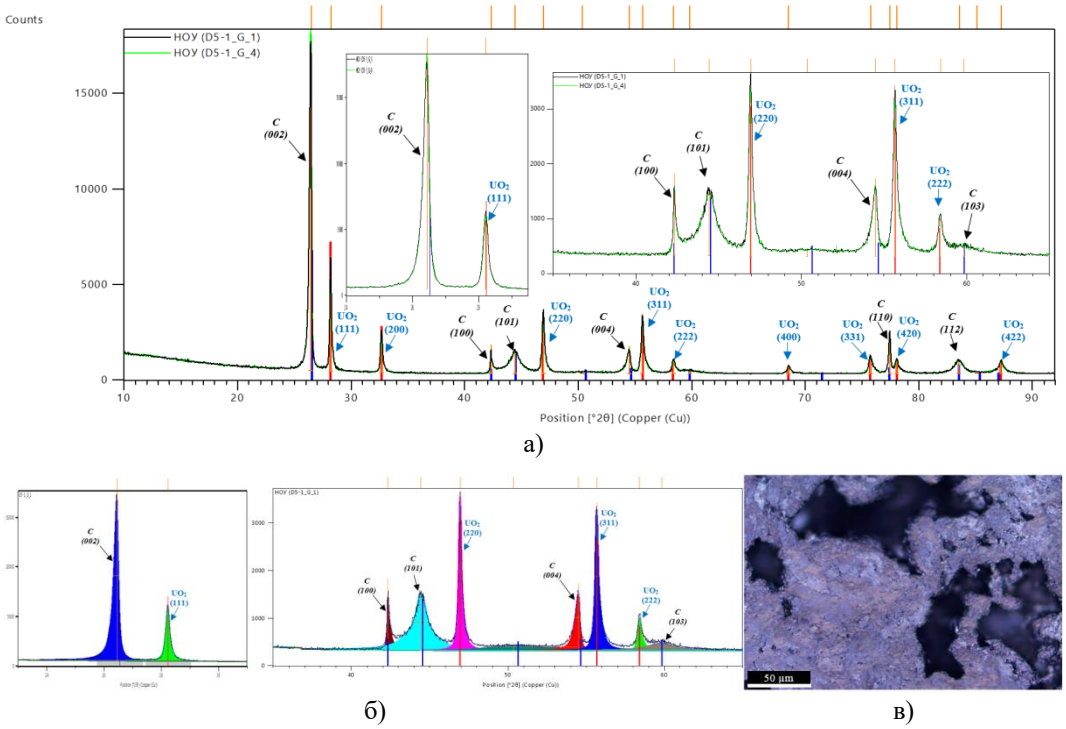


Рисунок 1. Результат анализа компактных образцов графита ВОУ топлива:
а) наложение дифрактограмм образца, демонстрирующее преимущественную ориентацию;
б) демонстрация двухфазности материала; в) микроструктура образца ВОУ топлива



а) б) в)

Рисунок 2. Результат анализа компактных образцов графита НОУ топлива:
а) фазовый анализ по дифрактограммам образца НОУ топлива (2 стороны);
б) прорисовка профиля дифрактограммы; в) микроструктура образца НОУ топлива

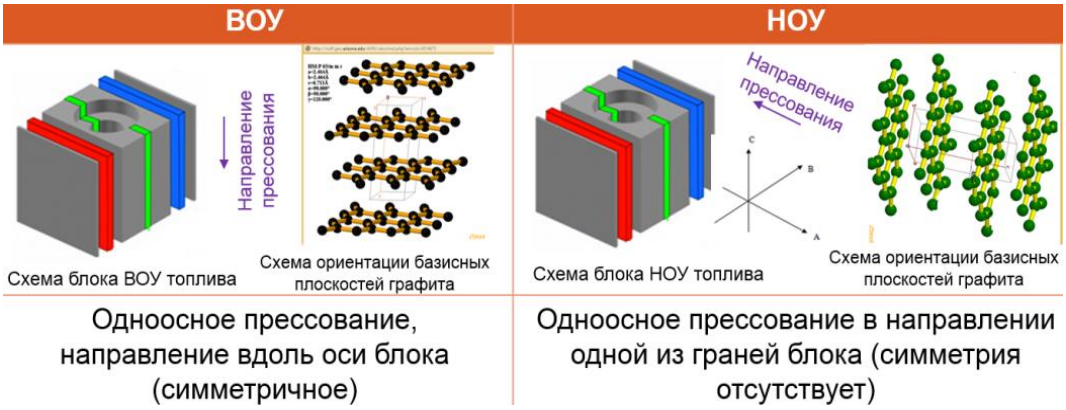


Рисунок 3. Определение преимущественной ориентации базисных плоскостей графита в блоках ВОУ и НОУ топлива

Определение степени текстурированности материала. Определение коэффициента текстурированности в блоках производилось по формуле (4). Расчеты проводились для линий базисных плоскостей.

Расчет коэффициента текстурированности материала НОУ топлива производился по интегральным интенсивностям пиков. В ВОУ топливе расчет производился по соответствующим индивидуальным интегральным интенсивностям профилей, подобранных для описания сложного профиля пика (отвечающего наложению отражений двух компонентов графита, см. рисунок 1, б). На рисунке 3 показаны результаты анализа текстуры в блоках ВОУ и НОУ топлива.

Базисные плоскости графита в блоке ВОУ топлива преимущественно распложены перпендикулярно вертикальной оси блока. Такое распределение ориентировок может характеризовать текстуру блока как ограниченную текстуру одноосного прессования, при которой базисные плоскости располагаются преимущественно в плоскости, перпендикулярной направлению прессования. Оценки степени текстурированности отдельных компонентов графита оказались различными. По результатам оценки текстурированность наиболее проявляется для компонента графита с высокой степенью графитации.

Таблица 2. Результаты расчета структурных характеристик графита ВОУ и НОУ топлива

Базисная плоскость	Компонент	Межслоевое расстояние, [нм]		Степень графитации		Рентгенографическая плотность, [г/см^3]	
		c/2	$\Delta_{0.95}$(c/2)	φ	$\Delta_{0.95}$(φ)	γ	$\Delta_{0.95}$(γ)
ВОУ							
(002)	α-графит (1)	0,3393	0,0003	0,549	0,013	2,2412	0,0018
	α-графит (2)	0,33627	0,00009	0,898	0,004	2,2612	0,0006
(004)	α-графит (1)	0,3390	0,0006	0,58	0,03	2,243	0,004
	α-графит (2)	0,33626	0,00020	0,900	0,010	2,2614	0,0014
НОУ							
(002)	α-графит	0,33625	0,00021	0,902	0,024	2,2614	0,0014
(004)	α-графит	0,33616	0,00013	0,912	0,015	2,2620	0,0009

В предположении правильности разделения профиля пика на составляющие такой результат позволяет говорить о наличии текстуры и в менее графитированной основной составляющей структуры графита в блоке.

Базисные плоскости графита в блоке НОУ топлива преимущественно распложены перпендикулярно одной из граней.

Результаты расчета структурных параметров. Произведен расчет структурных параметров по дифрактограммам порошковых образцов, изготовленных с добавлением внутреннего эталона. Усредненные результаты представлены в таблице 2.

Доверительный интервал $\Delta_{0.95}$ рассчитывался по трем независимым измерениям. Структурные характеристики высокографитированного компонента ВОУ топлива в пределах случайной составляющей погрешности измерения совпадают со значениями параметров НОУ топлива.

Заключение

Материаловедческие исследования являются необходимой частью в обосновании перевода реактора ИГР на низкообогащенное топливо и в работах по разбавлению. Полученные результаты позволяют сделать следующие выводы:

1. Фазовый анализ образцов элементов ВОУ топлива выявил в основе наличие 2-х компонентов графита с явно отличающимися структурными характеристиками. Фазовое состояние топливной составляющей уверенно идентифицировать не удалось.
2. Фазовый анализ компактных и порошковых образцов НОУ топлива выявил наличие двух фаз: α-графит (гексагональная сингония) и диоксид урана (кубическая сингония) с оценкой содержания этих фаз соответственно около 97 % и 3 %.
3. Определено наличие текстуры, соответствующей одноосному прессованию. В блоке ВОУ топлива направление текстуры соответствует направлению параллельному торцу блока. В блоке НОУ топлива – направлению одной из граней.
4. Графит НОУ топлива соответствует литературным данным о реакторных графитах по величине степени графитации (~0,9 отн.ед.), степени кристаллличности (параметр кристаллической решетки с ~0,6724 нм), как и высокографитированный компонент графита ВОУ (~0,9 отн.ед. и с ~0,6725 нм). Второй компонент графита ВОУ имеет степень графитации ~0,6 отн. ед. и с ~0,6783 нм. Предположительно, компонент ВОУ топлива с высокой степенью графитации отвечает материалу наполнителя, низкографитированный компонент – материалу связующего.

В плане сравнимости отличий остается открытым вопрос о важности и учете такой характеристики, как степень графитации для графита ядерного топлива.

Литература:

1. Институту атомной энергии национального ядерного центра республики Казахстан – 60 лет: Книга / Под ред. Батырбекова Э.Г. и Скакова М.К. – Кокшетау: КФ «Кокшетау», 2018. – 300. 51 с.
2. Курчатов И.В., Фейнберг С.М., Доллежаль Н.А., Алещенков П.И., Дроздов Ф.С., Емельянов И.Я., Жирнов А.Д., Казаченко М.А., Князева Г.Д., Кондратьев Ф.В., Лавреников В.Д., Моргунов Н.Г., Петунин Б.В., Смирнов В.П., Талызин В.М., Филиппов А.Г., Чихладзе И.Л., Чулков П.М., Шевелев Я.В. Импульсный графитовый реактор ИГР // Атомная энергия. – 1964. – Т.17, вып. 6. – С. 463–474.
3. Техническая справка № 550-09/02-14 «Расчет термопрочности уран–графитовых элементов активной зоны с низкообогащенным топливом при испытании в ЦЭК реактора ИГР с заданными параметрами» (Контракт № 00129076), Подольск, 2017. – 49 с.
4. Техническое задание SOW-12979 «Подготовка НЯЦ РК к процессу разбавления ВОУ топлива реактора ИГР»
5. 10 лет вывоза ОЯТ по программе RRRFR: ретроспектива // Атомная энергия URL: http://www.atomic-energy.ru/articles/2017/12/11/81603 (дата обращения: 10.10.2018).
6. Островский В.С. Сырьевые материалы для реакторного графита // Научно-исследовательскому институту конструкционных материалов на основе графита – 55 лет. Сборник статей. – М.: Научные технологии, 2015. – С. 67–75.

7. Виргильев Ю.С., Селезнев А.Н., Свиридов А.А., Калягина И.П. Реакторный графит: разработка, производство и свойства // Российский Химический Журнал (Журнал Российского химического общества им. Д. И. Менделеева). Том L. – 2006. – №№ 1. – С. 4–12.
8. Свойства конструкционных материалов на основе углерода. Нагорный В.Г., Котоносов А.С., Островский Б.С., Дымов Б.К. и др. Справочник. Под ред. В.П. Соседова, М., «Металлургия», 1975, 336 с.
9. Отчет по задаче 3.1.3 «Технико-экономическое обоснование подготовки НЯЦ к разбавлению реакторного топлива ИГР» Контракт № 00173040 «Подготовка НЯЦ РК к процессу разбавления ВОУ топлива реактора ИГР», Курчатов, 2017. – 109 с., с. 25.

ИГР РЕАКТОРЫНЫҢ ГРАФИТІН РЕНТГЕНҚҰРЫЛЫМДЫЛЫҚ ЗЕРТТЕУ

[1,2] О.С. Букина, [1] И.М. Кукушкин, [1] М.К. Скаков, [2] А.А. Ситников, [2] В.И. Яковлев

[1] ҚРҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан
[2] «И.И. Ползунов атындағы Алтай мемлекеттік техникалық университеті» Жоғары білім беру Федералдық мемлекеттік бюджеттік білім беру мекемесі, Барнаул, Ресей

Қазақстан Республикасы Ұлттық ядролық орталығы базасында зерттеу реакторларды төмен байытылған отындарға конверсиялау ұсынылып отыр. Жоғары байытылған ядролық отындар ядролық қаруды таратуға тұрақты жағдайға дейін сұйылтатын болады.
Материалтану зерттеулері отынды тасымалдауға және оны ары қарай араластыру үшін мағынасы бар сәулеленбеген ЖБУотынды анықтау мақсатында жүргізілді. ИГР реакторының сәулеленбеген ЖБУ отыны отынды сұйылту технологиясын жетілдіруде пайдаланатын болады. ТБУ отынын зерттеу ЖБУ отын қасиеттерімен салыстыру үшін қасиеттері туралы мәлімет алу мақсатында жүргізілді. Материалдың құрылымдылық-фазалық жағдайын анықтау – ИГР реакторының отын материалын материалтану зерттеудегі негізгі тармағының бірі. Әдебиеттік шолу уран-графиттік отынның құрылымдылық сипатына және осыған сәйкес графиттердің құрылымдылық сипаттарын анықтау үшін рентгенқұрылымдылық талдау әдісін қолдануға қойылатын талаптарды реттейтін нормативтік-техникалық құжаттардың жоқ екендігін анықтады.
Жұмыста материалтану зерттеулерінің негізгі нәтижелері берілген, уран-графиттік отынның рентгенқұрылымдылық сипатына талдауға сүйенген.
Нәтижелері туралы баяндама «Семей сынақ полигоны: ғылыми-техникалық әлеуетін дамыту келешегі мен мұрасы» VIII Халықаралық конференциясында ұсынылған болатын.

X-RAY STUDIES OF IGR REACTOR GRAPHITE

[1,2] O.S. Bukina, [1] I.M. Kukushkin, [1] M.K. Skakov, [2] A.A. Sitnikov, [2] V.I. Yakovlev

[1] Branch “Institute of Atomic Energy” RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan
[2] Federal State Budgetary Educational Institution of Higher Education “I. Polzunov Altai State Technical University”, Barnaul, Russia

The conversion of research reactors to low-enriched uranium (LEU) fuel is assumed on the base of the National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan. The high-enriched uranium (HEU) fuel will be down blended up to the condition that prevents proliferation of nuclear weapons.
Material testing have been carried out in order to determine the properties of non-irradiated HEU fuel important for transportation and future down blending of the fuel. Non-irradiated IGR reactor HEU fuel will be used for fuel down blending method development. LEU fuel was studied to obtain information about properties for comparison with HEU fuel. Determination of structural and phase analysis of material is one of the key point in material studies of IGR reactor fuel. Literature overview revealed the absence of technical standard documentation specifying requirements for structural specifications of graphite of uranium-graphite fuel and, correspondently, for application of X-ray structural analysis to define graphite structural specifications.
The paper presents main results of material research and focused on analysis of x-ray specifications of uranium-graphite fuel.
The progress report was presented at VIII International Conference “Semipalatinsk Test Site: Legacy and Prospects for Scientific and Technical Potential Development”.

УДК 621.039.572

СОГЛАСОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ И РАСЧЕТНОГО МЕТОДОВ ОЦЕНКИ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ РЕАКТОРА ИВГ.1М

Жагипарова Л.К., Иркимбеков Р.А., Дербышев И.К., Гныря В.С.

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

В статье представлены описание физических исследований по определению характеристик и эффективности органов регулирования и компенсации реактивности реактора ИВГ.1М, результаты нейтронно-физических расчетов эффективности органов регулирования, анализ полученных экспериментальных и расчетных данных, реализованные в рамках проекта снижения обогащения топлива на исследовательских ядерных реакторах.

Введение

Одним из актуальных вопросов при конверсии реактора является измерение запаса реактивности и эффективности органов регулирования исследовательского реактора.

Реактивность на реакторе ИВГ.1М измеряется и экспериментальными, и расчетными методами: при наборе критической массы, при проведении различных экспериментов в процессе работы. Большое значение этот параметр и его составляющие имеют при анализе возможных аварийных ситуаций и максимальной проектной аварии, при изучении динамических характеристик реакторов и диагностики их возможных технологических нарушений.

Методы измерения эффективности регулирующих органов

На исследовательских реакторах используются следующие методы измерения реактивности [1]:

– обратного умножения;

– установившегося периода разгона мощности;

– перекомпенсации;

– метод, основанный на решении обратного уравнения кинетики;

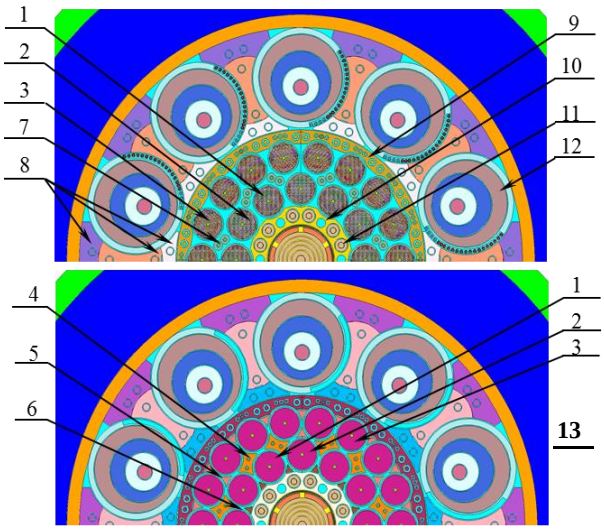
– сброса стержня;

– измерение реактивности по реактиметру.

Все эти методы различаются своей точностью, необходимым реакторным временем, затраченным на их реализацию, применяемой измерительной и регистрирующей аппаратурой.

Для выполнения физических измерений на реакторе ИВГ.1М были проведены серии пусков [2]. В реактор ИВГ.1М загружены 28 штатных водоохлаждаемых технологических каналов (ВОТК-ВОУ) и 2 экспериментальных ВОТК-НОУ (низкообогащенный уран). Пуски проводились в два этапа при различных положениях стержней компенсации реактивности (СКР). Первый этап проведен при загруженной в центральный экспериментальный канал (ЦЭК) бериллиевой сборке со сквозным каналом (сборка 1). Второй этап при загруженной в ЦЭК бериллиевой сборке без экспериментальных каналов (сборка 2).

Расчетные измерения проводились с помощью программы MCNP5 [3], предназначенной для моделирования протекания ядерных процессов с использованием метода Монте-Карло и нейтронно-физической моделью реактора ИВГ.1М [4]. Модель в деталях описывает реальную конструкцию реактора ИВГ.1М, включая конструкцию ВОТК, бериллиевых блоков центральной сборки, межканальные вытеснители, боковой вытеснитель, центральный вытеснитель, конструкцию регулирующих барабанов (РБ), блоки проставок, каналы СКР и ЦЭК со сборкой (рисунок 1) [5]. Состояние реактора в модели соответствовало физическим пускам.



1 - ВОТК первого ряда; 2 - ВОТК второго ряда; 3 - ВОТК третьего ряда; 4 - блок; 5 - блок трехгранный; 6 - блочок трехгранный; 7 – межканальный вытеснитель; 8 - блок проставок; 9 - боковой вытеснитель; 10 – центральный вытеснитель; 11 - каналы для СКР; 12 – регулирующие барабаны; 13 – бериллиевая сборка без экспериментальных каналов (сборка 2)

Рисунок 1. Модель реактора ИВГ.1М для нейтронно-физических расчетов

Для согласования экспериментальных и расчетного методов оценки эффективности органов регулирования реактора ИВГ.1М проведена серия нейтронно-физических расчетов. Расчетный метод заключается в том, что рассчитывается разница реактивности при определенном смещении положения РБ.

Рассмотрены результаты экспериментальных методов измерения эффективности органов регулирования [1, 6] и результаты расчетного метода:

1) метод установившегося периода при малом введении положительной реактивности;

2) метод сброса стержня:

– при малом введении отрицательной реактивности;

– при большом введении отрицательной реактивности;

3) измерение реактивности по реактиметру:

– при малом введении положительной реактивности;

– при малом введении отрицательной реактивности;

– при большом введении отрицательной реактивности.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

Все эксперименты проводились при температуре теплоносителя и реактора 286 К [2]. В нейтронно-физических расчетах задана температура всех элементов, в том числе и теплоносителя, 293 К (стандартная температура используемых библиотек ядерных констант).

Реактивность определялась при различных положениях стержней СКР. Полностью введенным в активную зону реактора стержням СКР соответствует отметка «0 мм». Полностью введенным в активную зону реактора РБ соответствует угол разворота 0º [2].

Этап первый

Результаты экспериментов и расчетов по определению реактивности реактора путем введения положительной реактивности представлены в таблице 1. В таблице 2 представлены результаты эксперимента по определению значений вводимой отрицательной реактивности. Эксперименты и расчеты проводились при загруженной в ЦЭК реактора сборке 1.

В таблицах 3 и 4 представлены экспериментальные и расчетные значения эффективности системы РБ, используемые для построения регулировочной кривой. Данные значения эффективности были получены путем «сшивки» перекрывающихся измеренных участков регулировочных характеристик системы РБ (таблицы 1 и 2). Сглаженная регулировочная кривая получена путем аппроксимирования экспериментальных данных с помощью полинома третьего порядка для экспериментальных и расчетных параметров.

Таблица 1. Результаты определения положительной реактивности

№	Положение стержней СКР, мм	Начальное положение РБ (шаг)	Конечное положение РБ (шаг)	Реактивность, β		
				показания реактиметра	метод «установившегося периода»	расчетный метод
1	0	4249	4350	0,12	0,111	0,15
2	−200	4350	4450	0,11	0,100	0,13
3	−200	4340	4580	0,24	0,232	0,30
4	−270	4520	4770	0,20	0,188	0,24
5	−310	4745	4995	0,155	0,145	0,21
6	−330	4895	5195	0,14	0,135	0,17
7	−350	5100	5800	0,18	0,172	0,25

Таблица 2. Результаты определения отрицательной реактивности

№	Положение стержней СКР, мм	Начальное положение РБ (шаг)	Конечное положение РБ (шаг)	Реактивность, β		
				показания реактиметра	метод «сброса стержня»	расчетный метод
1	0	4250	3933	−0,70	−0,73	−0,55
2	0	4235	3134	−2,75	−2,88	−2,88
3	0	4251	3617	−1,30	−1,33	−1,33
4	−200	4348	4248	−0,13	−0,12	−0,13
5	−200	4350	4150	−0,26	−0,27	−0,31
6	−270	4525	4345	−0,19	−0,176	−0,21
7	−310	4750	4400	−0,32	−0,31	−0,36
8	−330	4907	4407	−0,425	−0,44	−0,48
9	−350	5100	4620	−0,312	−0,28	−0,35
10	−350	5100	0	−10,00	−10,00	−11,58

Таблица 3. Экспериментальные и расчетные значения эффективности системы РБ при определении положительной реактивности

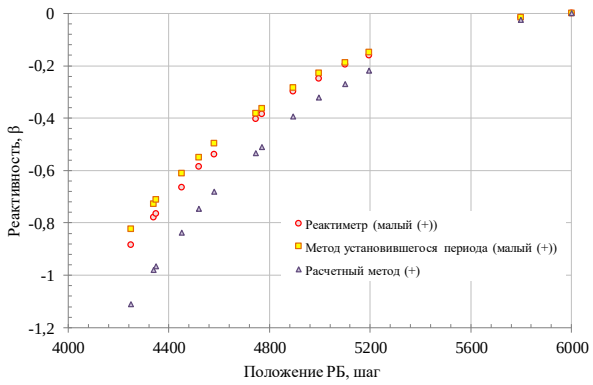
Положение РБ (шаг)	Эффективность РБ, β		
	реактиметр	метод установившегося периода	расчетный метод
4250	−0,884	−0,823	−1,11
4340	−0,778	−0,728	−0,98
4350	−0,764	−0,712	−0,97
4450	−0,664	−0,612	−0,84
4520	−0,584	−0,551	−0,75
4580	−0,538	−0,496	−0,68
4745	−0,404	−0,383	−0,53
4770	−0,384	−0,363	−0,51
4895	−0,299	−0,283	−0,39
4995	−0,249	−0,228	−0,32
5100	−0,196	−0,188	−0,27
5195	−0,159	−0,148	−0,22
5800	−0,016	−0,016	−0,02
6000	0	0	0

Таблица 4. Экспериментальные и расчетные значения эффективности системы РБ при определении отрицательной реактивности

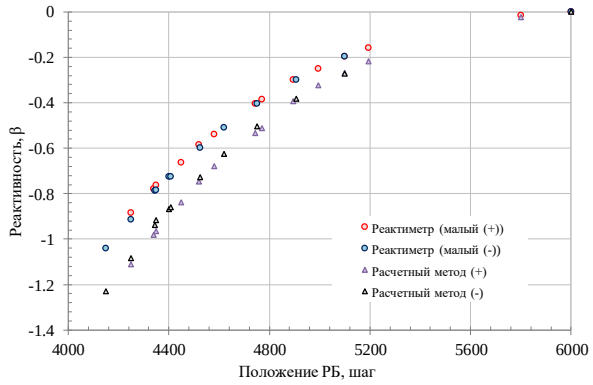
Положение РБ (шаг)	Эффективность РБ, β	
	экспериментальный метод	расчетный метод
4150	−1,04	−1,23
4250	−0,915	−1,08
4345	−0,787	−0,94
4350	−0,785	−0,92
4400	−0,724	−0,87
4407	−0,724	−0,86
4525	−0,597	−0,73
4620	−0,508	−0,63
4750	−0,404	−0,51
4907	−0,299	−0,38
5100	−0,196	−0,27

На рисунке 2, а представлены три регулировочные характеристики реактора, построенные по результатам определения положительной реактивности (таблицы 1 и 3). На рисунке 2, б представлен участок регулировочной характеристики реактора, построенный по результатам измерения с помощью реактиметра положительной и отрицательной реактивности (таблицы 1–4). На этих же графиках нанесены расчетные значения положительной и отрицательной реактивности (таблицы 1–4). Кривые построены на участке регулировочной характеристики, соответствующем развороту системы РБ от 4000 до 6000 шагов. Кривые построены по результатам определения небольших (до 0,25 $\beta_{эфф}$) положительных значений реактивности, вводимой в критический реактор.

При измерении отрицательной реактивности реактора эффективность системы РБ по результатам физических измерений составила 10 $\beta_{эфф}$ и по результатам нейтронно-физических расчетов 11,58 $\beta_{эфф}$, а при измерении положительной реактивности – 0,18 $\beta_{эфф}$ и 0,25 $\beta_{эфф}$ соответственно. Измерения проводились при полном развороте системы РБ из положения 5100 шагов в 0.



а)



б)

Рисунок 2. Сравнение регулировочных характеристик реактора при определении положительной реактивности

Запас реактивности реактора с загруженной в ЦЭК реактора сборке 1 составил 0,884 $\beta_{эфф}$ при физическом измерении и 1,11 $\beta_{эфф}$ по результатам расчетов. Это значение соответствует состоянию реактора, при котором все РБ и стержни СКР полностью введены в реактор (положение стержней СКР с максимальной реактивностью).

Этап второй

Результаты экспериментов и расчетов по определению реактивности реактора путем введения положительной реактивности представлены в таблице 5. В таблице 6 представлены результаты эксперимента по определению значений вводимой отрицательной реактивности. Эксперименты и расчеты проводились при загруженной в ЦЭК реактора сборке 2. В таблицах 7 и 8 представлены экспериментальные и расчетные значения эффективности системы РБ, используемые для построения регулировочной кривой.

Таблица 5. Результаты определения положительной реактивности

№	Положение стержней СКР, мм	Начальное положение РБ (шаг)	Конечное положение РБ (шаг)	Реактивность, β		
				показания реактиметра	метод «установившегося периода»	расчетный метод
1	0	3089	3159	0,18	0,171	0,25
2	−200	3120	3160	0,115	0,100	0,14
3	−300	3230	3290	0,175	0,156	0,21
4	−350	3333	3393	0,17	0,152	0,19
5	−450	3640	3710	0,155	0,138	0,17
6	−500	3865	3945	0,145	0,134	0,16
7	−550	4165	4255	0,11	0,100	0,18
8	−600	4476	4556	0,070	0,059	0,09
9	−650	5000	5200	0,10	0,0924	0,11
10	−670	5240	5890	0,145	0,132	0,19
11	−700	5800	5950	–	0,016	0,02

Таблица 6. Результаты определения отрицательной реактивности

№	Положение стержней СКР (мм)	Начальное положение РБ (шаг)	Конечное положение РБ (шаг)	Реактивность, β		
				показания реактиметра	метод сброса стержня	расчетный метод
1	0	3090	2630	−1,8	−1,62	−1,72
2	0	3084	2267	−3,37	−3,15	−3,18
3	0	3095	1700	−5,2	−5,1	−5,22
4	0	3081	1476	−5,7	−5,65	−5,80
5	0	3080	0	−7,0	−6,63	−7,02
6	−200	3119	3019	−0,35	−0,317	−0,37
7	−200	3123	1833	−5,0	−4,91	−4,93
8	−300	3231	3121	−0,36	−0,326	−0,38
9	−300	3233	2933	−1,35	−1,2	−1,16
10	−350	3330	3220	−0,35	−0,315	−0,37
11	−450	3642	3532	−0,275	−0,237	−0,32
12	−450	3645	3300	−1,15	−0,987	−1,04
13	−500	3862	3772	−0,187	−0,166	−0,22
14	−500	3857	3470	−1,1	−0,99	−1,00
15	−550	4177	4068	−0,17	−0,152	−0,19
16	−550	4160	3000	−3,12	−2,97	−3,26
17	−600	4480	4370	−0,115	−0,103	−0,14
18	−600	4480	4100	−0,63	−0,55	−0,55
19	−650	4985	4875	−0,060	−0,0508	−0,07
20	−650	4980	4410	−0,42	−0,392	−0,53
21	−670	5255	5145	−0,042	–	−0,06
22	−670	5255	4740	−0,275	−0,252	−0,32
23	−670	5255	0	−10,5	–	−11,70
24	−670	5305	0	−11	−10,3	−11,72

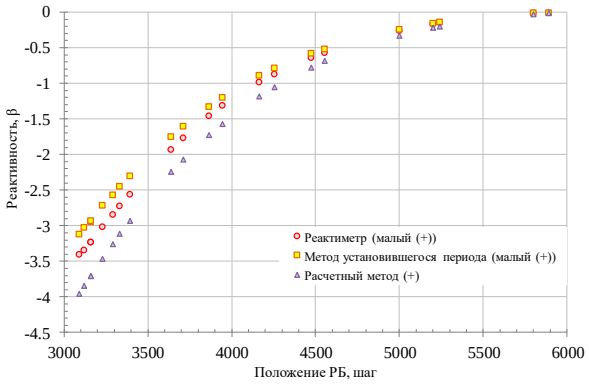
На рисунке 3 представлены регулировочные характеристики реактора, построенные по результатам определения реактивности (таблицы 5–8). Для построения участков интегральной кривой было выполнено интегрирование ранее полученных соответствующих участков дифференциальной кривой. Экспериментальные точки были аппроксимированы полиномом пятого порядка, расчетные точки полиномом третьего порядка. Кривые построены на участке регулировочной характеристики, соответствующем развороту системы РБ от 3000 до 6000 шагов. Кривые построены по результатам определения небольших (до 0,2 $\beta_{эфф}$) положительных реактивностей (рисунок 3, а) и небольших (до 0,42 $\beta_{эфф}$) отрицательных значений реактивности (рисунок 3, б), вводимых в критический реактор.

Таблица 7. Экспериментальные и расчетные значения эффективности системы РБ при определении положительной реактивности

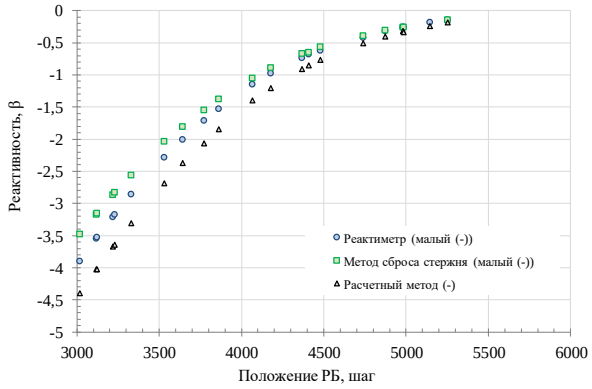
Положение РБ (шаг)	Эффективность РБ, β		
	реактиметр	метод «установившегося периода»	расчетный метод
3089	−3,41	−3,12	−3,96
3120	−3,35	−3,03	−3,85
3159	−3,23	−2,95	−3,71
3160	−3,23	−2,93	−3,71
3230	−3,02	−2,72	−3,46
3290	−2,85	−2,57	−3,26
3333	−2,73	−2,45	−3,12
3393	−2,56	−2,30	−2,93
3640	−1,93	−1,75	−2,25
3710	−1,77	−1,61	−2,07
3865	−1,46	−1,33	−1,73
3945	−1,31	−1,2	−1,57
4165	−0,983	−0,891	−1,19
4255	−0,873	−0,791	−1,06
4476	−0,645	−0,579	−0,78
4556	−0,575	−0,52	−0,69
5000	−0,267	−0,249	−0,33
5200	−0,167	−0,156	−0,22
5240	−0,155	−0,143	−0,20
5800	−0,016	−0,016	−0,03
5890	−0,010	−0,011	−0,01

Таблица 8. Экспериментальные и расчетные значения эффективности системы РБ при определении отрицательной реактивности

Положение РБ (шаг)	Эффективность РБ, β		
	реактиметр	метод «сброса стержня»	расчетный метод
3019	−3,90	−3,48	−4,40
3119	−3,55	−3,17	−4,03
3121	−3,53	−3,16	−4,02
3220	−3,21	−2,87	−3,67
3231	−3,17	−2,83	−3,64
3330	−2,86	−2,56	−3,31
3532	−2,29	−2,04	−2,68
3642	−2,01	−1,81	−2,37
3772	−1,71	−1,55	−2,06
3862	−1,53	−1,38	−1,84
4068	−1,15	−1,05	−1,40
4177	−0,981	−0,895	−1,21
4370	−0,735	−0,671	−0,91
4410	−0,683	−0,654	−0,85
4480	−0,620	−0,568	−0,77
4740	−0,418	−0,395	−0,51
4875	−0,321	−0,311	−0,41
4980	−0,263	−0,262	−0,32
4985	−0,261	−0,260	−0,34
5145	−0,185	–	−0,24
5255	−0,143	−0,143	−0,19



а) при определении положительной реактивности

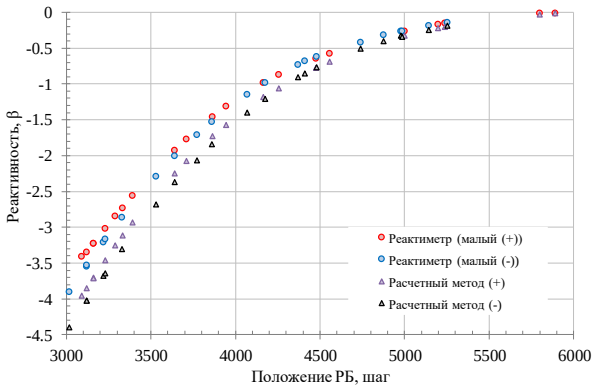


б) при определении отрицательной реактивности

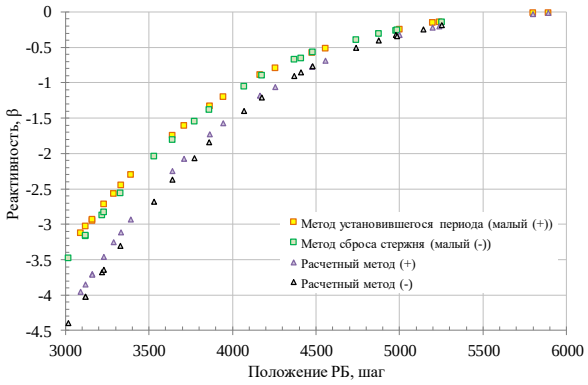
Рисунок 3. Сравнение регулировочных характеристик реактора

На рисунке 4 представлены графики сравнения регулировочных характеристик при определении положительных и отрицательных реактивностей. На рисунке 4, а показаны кривые, построенные по результатам расчетов и по результатам измерений с помощью реактиметра. На рисунке 4, б показаны кривые, построенные по результатам расчетов, и по результатам измерений с помощью метода «установившегося периода» и метода «сброса стержня».

На рисунке 5 представлены регулировочные характеристики реактора, построенные по результатам определения реактивности (таблица 9). Для построения участков интегральной кривой было выполнено интегрирование ранее полученных соответствующих участков дифференциальной кривой. Экспериментальные точки были аппроксимированы полиномом пятого порядка, расчетные точки полиномом третьего порядка. Кривые построены на участке регулировочной характеристики, соответствующем развороту системы РБ от 0 до 6000 шагов. Кривые построены по результатам определения больших (>0,5 $\beta_{эфф}$) отрицательных значений реактивности (рисунок 5), вводимых в критический реактор.



а)



б)

Рисунок 4. Сравнения регулировочных характеристик реактора при определении положительных и отрицательных реактивностей

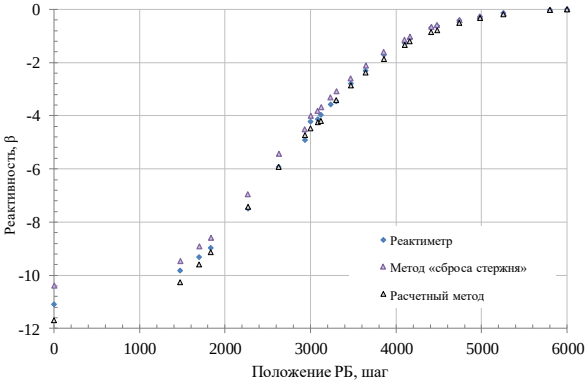


Рисунок 5. Сравнения регулировочных характеристик реактора при определении больших отрицательных значений реактивностей

Полная эффективность системы РБ, определенная методом «сброса стержня», составила 10,3±2 $\beta_{эфф}$, с помощью реактиметра – 11,0±2 $\beta_{эфф}$, расчетным методом – 11,72±0,04 $\beta_{эфф}$.

Таблица 9. Экспериментальные и расчетные значения эффективности системы РБ при определении больших отрицательных значений реактивности

Положение РБ (шаг)	Эффективность РБ, β		
	реактиметр	метод «сброса стержня»	расчетный метод
0	−10,4	−11,1	−11,70
1476	−9,46	−9,82	−10,27
1700	−8,91	−9,32	−9,59
1833	−8,58	−8,97	−9,13
2267	−6,96	−7,49	−7,42
2630	−5,43	−5,92	−5,92
2933	−4,52	−4,92	−4,72
3000	−4	−4,21	−4,47
3085	−3,81	−4,12	−4,24
3123	−3,68	−3,97	−4,19
3233	−3,32	−3,57	–
3300	−3,09	−3,45	−3,40
3470	−2,59	−2,8	−2,87
3645	−2,1	−2,3	−2,37
3857	−1,6	−1,7	−1,86
4100	−1,14	−1,26	−1,34
4160	−1,03	−1,11	−1,20
4410	−0,661	−0,7	−0,85
4480	−0,595	−0,631	−0,78
4740	−0,402	−0,425	−0,51
4980	−0,269	−0,28	−0,32
5255	−0,15	−0,15	−0,19
5800	−0,016	−0,016	−0,02
6000	0	0	0

Выводы

В результате проведенных исследований были определены регулировочные характеристики системы РБ для реактора ИВГ.1М экспериментальными и расчетными методами. В активную зону реактора загружены 28 ВОТК-ВОУ и два ВОТК-НОУ. Исследования проводились двумя этапами: первый этап – с загруженной в ЦЭК бериллиевой сборкой со сквозным каналом (сборка 1) и второй – с бериллиевой сборкой без экспериментальных каналов (сборка 2).

Анализ полученных экспериментальных и расчетных данных заключается в сравнении регулировочных характеристик системы РБ, определенных с помощью нейтронно-физических расчетов и измеренных методом «установившегося периода», методом «сброса стержня», и с помощью реактиметра.

В результате проведения серии из двух пусков П-17-02 и П-17-03 реактора ИВГ.1М и по результатам нейтронно-физических расчетов были решены следующие задачи:

– определен участок регулировочной характеристики РБ для реактора с загруженной в ЦЭК бериллиевой сборкой со сквозным каналом (сборка 1);

– определен участок регулировочной характеристики РБ для реактора с загруженной в ЦЭК бериллиевой сборкой без экспериментальных каналов (сборка 2);

– определена эффективность системы РБ;

– определен запас реактивности реактора ИВГ.1М.

Полная эффективность системы РБ определенная методом «сброса стержня» составила −10,3±2 $\beta_{эфф}$, с помощью реактиметра −11,0±2 $\beta_{эфф}$, расчетным методом составила −11,72±0,04 $\beta_{эфф}$.

При сравнении экспериментальных и расчетного методов оценки эффективности органов регулирования реактора ИВГ.1М выявили некоторые расхождения:

– рассогласование результатов измерения эффективности РБ находится в пределах 10 %;

– расчетный метод показывает результаты на 10–20 % больше, чем экспериментальные методы в малом диапазоне измерения (до 0,5 βэфф);

– измерения реактивности по реактиметру в диапазоне измерения до 10 βэфф хорошо согласуются с результатами расчетов.

Литература

1. Чертков Ю.Б. Измерение реактивности на реакторах стендового комплекса «Байкал-1». Методика. ОЭ НПО «Луч». Инв. № 3439, 1989.
2. Азимханов А.С., Гановичев Д.А., Котов В.М., Колбаенков А.Н., Попов Ю.А., Дербышев И.К., Дюсенбаев А.С., Иркимбеков Р.А. Перегрузка центрального канала и проведение физических исследований на реакторе ИВГ.1М, анализ полученных экспериментальных данных. Отчет, №37-370-01/38вн. от 08.01.2018 г.
3. MCNP-5.1.40 Monte-Carlo N-Particle Transport Code; Los Alamos National Laboratory; Los Alamos, New Mexico. – April 24, 2003.
4. Иркимбеков Р.А., Жагипарова Л.К., Вурим А.Д., Котов В.М., Прозорова И.В. Компьютерная модель реактора ИВГ.1М для стационарных нейтронно-физических расчетов. – А.с. № 2757 РК, 24.08.2018.
5. Жагипарова Л.К., Вурим А.Д., Котов В.М. и др. Моделирование реактора ИВГ.1М. – Вестник НЯЦ РК, Курчатов, 2017, вып.3, с 59–64.
6. Проведение экспериментов по определению регулировочной характеристики и эффективности органов регулирования реактора ИВГ.1М. Программа. – Инв. № 37-370-01/569 от 12.04.2017 г.

ИВГ.1М РЕАКТОРЫН РЕТТЕУ ОРГАНДАРЫНЫҢ ТИІМДІЛІГІ БАҒАЛАУДЫҢ ЭКСПЕРИМЕНТТІК ЖӘНЕ ЕСЕПТЕУ ӘДІСТЕМЕСІН КЕЛІСІМДЕУ

Л.К. Жагипарова, Р.А. Иркимбеков, И.К. Дербышев, В.С. Гныря

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

Мақалада ИВГ.1М реакторының рективтілігін компенсациялау және реттеу органдарының тиімділігі мен сипаттарын анықтау бойынша физикалық зерттеулерді жүргізу сипаты берілген. Алынған эксперименттік және есептік мәліметердің талдаулары зерттеу ядролық реакторларда отынды байытуды төмендету жобасы аясында іске асырылды.

MATCHING OF EXPERIMENTAL AND COMPUTATIONAL METHODS FOR ASSESSING EFFICIENCY OF REGULATING ELEMENTS OF THE IVG.1M REACTOR

L.K. Zhagiparova, R.A. Irkimbekov, I.K. Derbyshev, V.S. Gnyrya

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

The paper presents description of physical research for determining characteristics and efficiency of regulating elements and reactivity compensation of the IVG.1M reactor, results of neutronic calculations of regulating element efficiency, experimental and calculation data analysis implemented within the project of fuel enrichment lowering at the research nuclear reactors.

УДК 631.4:504.4.054:539.16

ВЫЩЕЛАЧИВАНИЕ ТЕХНОГЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ ИЗ ПОЧВ ТЕРРИТОРИИ СИП, КАК ОДИН ИЗ ОСНОВНЫХ МЕХАНИЗМОВ ЗАГРЯЗНЕНИЯ ПРИРОДНЫХ ВОД

Богатырёва Т.Ю., Айдарханова А.К.

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

В статье представлены экспериментальные данные по выщелачиванию ^{3}H, ^{90}Sr, $^{239+240}Pu$, ^{137}Cs из почв различных загрязненных участков Семипалатинского испытательного полигона в природные воды. Определена степень выщелачивания. Отмечено, что процесс выщелачивания радионуклидов из почв в природные воды является одним из основных механизмов их загрязнения, который количественно характеризуется степенью выщелачивания. Выщелачивание радионуклидов из почв исследуемых площадок СИП не зависит от уровня загрязнения почв. Установлено, что процесс выщелачивания радионуклидов характерен для всех участков, но его интенсивность для разных радионуклидов не одинакова. Это связано с химическими свойствами радионуклидов и их формами нахождения в почве.

Введение

На территории Семипалатинского испытательного полигона (СИП) за время его существования было проведено 450 воздушных, наземных и подземных ядерных испытаний. Вследствие их проведения образовалось большое количество техногенных радионуклидов, которые в значимых количествах содержатся в почве и способны мигрировать в различных экосистемах, в том числе и в водных. Существует несколько механизмов загрязнения поверхностных вод на данной территории. В случае проведения наземных и экскавационных испытаний, в результате которых произошло значительное загрязнение поверхностного грунта, после образования водного объекта основным механизмом загрязнения вод является вымывание (выщелачивание) радионуклидов из прибрежного грунта и донных отложений. В случае проведения подземных ядерных испытаний – загрязнение поверхностных вод обусловлено подтоком грунтовых вод, вымывающих радионуклиды из полостей штолен и скважин [1]. Нельзя также исключать механизм загрязнения природных вод за счет глобальных выпадений при испытании ядерного оружия и радиационных аварий, несмотря на то что данный вклад является незначительным по сравнению с другими. Цель данной работы – исследование радионуклидного загрязнения природных вод в результате выщелачивания техногенных радионуклидов из почв территории СИП.

Одной из важных задач при изучении радиационной обстановки на СИП является прогнозирование поведения радионуклидов в окружающей среде, в частности, изучение процесса выщелачивания техногенных радионуклидов из почв в природные воды. В результате выщелачивания взвешенных и растворенных форм радионуклидов в природные воды их миграция резко возрастает. Таким образом, почвы испытательных площадок СИП могут являться источниками вторичного загрязнения водоемов.

Материалы и методы исследования

Исследования проводили на образцах почвы с испытательных площадок СИП: «Опытное поле», «Балапан», «Дегелен», «Сары-Узень» и «Телькем» в местах расположения водных объектов.

Площадка «Опытное поле» являлась первой испытательной площадкой СИП, которая предназначалась для проведения атмосферных (наземных и воздушных) ядерных испытаний. В местах проведения наземных испытаний имеются воронки с навалами грунта и фрагментами оплавленной почвы, содержащей продукты ядерного взрыва. В пределах площадки «Опытное поле» существует ряд технических площадок, где проводились различные по своим характеристикам наземные ядерные испытания. По этой причине, радиоактивное загрязнение местности на площадке «Опытное поле» не является повсеместным, а приурочено непосредственно к эпицентрам проведенных ядерных испытаний, где зафиксировано максимальное содержание радионуклидов в почве. Исследуемыми участками на площадке «Опытное поле» выбраны воронки Участок № 4 и В1, заполненные водой.

Площадка «Балапан» использовалась для проведения подземных ядерных испытаний в скважинах. В результате проведенного в 1965 году экскавационного взрыва в скважине 1004 образовалась воронка глубиной более 100 м и диаметром 400 м. При заполнении воронки паводковыми водами весной этого же года образовалось «Атомное» озеро. Наиболее загрязненным является участок зоны навала «Атомного» озера, где и проводился отбор проб почвы для проведения эксперимента.

На площадке «Сары-Узень» в период с 1965 по 1980 гг. проводились подземные ядерные испытания в скважинах. В результате нештатной ситуации с выбросом грунта при проведении подземного ядерного испытания в скважине № 101 образовалась воронка диаметром 350–400 м с навалом высотой 10–15 м, дно которой заполнено водой [1]. Наиболее загрязненной в настоящее время является территория вбли-

зи скважины № 101, которая и выбрана в качестве исследуемого участка.

На площадке «Телькем» проведено 2 экскавационных взрыва. В результате проведения одиночного подземного ядерного взрыва образовалась воронка «Телькем-1» диаметром порядка 100 м и глубиной 14 м. Результаты ранее проведенных исследований показали, что радиоактивное загрязнение локализовано непосредственно вокруг воронки, где и проводился отбор почвы для проведения эксперимента [2].

Ядерные испытания на площадке «Дегелен» осуществлялись в горизонтальных выработках – штольнях. Максимальными значениями радиоактивного загрязнения отмечены, как правило, участки вблизи портала штолен. Такие участки сформированы, в основном, тремя путями: 1) нештатные ситуации при проведении ядерных испытаний; 2) вскрытие штолен после проведения испытаний; 3) вынос радиоактивности из полостей штолен водным путем [1]. Исследуемым участком испытательной площадки «Дегелен» выбран припортальный участок штольни № 177, характеризующийся высокими концентрациями техногенных радионуклидов в почве. Данные радионуклиды способны выщелачиваться в воду, так как их содержание в почве значительно превышает содержание в воде водотока.

Отбор проб почвы на пяти радиационно загрязненных участках проводился в непосредственной близости к воде (в зоне навала воронки или с припортального участка штольни) из приповерхностного слоя, в котором сосредоточена максимальная концентрация техногенных радионуклидов - ^{3}H, ^{90}Sr, ^{137}Cs, $^{239+240}$Pu. Общая схема расположения точек отбора представлена на рисунке 1. Пробы почвы отбирались в соответствии со стандартной методикой [3].

После отбора пробы почвы высушивались до воздушно-сухого состояния, гомогенизировались, полученные образцы рассеивались на ситах с диаметром ячеек 1мм. Для определения степени выщелачивания перед проведением экспериментов выполнялся радионуклидный анализ проб для определения начального содержания радионуклидов в почве (таблица 1).

Результаты анализа показали, что содержание радионуклидов в почве на различных участках исследования отличается на 1–2 порядка.

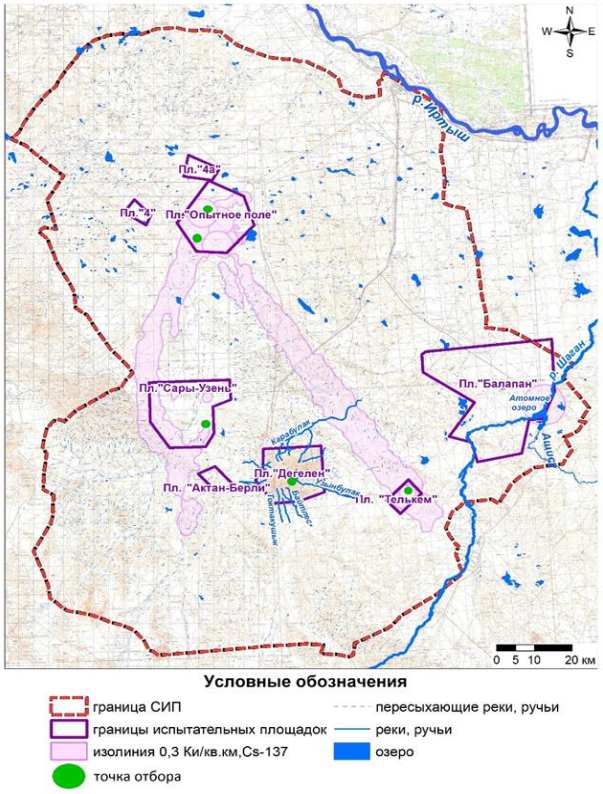


Рисунок 1. Схема расположения участков отбора проб почвы

Проведение эксперимента заключалось в следующем: подготовленные навески воздушно-сухой пробы почвы массой 100 г помещались в емкость и заливались выщелачивающим раствором объемом 250 мл, в качестве которого использовалась дистиллированная вода. Система постоянно перемешивалась. Через определенные промежутки времени (1-е, 10-е, 20-е, 30-е, 60-е сутки) почвенные суспензии отфильтровывались, полученные водные вытяжки анализировались на содержание техногенных радионуклидов.

Лабораторные работы по определению содержания техногенных радионуклидов в образцах почвы и водных вытяжках проводились в соответствии с методическими указаниями и инструкциями на поверенной лабораторной аппаратуре [4–8].

Таблица 1. Результаты радионуклидного анализа проб почвы

Место отбора		Удельная активность, Бк/кг			
		^{3}H	^{90}Sr	$^{239+240}$Pu	^{137}Cs
«Сары-Узень»	скважина №101	89000 ± 9000	3300± 600	4700 ± 400	10800 ± 1000
«Дегелен»	штольня №177	6800 ± 700	43000 ± 6000	21000 ± 2000	45 ± 5
«Опытное поле»	Участок №4	230 ± 40	4200 ± 600	350000 ± 30000	11400 ± 1000
	В1	<40	690 ± 100	54000 ± 4000	11200 ± 1000
«Телькем»	«Телькем-1»	160 ± 45	710 ± 110	44000 ± 5000	3000 ± 300
«Балапан»	«Атомное» озеро	55000 ± 5500	5200 ± 800	4300 ± 400	6200 ± 600

Определение удельной активности ^{3}H проводилось методом жидкосцинтилляционной спектрометрии, ^{90}Sr – β-спектрометрическим методом, γ-излучающие радионуклиды – методом γ-спектрометрии. Определение содержания $^{239+240}$Pu и ^{90}Sr проводилось методом радиохимического выделения с последующей α- и β-спектрометрией. Определение содержания низких концентраций ^{137}Cs в водных вытяжках проводилось методом соосаждения с последующим озолением осадка для измерения на γ-спектрометре с детектором колодезного типа.

Для количественной оценки процесса выщелачивания радионуклидов из почвы в раствор использован наиболее часто применяемый в мировой практике показатель – степень выщелачивания, которая определялась расчетным методом по формуле (1) [9]:

$$n = \frac{a_n}{A_0} \cdot 100\% \qquad (1)$$

где: n – степень выщелачивания, %; a_n – активность, выщелоченная за определенный период времени, Бк/кг; A_0 – начальная активность образца, Бк/кг.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Результаты исследований выщелачивания техногенных радионуклидов из почв площадок СИП представлены на рисунках 2–6.

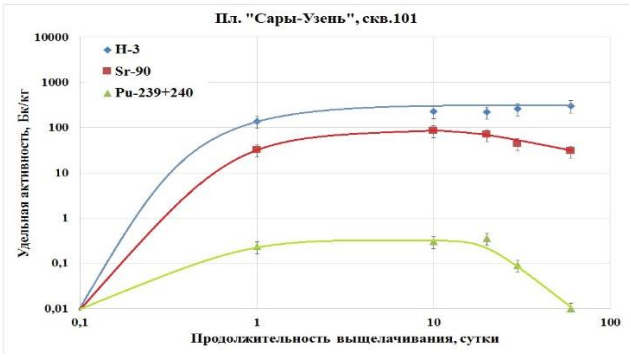


Рисунок 2. Выщелачивание радионуклидов из почвы скважины №101, площадка «Сары-Узень»

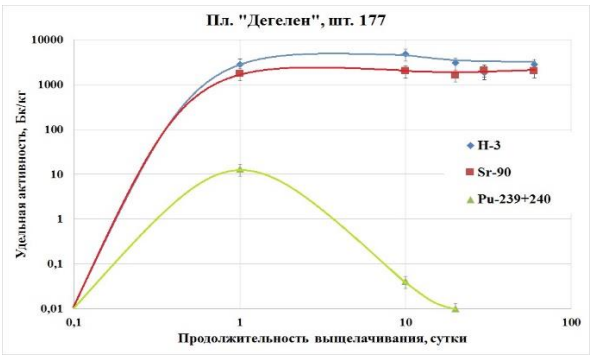


Рисунок 3. Выщелачивание радионуклидов из почвы штольни №177, площадка «Дегелен»

Согласно полученным данным, выщелачивание ^{3}H прослеживается только для участков штольни № 177, скважины № 101 и «Атомное» озеро (рисунки 2–4). Сравнивая кинетические кривые выщелачивания ^{3}H, можно отметить, что его содержание в водных вытяжках находится примерно на одном уровне, начиная с первых суток и далее, в течение всего времени проведения эксперимента.

Степень выщелачивания радионуклида ^{3}H (в % от исходного содержания в образце) при контакте твердой фазы с раствором составила:0,25 % для участка скважины № 101; 0,8 % для «Атомного» озера; 44,5 % для штольни № 177.

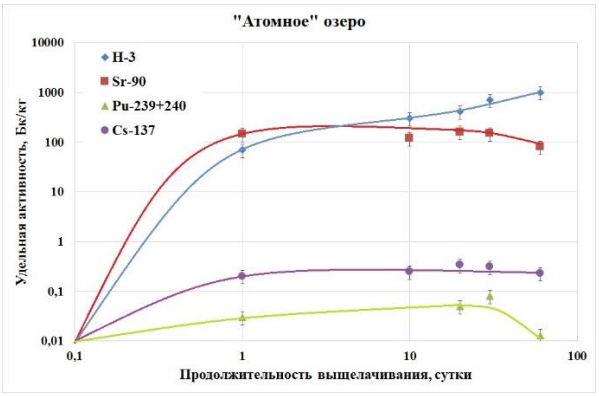


Рисунок 4. Выщелачивание радионуклидов из почвы «Атомного» озера, площадка «Балапан»

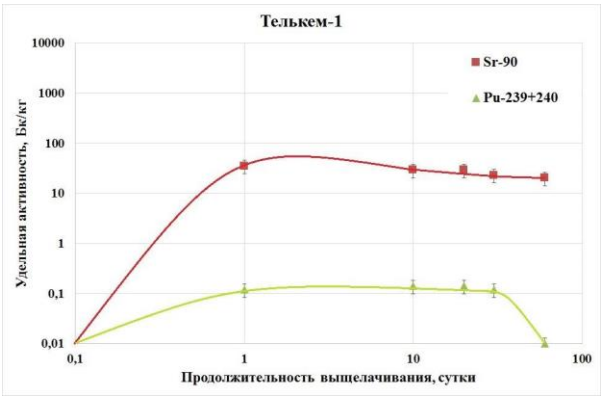


Рисунок 5. Выщелачивание радионуклидов из почвы участка «Телькем-1», площадка «Телькем»

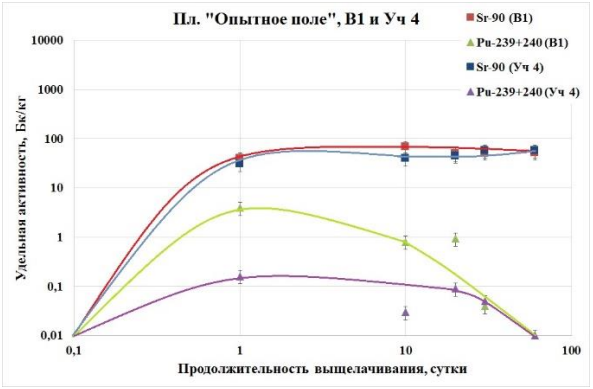


Рисунок 6. Выщелачивание радионуклидов из почвы воронки В1 и Участка №.4, площадка «Опытное поле»

Таблица 2. Степень выщелачивания и формы нахождения ^{3}H в почве

Место отбора	Степень выщелачивания ^{3}H на 20-е сутки, %	Содержание форм нахождения ^{3}H в почвах исследуемых участков, %	
		формы ^{3}H содержащиеся в свободной воде	связанные формы ^{3}H
штольня № 177	44,5	94,8	5,2
«Атомное» озеро	0,75	29,1	70,9
скважина № 101	0,25	24,4	75,6

Таблица 3. Степень выщелачивания и формы нахождения $^{239+240}Pu$ в почве

Место отбора	Степень выщелачивания $^{239+240}Pu$ на 20-е сутки, %	Содержание форм нахождения $^{239+240}Pu$ в почвах исследуемых участков, %				
		водорастворимая	обменная	органическая	подвижная	прочносвязанная
Участок № 4	0,00003	0,03	<0,001	0,02	0,05	99,9
В1	0,001	—	—	—	—	—
скважина № 101	0,007	—	—	—	—	—
«Телькем-1»	0,0003	0,08	0,2	0,4	2,8	96,5
штольня № 177	0,00004	1		4,0	2,0	93,0
«Атомное» озеро	0,0009	<ПО	<ПО	0,02	0,4	99,6

Высокие значения выщелачивания ^{3}H из почв штольни № 177 говорят о том, что данный радионуклид в большей степени находится в водорастворимой форме. Полученные результаты согласуются с ранее представленными данными по формам нахождения ^{3}H в почвах штольни № 177 (таблица 2) [10].

Анализ полученных данных показал, что процесс выщелачивания ^{3}H из почвы в воду не зависит от его начального содержания в почве. Так, максимальная степень выщелачивания ^{3}H зафиксирована на площадке «Дегелен», где по результатам проведенных исследований содержание ^{3}H значительно ниже, чем на двух других исследуемых участках, где также был зафиксирован выход данного радионуклида (Таблица 1). Сделан вывод, что уровень загрязнения почв не влияет на процесс выщелачивания.

Степень выщелачивания ^{90}Sr лежит в интервале от 3 до 7 % для всех исследуемых площадок, так как ^{90}Sr характеризуется наибольшей растворимостью и миграционной способностью в почвах. Выщелачивание ^{137}Cs отмечается только для почвы с «Атомного» озера, степень выщелачивания составляет 0,004 %. ^{137}Cs характеризуется низкой подвижностью и преимущественным содержанием в прочносвязанной форме (более 98,2 %).

Для $^{239+240}Pu$ получены степени выщелачивания от 0,00003 до 0,007 % для всех исследуемых площадок. Вероятно, это связано с тем, что $^{239+240}Pu$ в почве находится в прочносвязанной форме [11] (таблица 3).

Начальное содержание $^{239+240}Pu$ для двух объектов площадки «Опытное поле» отличаются на порядок (таблица 1): содержание $^{239+240}Pu$ в почве на Участке № 4 составляет 350 000 Бк/кг, в воронке В1 – 54 000 Бк/кг, тогда как содержание $^{239+240}Pu$ в водных вытяжках и степени выщелачивания для воронки В1 выше, чем для Участка №4, 0,001 и 0,00003 % соответственно (рисунок 6 и таблица 3). Исходя из полученных результатов, следует, что уровень загрязнения почв не влияет на процесс выщелачивания.

Заключение

Результаты, полученные в ходе проведенных лабораторных исследований на образцах почвы с испытательных площадок СИП показали, что процесс выщелачивания радионуклидов из почв в природные воды является одним из основных механизмов их загрязнения. Количественно данный процесс характеризуется степенью выщелачивания. Наибольшей способностью к переходу в водные растворы из почвы обладают радионуклиды ^{3}H и ^{90}Sr. Переход ^{137}Cs и $^{239+240}Pu$ из почвы в природные воды за счет выщелачивания значительно меньше. Вероятно, это связано с тем, что данные радионуклиды в почве в большей степени находятся в прочносвязанной форме.

При рассмотрении полученных результатов отмечено, что выщелачивание радионуклидов из почв исследуемых участков не зависит от начального уровня их содержания в почве. Установлено, что процессы выщелачивания радионуклидов характерны для всех участков, но их интенсивность для разных радионуклидов не одинакова. Это связано с химическими свойствами радионуклидов и их формами нахождения в почве.

Таким образом, основываясь на полученных данных, установлено, что при мониторинге природных водных объектов, в первую очередь, необходим контроль за содержанием ^{3}H и ^{90}Sr в воде, так как они имеют максимальные значения степени выщелачивания.

Результаты исследования по выщелачиванию могут в дальнейшем послужить основой при комплексной оценке радиационной ситуации на территории полигона. Количественные показатели, полученные в результате данной работы, могут быть использованы при переходе от интенсивного отбора проб и проведения анализов к моделированию радиоэкологической ситуации на территории конкретной площадки.

Литература

1. Семипалатинский испытательный полигон. Современное состояние: научно-популярное издание / под ред. Лукашенко С.Н. – Павлодар: Дом печати, 2008. – С. 6–13 – ISBN 978-601-7112-07-3.
2. Кабдыракова А.М. Распределение радионуклидов в гранулометрических фракциях почвы в местах экскавационных ядерных взрывов на площадках «Телькем» на Семипалатинском испытательном полигоне / А.М. Кабдыракова, А.Е. Кундузбаева, С.Н. Лукашенко // Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана [Сборник трудов Института радиационной безопасности и экологии за 2014-2016гг.] / под рук. Лукашенко С.Н. – Павлодар: Дом печати, 2017. – С. 306: – ISBN 978-601-7844-53-0.
3. ГОСТ 17.4.3.01-83. Охрана природы. Почвы. Общие требования к отбору проб. – Введ. 1984-01-07. /Сборник. Охрана природы. Почвы. – М.: Изд-во стандартов,1998. – С. 29–31.
4. МИ 5.06.001.98 РК «Активность радионуклидов в объемных образцах. Методика выполнения измерений на гамма-спектрометре МИ 2143-91» – 18 с.
5. Методика измерения активности радионуклидов с использованием сцинтилляционного бета-спектрометра с программным обеспечением «Прогресс», Менделеево, – 20 с.
6. Методика определения изотопов плутония-(239+240), стронция-90, америция-241 в объектах окружающей среды: МИ 06-7-98. – Алматы, 1998.
7. Тритий. Качество воды – определение активности трития, соответствующей данной концентрации – жидкостной метод сцинтилляционного счета. Учетная регистрация в Республике Казахстан № 116/149 от 07.03.2000: ISO 9698 РК, 1989 Качество воды – определение активности трития, соответствующей данной концентрации – жидкостной метод сцинтилляционного счёта.
8. РИ 03-02-03 (А). Подготовка проб для элементного анализа методом автоклавного разложения.
9. Раимканова А.М. и др. Исследование выщелачивания техногенных радионуклидов из грунта зоны навала «Атомного» озера // Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана. Сборник трудов Национального ядерного центра РК за 2014–2016 г. Выпуск 6, том 1, с. 335
10. Serzhanova Z.B. et all. Assessing tritium speciation distribution in soils of radiation dangerous objects of the Semipalatinnsk test site. Book of abstracts II International conference on radioecological concentration processes, Seville, Spain, 2016, p. 54
11. Кундузбаева А.Е. и др. Сравнительная оценка форм нахождения радионуклидов в почвах некоторых участков территории СИП // Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана. Сборник трудов Национального ядерного центра РК за 2010 г. Выпуск 3, том 2, с.101–115.

ТАБИҒИ СУЛАРДЫҢ ЛАСТАНУЫНЫҢ НЕГІЗГІ МЕХАНИЗМДЕРІНІҢ БІРІ РЕТІНДЕ ССП АУМАҚТЫҢ ТОПЫРАҒЫНАН ТЕХНОГЕНДІ РАДИОНУКЛИДТЕРДІҢ СІЛТІЛЕНУІ

Т.Ю. Богатырёва, А.К. Айдарханова

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

Бұл мақалада, табиғи суларға Семей сынақ полигонының түрлі ластанған телімдеріндегі топырақтан ^{3}H, ^{90}Sr, $^{239+240}Pu$, ^{137}Cs сілтіленуі бойынша тәжірибелік деректер ұсынылған. Сілтілену дәрежесі анықталған. Топырақтың табиғи суларда сілтілену процесі олардың ластануының негізгі механизмдерінің бірі болып табылады, және мөлшерлік түрде сілтілену дәрежесімен сипатталатыны белгіленді. Зерттеліп жатқан ССП алаңдарының топырақтарында радионуклидтердің сілтіленуі топырақтың ластану деңгейіне байланысты емес. Радионуклидтердің сілтілену процесі барлық телімдер үшін тән, алайда оның қарқындылығы түрлі радионуклидтер үшін біркелкі емес екені анықталды. Бұл радионуклидтердің химиялық қасиеттерімен және оларды топырақтан табу формаларымен байланысты.

LEACHING OF MAN-MADE RADIONUCLIDES FROM SOIL IN THE STS TERRITORY AS ONE OF THE MAIN CONTAMINATION MECHANISMS OF NATURAL WATER

T.Yu. Bogatyryova, A.K. Aidarkhanova

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

The articles gives experimental data on ^{3}H, ^{90}Sr, $^{239+240}Pu$, ^{137}Cs leaching from soil of various contaminated areas of the Semipalatinsk test site to natural water. Leaching degree has been determined. Leaching process of radionuclides from soils to natural water is noted to be one of the main contamination mechanisms, which is quantitatively characterized by leaching degree. Leaching of radionuclides from soils of STS sites of interest is not dependent on soil contamination level. It is found that le4aching process of radionuclides is characteristic of each site but its intensity for different radionuclides is not the same. This is due to chemical properties of radionuclides and their speciation in soil.

УДК 504.3.054:614.876:539.16

УРОВНИ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ВОЗДУШНОЙ СРЕДЫ НА СЛЕДАХ РАДИОАКТИВНЫХ ВЫПАДЕНИЙ ОТ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ НА СИП (1949, 1951 И 1953 ГГ.)

Круглыхин А.А., Ляхова О.Н., Турченко Д.В., Кабдыракова А.М., Дашук А.Л.

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

В статье представлены обобщенные результаты по оценке уровней загрязнения воздушной среды техногенными радионуклидами на следах от ядерных испытаний 1953 и 1951 гг. в районе испытательных площадок «Балапан» и «Сары-Узень». Получены данные об уровне и динамике концентрации радионуклидов в воздушной среде на следе от ядерного испытания 1949 г. вблизи п. Долонь. Проведена сравнительная оценка экспериментальных данных и теоретических расчетов.

Введение

В результате проведения ядерных испытаний на Семипалатинском испытательном полигоне (СИП) образовались обширные локальные участки (ближние выпадения) с радиоактивным загрязнением почвенного покрова, которые в свою очередь могу являться источниками вторичного радионуклидного загрязнения воздушной среды. Согласно ранее полученным экспериментальным данным, максимальные уровни содержания техногенных радионуклидов в воздухе наблюдаются на эпицентрах ядерных испытаний. На расстоянии 200–500 м от эпицентра ядерного взрыва концентрация радионуклидов снижается на порядок и более.

Кроме этого, на СИП имеются участки радиоактивного загрязнения (дальние выпадения), образовавшиеся в результате выпадения радиоактивных осадков – так называемые следы радиоактивных выпадений. К наиболее значимым относятся следы от наземных ядерных испытаний 1949 г., 1951 г. и первого термоядерного испытания 1953 г. [1]. Следы 1951 и 1953 гг. фиксируются на всей территории СИП, выходя далеко за ее пределы, и попадают на участки ведения сельскохозяйственной деятельности, где местным населением осуществляется заготовка сена и выпас скота. След 1949 г. прослеживается только на территории, прилегающей к полигону.

Результаты исследования позволят оценить уровень радиоактивного загрязнения воздушной среды в местах, подвергшихся радиоактивному загрязнению вследствие проведения ядерных испытаний, а также возможное влияние следов радиоактивных выпадений на окружающую среду и население. Сравнительная оценка экспериментальных данных и теоретического расчета позволит рассмотреть возможность дальнейшего использования расчетных данных для проведения подобных оценок, без осуществления дорогостоящих экспериментальных исследований.

1 Материалы и методы

Исследования проводились на территории бывшего СИП на следах радиоактивных выпадений от испытаний 1949, 1951 и 1953 гг.

1.1 Общая методология исследований

Отбор проб воздуха на всех исследовательских участках осуществлялся пробоотборником «Бриз» электромеханического типа, в качестве фильтрующего элемента использовалась ткань Петрянова. На следах от радиоактивных выпадений 1953 г. и 1951 г. отбор проб воздуха проводился в течение 48 часов на каждом исследовательском участке, объём прокаченного воздуха на одну пробу составлял не менее 80 000 м^3. На следе от испытания 1949 г., в лесном массиве вблизи п. Долонь, отбор проб воздуха проводился на одном участке непрерывно на протяжении 5 дней, замена воздушного фильтра осуществлялась 1 раз в сутки. Для оценки динамики концентрации радионуклидов в воздухе исследовательские работы вблизи п. Долонь проводились с периодичностью один раз в три месяца (апрель, июнь, сентябрь, ноябрь). Средний объём прокаченного воздуха при отборе одной пробы составил 37 000 м^3.

Во всех фильтрах воздушных аэрозолей проводилось определение объемной активности основных дозообразующих техногенных радионуклидов – ^{241}Am, ^{137}Cs и $^{239+240}$Pu. Подготовка фильтров проводилась методом озоления в муфельной печи в течение 6 часов при температуре 390 °С. Для определения содержания техногенных радионуклидов ^{241}Am и ^{137}Cs все отобранные пробы анализировались γ-спектрометрическим методом с использованием γ -спектрометра колодезного типа. Подготовка проб и определение удельной активности $^{239+240}$Pu проводилась с использованием метода радиохимического выделения. Для контроля химического выхода в предварительно подготовленную пробу вводилась изотопная метка ^{242}Pu. Объемная активность $^{239+240}$Pu в подготовленном образце определялась на альфа-спектрометре *AlphaAnalis* с использованием данных об объеме прокаченного воздуха.

Для изучения факторов, влияющих на загрязнение воздушной среды, на всех участках отбора проб воздуха проводились измерения метеорологических параметров с использованием метеостанции *Davis* и измерения запыленности воздушной среды с использованием анализатора размеров аэрозольных частиц

Dusttrack 8533. Фиксировались такие метеорологические параметры как скорость и направление ветра, температура и влажность атмосферного воздуха.

1.2 Краткая характеристика участков отбора проб

Для оценки уровней радиоактивного загрязнения воздушной среды техногенными радионуклидами на следах от ядерных испытаний 1953 и 1951 гг. в районе испытательных площадок «Балапан» и «Сары-Узень» исследовательские участки заложены по профилю, пересекающему ось следа. На следе от испытания 1949 г. в лесном массиве вблизи п. Долонь заложен один исследовательский участок с высоким содержанием радионуклидов в объектах окружающей среды (рисунок 1).

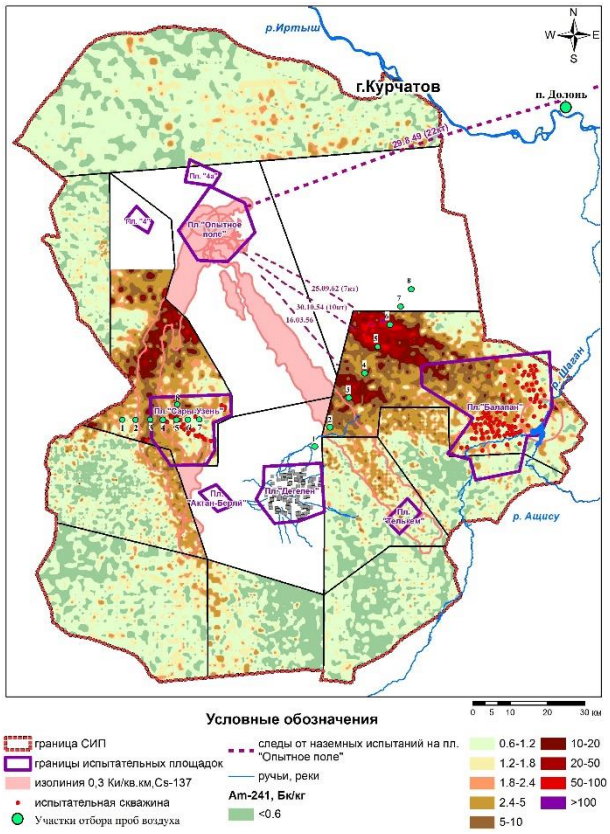


Рисунок 1. Расположение участков отбора проб воздуха на исследуемой территории

След от испытания 1951 г. На данной территории исследовательский профиль пролегал в направлении с запада на восток, пересекая след от ядерного испытания 1951 г. и центральную часть площадки «Сары-Узень». Дополнительно, отбор проб воздуха проведен на участке с повышенным уровнем содержания ^{241}Am в почве, расположенном вблизи исследуемого профиля (т. 8).

След от испытания 1953 г. Участки отбора проб воздуха располагались по профилю в направлении с юго-запада на северо-восток в близи площадки «Балапан», пересекая ось следа от термоядерного испытания 1953 г.

След от испытания 1949 г. По результатам исследований, этот след хорошо фиксируется в районе населенных пунктов п. Бодене, п. Черемушки, п. Мостик, п. Долонь и п. Канонерка [1]. Исследовательский участок заложен в лесном массиве вблизи п. Долонь, где ранее проведенные исследования показали наличие повышенных значений концентрации техногенных радионуклидов ^{137}Cs, ^{90}Sr и $^{239+240}$Pu в коре деревьев, а также в подстилке и хвое. Согласно полученным результатам, максимальные значения $^{239+240}$Pu достигали: в коре – 1,5ºБк/кг, в органической и минеральной части подстилки – 180 Бк/кг, в хвое – 200 Бк/кг [2].

Расположение участков отбора проб воздуха на исследуемой территории представлено на рисунке 1.

2 Результаты и их обсуждение

2.1 Изучение уровня радиоактивного загрязнения воздуха на следах от радиоактивных выпадений

След от испытания 1951 г. В таблице 1 представлена объёмная активность $^{239+240}$Pu в воздушной среде в зоне прохождения следа от ядерного испытания 1951 г. вблизи площадки «Сары-Узень».

Полученные результаты показали, что содержание техногенных радионуклидов ^{241}Am и ^{137}Cs в воздухе находится ниже уровня предела обнаружения. Численные значения объемной активности радионуклида $^{239+240}$Pu зафиксированы на всех участках исследования и составили от $0{,}5\cdot10^{-6}$ Бк/м^3 до $13\cdot10^{-6}$ Бк/м^3, что на 2–4 порядка ниже уровня допустимой объемной активности для категории «население» (ДОА$_{нас.}$), установленного гигиеническими нормативами [3] (таблица 1).

Таблица 1. Результаты исследования воздушной среды на следе от ядерного испытания 1951 г.

№ участка отбора	Объёмная активность $^{239+240}$Pu, 10^{-6} Бк/м^3	Запыленность, мг/м^3	Скорость ветра, м/с
1	0,5 ± 0,05	0,016	4,4
2	2,2 ± 0,5	0,008	2,6
3	4,1 ± 0,5	0,006	1,4
4	2,7 ± 0,6	0,006	2,1
5	2,9 ± 0,4	0,007	2,3
6	0,6 ± 0,05	0,009	3,0
7	0,8 ± 0,1	0,012	2,2
8	13 ± 2	0,013	1,2
ДОА для населения	**$2{,}5\cdot10^{-3}$**	**—**	**—**

Запыленность воздушной среды изменялась в диапазоне от 0,006 до 0,16 мг/м^3, со средним значением равным 0,009 мг/м^3, скорость ветра изменялась от 1,2 до 4,4 м/с. Сильных порывов ветра в ходе проведения отбора проб отмечено не было, среднее значение составило 2,4 м/с. Зависимости изменения объемной

активности $^{239+240}$Pu в воздухе от запыленности или скорости ветра отмечено не было.

На основе анализа полученных данных построена гистограмма, отображающая объемную активность радионуклида $^{239+240}$Pu в воздухе в месте проведения исследования (рисунок 2).

Согласно полученным данным, максимальная концентрация $^{239+240}$Pu в воздушной среде, равная 13 10^{-6} Бк/м^3, зафиксирована в т. 8, на участке с повышенным содержанием техногенных радионуклидов в почве. Удельная активность ^{241}Am в почве составляла порядка 100 Бк/кг, максимальная удельная активность $^{239+240}$Pu в почве на данном участке составляла 250 Бк/кг. Кроме этого, повышенные концентрации $^{239+240}$Pu в воздухе зафиксированы на участках в т. 2 – т. 5, расположенных непосредственно в зоне прохождения следа 1951 г.

След от испытания 1953 г. Установлено, что содержание радионуклидов ^{241}Am, ^{137}Cs в воздухе на всех исследовательских участках находилось ниже уровня предела обнаружения. В таблице 2 представлена объёмная активность радионуклида $^{239+240}$Pu в воздушной среде в зоне прохождения следа от испытания 1953 г.

Результаты исследования показали, что значения объемной активности $^{239+240}$Pu в воздухе составили от $0{,}4\cdot10^{-6}$ до $5{,}7\cdot10^{-6}$ Бк/м^3, что на 2–4 порядка ниже уровня ДОА$_{нас.}$ [3].

Таблица 2. Результаты исследования воздушной среды на следе от термоядерного испытания 1953 г.

№ участка отбора	Объёмная активность, $^{239+240}$Pu, 10^{-6} Бк/м^3	Запыленность, мг/м^3	Скорость ветра, м/с
1	5,6 ± 0,8	0,005	4,5
2	5,7 ± 0,6	0,008	4,1
3	2,7 ± 0,3	0,014	3,1
4	0,8 ± 0,1	0,015	3,2
5	2,1 ± 0,3	0,014	2,4
6	3,1 ± 0,5	0,018	2,0
7	3,1 ± 0,4	0,015	3,3
8	0,4 ± 0,05	0,009	3,3
ДОА для населения	**$2{,}5\cdot10^{-3}$**	**—**	**—**

Запыленность воздушной среды на данном участке была чуть выше, чем на предыдущем, и изменялась в диапазоне от 0,008 до 0,018 мг/м^3, со средним значением равным 0,012 мг/м^3. Скорость ветра изменялась от 2 до 4,5 м/с, без порывов. Зависимости изменения объемной активности $^{239+240}$Pu в воздухе от запыленности или скорости ветра не отмечается.

На гистограмме представлена объемная активность радионуклида $^{239+240}$Pu в воздухе на каждом исследовательском участке данного профиля (рисунок 3).

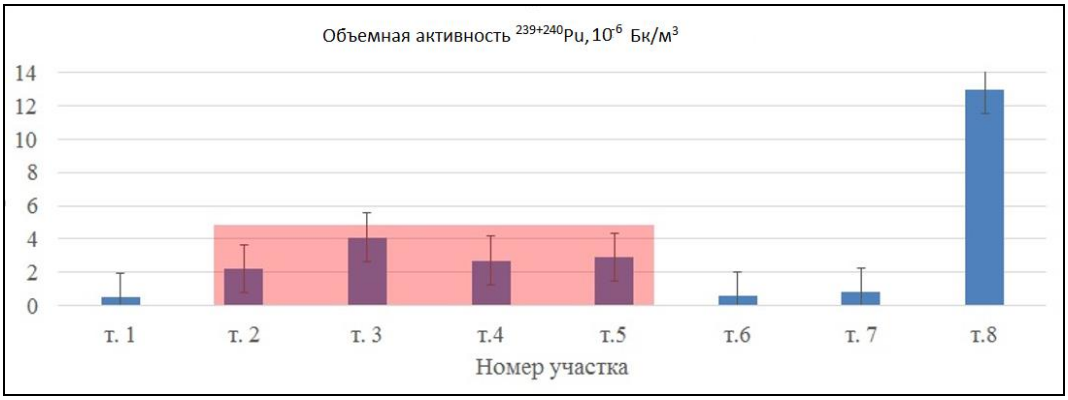


Рисунок 2. Объемная активность $^{239+240}$Ри воздухе в зоне прохождения следа от испытания 1951 г.

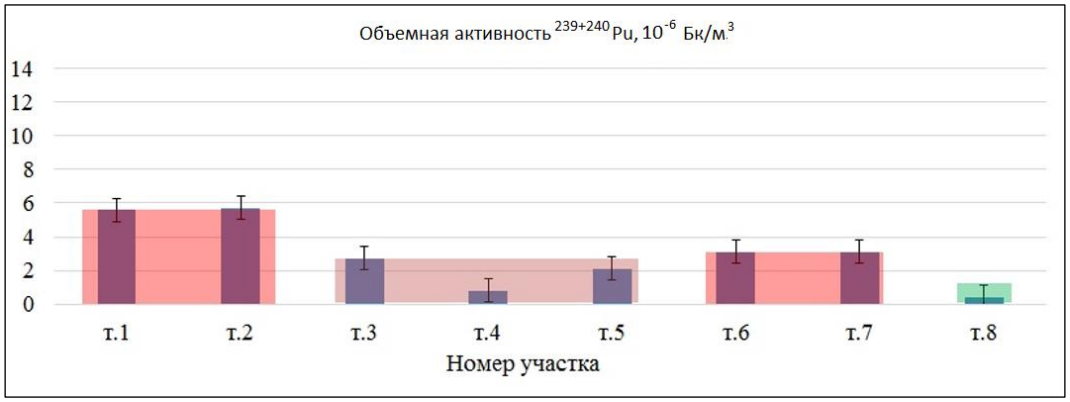


Рисунок 3 Содержание радионуклида $^{239+240}$Ри воздухе на следе от испытания 1953 г.

Максимальное значение объемной активности $^{239+240}$Pu в воздухе зафиксировано на участке в т. 2, расположенном непосредственно на следе от ядерного испытания 1953 г. Однако, анализ всех полученных данных подтвердил ранее сделанное предположение, что наличие численных значений объемной активности $^{239+240}$Pu в воздухе на данных участках, связано не только с влиянием следа от испытания 1953 г., но и с влиянием следов радиоактивных выпадений от нескольких ядерных испытаний, проведенных на территории СИП.

След от испытания 1949 г. В таблице 3 представлены данные объёмной активности радионуклида $^{239+240}$Pu в воздушной среде на следе от ядерного испытания 1949 г.

В лесном массиве вблизи п. Долонь концентрация радионуклидов ^{241}Am, ^{137}Cs в воздушной среде находится ниже предела обнаружения, содержание радионуклида $^{239+240}$Pu в воздухе составляло от $0{,}2\cdot10^{-6}$ до $3{,}3\cdot10^{-6}$ Бк/м^3.

Запыленность воздушной среды изменялась в диапазоне от 0,006 до 0,052 мг/м^3. Незначительное повышение уровня запыленности отмечалось в апреле, до 0,052 мг/м^3 и в ноябре – до 0,030 мг/м^3. Однако среднее значение, в целом за весь период исследований, составило 0,018 мг/м^3, что находится на одном уровне с исследовательскими участками, расположенными на следах испытаний от 1951 и 1953 гг. Скорость ветра в лесном массиве, существенно ниже, чем отмечалась на территории СИП, и изменялась от 0,1 до 0,9 м/с, без порывов. Зависимости изменения объемной активности $^{239+240}$Pu в воздухе от запыленности или скорости ветра на данном участке также не отмечено.

На гистограмме (рисунок 4) представлено сезонное изменение объёмной активности радионуклида $^{239+240}$Pu в воздушной среде в лесном массиве за весь период исследований.

Таблица 3. Результаты исследования воздушной среды на следе от ядерного испытания 1949 г.

Период отбора	Объемная активность $^{239+240}$Pu, 10^{-6} Бк/м^3	Запыленность, мг/м^3	Скорость ветра, м/с
Апрель	1,0 ± 0,1	0,047	0,9
	1,7 ± 0,3	0,052	0,4
	0,2 ± 0,05	0,034	0,5
	1,8 ± 0,3	0,011	0,6
	1,2 ± 0,2	0,017	0,1
Июнь	1,5 ± 0,3	0,013	1,0
	1,2 ± 0,2	0,008	0,3
	1,3 ± 0,2	0,010	0,4
	3,3 ± 0,4	0,009	0,4
	1,0 ± 0,2	0,009	0,4
Сентябрь	1,0 ± 0,1	0,008	0,3
	0,5 ± 0,05	0,006	0,4
	1,0 ± 0,1	0,007	0,1
	0,5 ± 0,05	0,007	0,2
	1,0 ± 0,1	0,014	0,4
Ноябрь	1,0 ± 0,1	0,019	0,1
	0,5 ± 0,05	0,030	0,2
	1,0 ± 0,1	0,030	0,1
	0,5 ± 0,05	0,015	0,2
	1,0 ± 0,1	0,016	0,3
ДОА для населения	$2{,}5\cdot10^{-3}$	—	

Минимальное значение концентрации $^{239+240}$Pu в воздухе лесного массива, зафиксированое в осенний период, в сентябре и ноябре, составило $0{,}8\cdot10^{-6}$ Бк/м^3. Максимальное значение концентрации $^{239+240}$Pu в воздушной среде на данном участке зафиксировано в июне, и составило $1{,}7\cdot10^{-6}$ Бк/м^3.

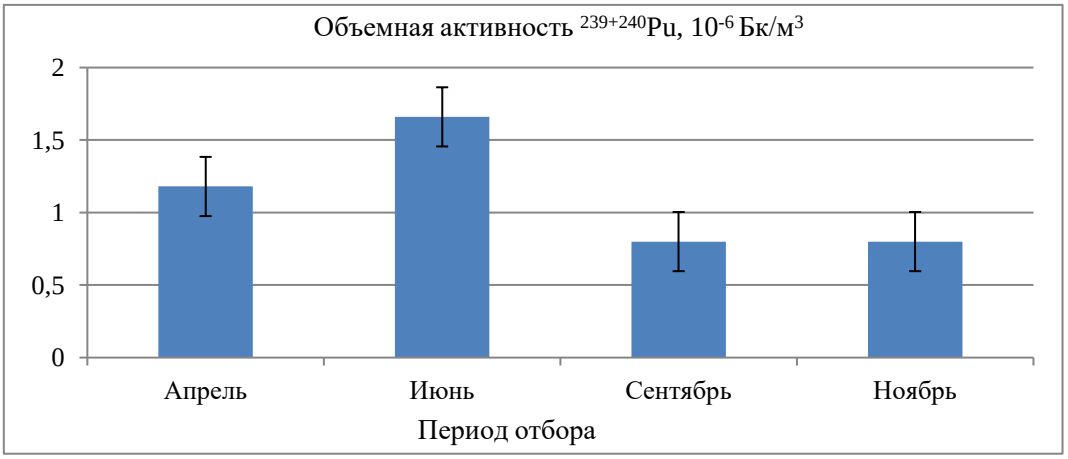


Рисунок 4. Динамика изменения концентрации радионуклида $^{239+240}$Pu в воздухе на следе от испытания 1949 г.

2.2 Сравнительная оценка экспериментальных данных и теоретических расчетов

Для оценки результатов, полученных экспериментальным методом, проведен теоретический расчет возможного радионуклидного загрязнения воздушной среды (C_{air}) с использованием следующей формулы [5]:

$$C_{air} = C_{soil} \cdot K_O \cdot \rho_{sus} \cdot 10^{-9}, \quad (1)$$

где: C_{air} – объемная активность радионуклида в воздухе Бк/м^3; C_{soil} – удельная активность радионуклидов в почве, Бк/кг; K_O – коэффициент обогащения во фракции <8 мкм; 10^{-9} – коэффициент пересчета из кг в мкг; ρ_{sus} – запыленность воздуха, мкг/м^3.

Удельная активность радионуклидов в почве определялась по результатам комплексного обследования почвенного покрова на исследуемой территории. В таблице 4 представлена средняя удельная активность радионуклида $^{239+240}$Pu в почве на каждом участке.

Таблица 4. Средняя удельная активность радионуклида $^{239+240}$Pu в почве на исследуемой территории

№ точки	Значения удельной активности радионуклида $^{239+240}$Pu в почве, Бк/кг		
	След от испытания 1951 г.	След от испытания 1953 г.	След от испытания 1949 г.
1	4,7	493,0	73,4
2	11,2	84,0	21,2
3	89,3	57,3	15,2
4	26,7	221,4	4,1
5	11,6	56,5	3,1
6	73,2	18,6	4,2
7	7,1	21,2	11,3
8	146,3	12,3	5,1
Среднее	**46,2**	**120,5**	**17,2**

Для количественной оценки распределения искусственных радионуклидов по гранулометрическим фракциям почвы был использован безразмерный параметр – коэффициент обогащения (Ко), определяемый как отношение удельной активности радионуклида в гранулометрической фракции к удельной активности того же радионуклида в соответствующей исходной почве:

$$K_O = \frac{A^{фр.}_{уд.}}{\overline{A}^{п}_{уд.}}, \quad (2)$$

где: $A^{фр.}_{уд.}$ – удельная активность радионуклида в гранулометрической фракции; $\overline{A}^{п}_{уд.}$ – удельная активность радионуклида в почве.

Данный параметр является показателем степени обогащенности или обедненности гранулометрических фракций относительно среднего содержания радионуклидов в почве.

Измерение запыленности воздушной среды проводилось экспериментальным методом в период отбора проб воздушных аэрозолей, с использованием анализатора размеров аэрозольных частиц *Dusttrack*.

В таблице 5 представлены коэффициенты обогащения для фракции <8 мкм и измеренные значения запыленности воздушной среды для каждого участка.

Таблица 5. Значения коэффициентов обогащения и измеренные значения запыленности воздушной среды для участков исследования

Участок исследования	Коэффициент обогащения во фракции	Запыленность воздуха, мкг/м^3
След от испытания 1951 г.	3,1	10
След от испытания 1953 г.	2,2	13
След от испытания 1949 г.	4,0	21

Для расчета объемной активности радионуклидов в воздухе теоретическим методом исходные данные (удельная активность радионуклидов в почве, коэффициент обогащения, запыленность воздуха) были обработаны и усреднены для каждого участка исследования.

В таблице 6 представлены теоретические расчетные значения объемной активности искусственных радионуклидов в воздушной среде на следах радиоактивных выпадений.

Таблица 6. Значения экспериментальной и расчетной объемной активности радионуклида $^{239+240}$Pu

Участок исследования	Экспериментальные данные	Теоретические данные
	Среднее значение объёмной активности $^{239+240}$Pu, Бк/м^3	Объемная активность $^{239+240}$Pu, Бк/м^3
След от испытания 1951 г.	$3{,}3 \cdot 10^{-6}$	$1{,}1 \cdot 10^{-6}$
След от испытания 1953 г.	$2{,}9 \cdot 10^{-6}$	$3{,}4 \cdot 10^{-6}$
След от испытания 1949 г.	$1{,}1 \cdot 10^{-6}$	$5{,}4 \cdot 10^{-8}$

Согласно проведенному анализу, средние значения объемной активности $^{239+240}$Pu в воздушной среде на участках исследования находятся практически на одном уровне, в диапазоне от $1{,}1 \cdot 10^{-6}$ до $3{,}3 \cdot 10^{-6}$ Бк/м^3. Установлено, что для степных экосистем (следы от испытаний 1951 и 1953 гг., расположенные на территории СИП) данные, полученные экспериментальным и расчетным методом хорошо согласуются. Однако, для лесной экосистемы, полученные данные отличатся на 2 порядка (таблица 6). Такое различие может быть связано с наличием в лесной экосистеме на участке исследования лесной подстилки, загрязненной техногенными радионуклидами, что при проведении теоретических расчетов не учитывалось. Таким образом, расчетную формулу (1) можно применять только на территориях со степной

местностью. Для оценки уровня содержания радионуклидов в воздушной среде лесных экосистем необходимо выбрать более оптимальную методологию экспериментальных исследований и проведения теоретических расчетов, с учетом уровня радионуклидного загрязнения подстилающей поверхности.

Выводы

По результатам лабораторных исследований установлено, что содержание радионуклидов ^{241}Am, ^{137}Cs в воздушной среде на всех исследовательских участках (следах радиоактивных выпадений) находится ниже уровня предела обнаружения. Численные значения радионуклидов в воздухе обнаружены только для $^{239+240}$Pu.

В районе площадки «Сары-Узень» (след 1951 г.) – от $0{,}5\cdot10^{-6}$ до $13\cdot10^{-6}$ Бк/м^3, на площадке «Балапан» (след 1953 г.) объемная активность $^{239+240}$Pu в воздухе составила от $0{,}4\cdot10^{-6}$ до $5{,}7\cdot10^{-6}$ Бк/м^3. Выявлено, что содержание радионуклида $^{239+240}$Pu в воздухе на 2–4 порядка ниже уровня ДОА$_{нас}$, установленного гигиеническими нормативами [3].

В лесном массиве вблизи п. Долонь (след 1949 г.) объемная активность радионуклида $^{239+240}$Pu в воздухе составила от $0{,}2\cdot10^{-6}$ до $3{,}3\cdot10^{-6}$ Бк/м^3, что на 3–4 порядка ниже уровня ДОА$_{нас}$, установленного гигиеническими нормативами [3].

Зависимости изменения объемной активности $^{239+240}$Pu в воздухе от запыленности или скорости ветра на всех участках исследования не выявлено.

По результатам сравнительной оценки установлено, что для различных участков степных экосистем наблюдается хорошая сходимость экспериментальных данных и теоретических расчетов. В лесной экосистеме используемая формула (1) для теоретических расчетов не применима. При проведении подобной оценки для лесного массива, вероятнее всего, в первую очередь необходимо учитывать уровень содержания радионуклидов не в почвенном покрове, а в подстилающей поверхности леса (опавшая хвоя, кора и листва деревьев), которая в данном случае будет выступать в роли основного источника поступления радионуклидов в воздушную среду.

Литература

1. Назарбаев Н.А., Школьник В.С., Батырбеков Э.Г., Березин С.А., Лукашенко С.Н., Скаков М.К., Проведение комплекса научно-технических и инженерных работ по приведению бывшего Семипалатинского испытательного полигона в безопасное состояние – Курчатов, 2016. – 448 с.: Илл. 220.
2. Каменова И.Н., Лукашенко С.Н., Ларионова Н.В., Айдарханов А.О., Радиоактивное загрязнение соснового бора Приртышья в отдаленный период после ядерных испытаний ни СИП–Астана, 2017. 90– 97 с.
3. Гигиенические нормативы «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности», № 201 от 03.02.2012 года.
4. Турченко Д.В. Воздушный бассейн / Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана [Оптимизация исследований территорий Семипалатинского испытательного полигона с целью их передачи в хозяйственный оборот] / под рук. Лукашенко С.Н. – Вып. 5. – Павлодар: Дом печати, 2015.- 356 с.: ил. – Библиогр.: с 198–213.

ЯДРОЛЫҚ СЫНАҚТАРДАН КЕЙІНГІ (1949, 1951, 1953 ЖЖ.) РАДИОАКТИВТІ ТҮСУ ІЗДЕРІНДЕГІ АУА ОРТАСЫНЫҢ РАДИОАКТИВТІ ЛАСТАНУ СИПАТЫ МЕН ДЕҢГЕЙІ

А.А. Круглыхин, О.Н. Ляхова, Д.В. Турченко, А.М. Кабдыракова, А.Л. Дашук

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

Бұл мақалада, «Балапан» және «Сары Өзен» сынақ алаңдарының аумағында 1951 мен 1953 жж. ядролық сынақтардан кейінгі іздерде техногенді радионуклидтермен ауа ортасының радиоактивті ластану сипаты мен деңгейін бағалау бойынша ортақ нәтижелер келтірілген. Долонь ауылына жақын жерде 1949 ж. ядролық сынақтан кейінгі ізде ауа ортасында радионуклидтердің шоғырлану қарқыны туралы деректер алынды. Тәжірибелік деректер мен теориялық есептеулерді салыстырмалы түрде бағалау жұмыстары жүргізілді.

LEVELS OF AIR RADIOACTIVE CONTAMINATION IN FALLOUT PLUMES FROM NUCLEAR TESTING (1949, 1951 AND 1953)

A.A. Kruglykhin, O.N. Lyakhova, D.V. Turchenko, A.M. Kabdyrakova, A.L. Dashuk

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

The article gives a summary on assessment of radioactive contamination levels in the air environment with man-made radionuclides on fallout plumes from the 1953 and 1951 tests in the region of "Balapan" and "Sary-Uzen" testing areas. Findings have been obtained on dynamics of radionuclide concentration in the air on the fallout plume of the 1949 nuclear test near Dolon village, wich located at the adjasment territory to the STS. A comparative evaluation of all experimental data and theoretical calculations has been made.

СПИСОК АВТОРОВ

Cespirova I., 114
Gryc L., 114
Ohera M., 114
Selivanova A., 114
Абикенова Ш., 32
Ажгалиев Ш., 32
Айдарханов А.О., 44
Айдарханова А.К., 49, 160
Акаев С.О., 40
Актаев М.Р., 44
Александрова Ж.Н., 79
Алиев С.А., 111
Аскербеков С.К., 118, 123, 134
Бакланов В.В., 139
Батырбеков Э.Г., 66
Бекмагамбетова Б.Е., 60
Богатырёва Т.Ю., 160
Букина О.С., 147
Бусыгина Т.В., 83
Воронова Н.А., 104
Вурим А.Д., 60
Гизатулин Ш.Х., 14
Гизатуллин Ш.Х., 123
Гныря В.С., 153
Гордиенко Ю.Н., 118
Гречаник А.Д., 139
Дашук А.Л., 165
Дербышев И.К., 153
Диков А.С., 36, 40
Дикова Л.А., 40
Дюсембаева М.Т., 54
Жагипарова Л.К., 153
Жанболатов О.М., 18
Зарва Д.Б., 66
Заурбекова Ж.А., 118, 123, 129
Изосимов И.Н., 71
Иркимбеков Р.А., 60, 153
Искенов А.О., 44
Кабдыракова А.М., 165
Каширский В.В., 54
Кенесарина А.О., 26
Кенжин Е.А., 123
Кенжина И.Е., 118, 123, 134
Кенжина Л.Б., 26
Кислицин С.Б., 36, 40
Кожахметов Е.А., 139
Койшыбаев Р.А., 49
Кокежанов Б.А., 44
Колточник С.Н., 14
Котов В.М., 18
Кривицкий П.Е., 22
Круглыхин А.А., 165
Кукушкин И.М., 139, 147
Кульсартов Т.В., 118, 123, 129
Купчишин А.И., 90, 93, 97, 100, 104, 107
Ларионов А.С., 36, 40
Ляхова О.Н., 49, 165
Максимкин О.П., 6
Мамырбаева А.Н., 26
Ниязов М.Н., 90, 93, 97, 100
Павлов В.М., 66
Понкратов Ю.В., 118
Пронин С.С., 44
Рыкова В.В., 83
Сайранбаев Д.С., 14
Сатпаев Д.А., 40
Сержанова З.Б., 49
Ситников А.А., 147
Скаков М.К., 66, 139, 147
Сураев А.С., 60
Сущих А.М., 104
Тажибаева И.Л., 66
Таипова Б.Г., 90, 93, 100, 104, 107
Таугынбаева Г., 32
Темиргалиев Н., 32
Темиржанова А.Е., 54
Токтаганов Т.Ш., 44
Тронин Б.А., 97
Турченко Д.В., 165
Умаров М.А., 22
Ходарина Н.Н., 90, 93, 100
Хромушин И.В., 36
Чекушина Л.В., 14
Чихрай Е.В., 118, 123, 129, 134
Шаймерденов А.А., 14, 123
Шаханов К.Ш., 90, 97
Шестаков В.П., 118, 123, 134
Яковлев В.И., 147

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи предоставляются в электронном виде (на CD, DVD диске или по электронной почте присоединенным [attachment] файлом) в формате MS WORD и печатной копии.

Текст печатается на листах формата А4 (210×297 мм) с полями: сверху 30 мм; снизу 30 мм; слева 20 мм; справа 20 мм, на принтере с высоким разрешением (300-600 dpi). Горизонтальное расположение листов не допускается.

Используются шрифт Times New Roman высотой 10 пунктов для обычного текста и 12 пунктов для заголовков. Пожалуйста, для заголовков используйте стили (Заголовок 1, 2…) и не используйте их для обычного текста, таблиц и подрисуночных подписей.

Текст печатается через одинарный межстрочный интервал, между абзацами – один пустой абзац или интервал перед абзацем 12 пунктов.

В левом верхнем углу должен быть указан индекс УДК. Название статьи печатается ниже заглавными буквами. Через 3 интервала после названия, печатаются фамилии, имена, отчества авторов и полное наименование, город и страна местонахождения организации, которую они представляют. После этого, отступив 2 пустых абзаца или с интервалом перед абзацем 24 пункта, печатается аннотация к статье на русском языке, ключевые слова и основной текст. В конце статьи, после списка литературы, повторяются блоки «название, авторы, организации, аннотация, ключевые слова» на казахском и английском языке.

Максимально допустимый объем статьи – 10 страниц.

При написании статей необходимо придерживаться следующих требований:

- Статья должна содержать аннотации на казахском, английском и русском языках (130-150 слов) с указанием ключевых слов, названия статьи, фамилии, имени, отчества авторов и полного названия организации, города и страны местонахождения, которую они представляют;
- Ссылки на литературные источники даются в тексте статьи цифрами в квадратных [1] скобках по мере упоминания. Список литературы следует привести по ГОСТ 7.1-2003;
- Иллюстрации (графики, схемы, диаграммы) должны быть выполнены на компьютере (ширина рисунка 8 или 14 см), либо в виде четких чертежей, выполненных тушью на белом листе формата А4. Особое внимание обратите на надписи на рисунке – они должны быть различимы при уменьшении до указанных выше размеров. На обороте рисунка проставляется его номер. В рукописном варианте на полях указывается место размещения рисунка. Рисунки должны быть представлены отдельно в одном из форматов *.tif, *.gif, *.png, *.jpg, *.wmf с разрешением 600 dpi.
- Математические формулы в тексте должны быть набраны как объект Microsoft Equation или MathType. Химические формулы и мелкие рисунки в тексте должны быть вставлены как объекты Рисунок Microsoft Word. Следует нумеровать лишь те формулы, на которые имеются ссылки.

К статье прилагаются следующие документы:

- 2 рецензии высококвалифицированных специалистов (докторов наук) в соответствующей отрасли науки;
- выписка из протокола заседания кафедры или методического совета с рекомендацией к печати;
- акт экспертизы (экспертное заключение);
- сведения об авторах (в бумажном и электронном виде): ФИО (полностью), наименование организации и ее полный адрес, должность, ученая степень, телефон, e-mail.

Текст должен быть тщательным образом выверен и отредактирован. В конце статья должна быть подписана автором с указанием домашнего адреса и номеров служебного и домашнего телефонов, электронной почты.

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

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

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

Адрес редакции: 071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 2, зд. 054Б
http://old.nnc.kz/zhurnalvestnik.html

© Редакция журнала «Вестник НЯЦ РК», 2018

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. Красноармейская, 2, зд. 054Б