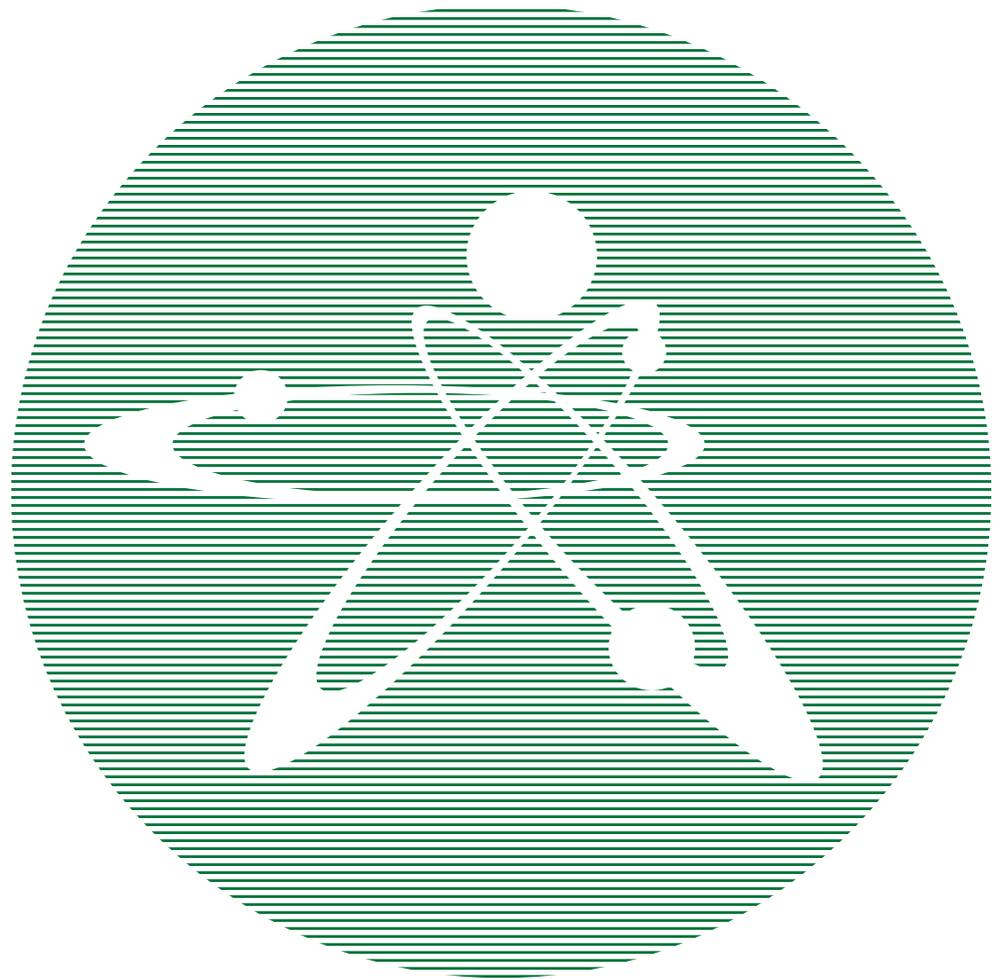


2015  
ВЫПУСК 1

ISSN 1729-7516

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ  
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА  
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ  
ВЕСТНИК



# **Вестник НЯЦ РК**

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ  
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

ВЫПУСК 1(61), МАРТ 2015

*Издается с января 2000 г.*

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

**РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ:** д.ф.-м.н. СКАКОВ М.К. – заместитель главного редактора,  
д.т.н. БАТЫРБЕКОВ Г.А., д.ф.-м.н. БУРТЕБАЕВ Н.Т., доктор инженерии ВИЕЛЕБА В.К. (Польша),  
к.ф.-м.н. ВОЛКОВА Т.В., к.ф.-м.н. ВУРИМ А.Д., д.т.н. ГРАДОБОВЕВ А.В. (Россия), к.ф.-м.н. КОЗТАЕВА У.П.,  
ЛУКАШЕНКО С.Н., 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

1(61) ШЫҒАРЫМ, НАУРЫЗ, 2015 ЖЫЛ

# **NNC RK Bulletin**

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

ISSUE 1(61), MARCH 2014

**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.

## СОДЕРЖАНИЕ

<b>ИЗМЕНЕНИЯ ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ АУСТЕНИТНОЙ ХРОМОНИКЕЛЕВОЙ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ ТИПА X18N9 (AISI 304), ОБЛУЧЕННОЙ НЕЙТРОНАМИ И ДЕФОРМИРУЕМОЙ ПРИ ОТРИЦАТЕЛЬНЫХ ТЕМПЕРАТУРАХ</b> Рубан С.В., Максимкин О.П. ....	5
<b>МЕХАНИЧЕСКИЕ И ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ МАРТЕНСИТНОГО <math>\gamma \rightarrow \alpha</math>-ПРЕВРАЩЕНИЯ В СТАЛИ 12X18N10T, ОБЛУЧЕННОЙ НЕЙТРОНАМИ И ДЕФОРМИРУЕМОЙ В ИНТЕРВАЛЕ ТЕМПЕРАТУР 20–100°C</b> Максимкин О.П. ....	10
<b>О «МАРТЕНСИТЕ ОБЛУЧЕНИЯ» В РЕАКТОРНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЯХ АУСТЕНИТНОГО КЛАССА</b> Максимкин О.П. ....	17
<b>Т-ИНВАРИАНТНОСТЬ И ВОЗМОЖНОСТЬ ЕЕ НАРУШЕНИЯ В <math>pd</math>-РАССЕЯНИИ</b> Ибраева Е.Т., Темербаев А.А., Узиков Ю.Н. ....	27
<b>ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДИК ВЕРУ (BEST ESTIMATE PLUS UNCERTAINTY – УЛУЧШЕННАЯ ОЦЕНКА ПЛЮС НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЬ) В КАЗАХСТАНЕ</b> Зверев В.В., Мукенева С.А., Перепелкин Д.И., Скопченко М.Е., Тур Е.С., Цынгаев В.М. ....	33
<b>ТЕХНОЛОГИИ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ И НЕКОТОРЫМИ РАО ПЕРСПЕКТИВНЫХ ДЛЯ КАЗАХСТАНА ИННОВАЦИОННЫХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ТЯЖЕЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ</b> Зверев В.В., Тур Е.С., Цынгаев В.М. ....	41
<b>ИЗМЕНЕНИЯ МИКРОСТРУКТУРЫ И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ АУСТЕНИТНОЙ СТАЛИ 08X18N10T, ОБЛУЧЕННОЙ НЕЙТРОНАМИ</b> Скаков М.К., Максимкин О.П., Дерявко И.И., Бакланов В.В., Коянбаев Е.Т., Курбанбеков Ш.Р. ....	47
<b>ИНТЕРФЕРЕНЦИЯ ОРГАНОВ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА ИГР</b> Байгожина А.А., Иркимбеков Р.А., Миллер А.А. ....	51
<b>РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ПОДДЕРЖКУ ПРОГРАММЫ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ МОДЕЛЬНОЙ ТВС ПЕРСПЕКТИВНОГО РЕАКТОРА</b> Вурим А.Д., Витюк В.А., Гайдайчук В.А., Пахниц А.В., Иркимбеков Р.А., Зверев В.В. ....	55
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ПЛАЗМЫ С ПОВЕРХНОСТЬЮ ВОЛЬФРАМА В ПЛАЗМЕННО-ПУЧКОВОЙ УСТАНОВКЕ</b> Рахадиллов Б.К., Туленбергенов Т.Р., Соколов И.А., Гановичев Д.А., Миниязов А.Ж., Колодешников А.А., Зуев В.А. ....	61
<b>МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАГНИТНЫХ ПОЛЕЙ В ВАКУУМНОЙ КАМЕРЕ ТОКАМАКА КТМ НА ОСНОВЕ МАТРИЦЫ ДАТЧИКОВ ХОЛЛА</b> Чектыбаев Б.Ж., Шаповалов Г.В. ....	66
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИОННЫХ СВОЙСТВ ГРУНТОВ УЧАСТКА РУЧЬЯ КАРАБУЛАК</b> Айдарханова А.К., Лукашенко С.Н., Коростелева С.В. ....	75
<b>МЕТОДИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ ПОДГОТОВКИ ПРОБ РАСТЕНИЙ ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА Cs-137</b> Иванова А.Р., Ларионова Н.В., Лукашенко С.Н. ....	85

---

<b>ХАРАКТЕР И УРОВНИ РАДИОНУКЛИДНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ТЕРРИТОРИИ, ПРИЛЕГАЮЩЕЙ К ПЛОЩАДКЕ «ОПЫТНОЕ ПОЛЕ» СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА</b> Мошков А.С., Лукашенко С.Н., Осинцев А.Ю., Каширский В.В., Харкин П.В., Яковенко Ю.Ю.....	88
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО ПОЛЯ ПОДЗЕМНЫХ ВОД НА ИСПЫТАТЕЛЬНОЙ ПЛОЩАДКЕ БАЛАПАН</b> Романенко В.В., Козтаева У.П., Субботин С.Б., Аюнов Д.Е. ....	96
<b>ИССЛЕДОВАНИЕ КОРРОЗИОННЫХ И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ПОКРЫТИЙ НА ОСНОВЕ СЛОЖНЫХ НИТРИДОВ</b> Жаканбаев Е.А., Мухаметжарова Р.А. ....	102
<b>ОЦЕНКА ЗАПЫЛЕННОСТИ ВОЗДУШНОЙ СРЕДЫ НА ТЕРРИТОРИИ СИП И ПРИЛЕГАЮЩИХ ТЕРРИТОРИЯХ</b> Турченко Д.В., Лукашенко С.Н., Айдарханов А.О.....	107
<b>СПИСОК АВТОРОВ.....</b>	<b>112</b>

УДК: 621.039.531:669

## ИЗМЕНЕНИЯ ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ АУСТЕНИТНОЙ ХРОМОНИКЕЛЕВОЙ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ ТИПА X18H9 (AISI 304), ОБЛУЧЕННОЙ НЕЙТРОНАМИ И ДЕФОРМИРУЕМОЙ ПРИ ОТРИЦАТЕЛЬНЫХ ТЕМПЕРАТУРАХ

Рубан С.В., Максимкин О.П.

*Институт ядерной физики РК, Алматы, Казахстан*

Исследовано влияние нейтронного облучения (флюенсы  $3,9 \cdot 10^{18}$ ,  $1,9 \cdot 10^{19}$  и  $9 \cdot 10^{19}$  нейтрон/см<sup>2</sup>) на механические характеристики, магнитные свойства и электросопротивление стали типа X18H9, деформированной в интервале температур  $-100 \div 20^\circ\text{C}$ . Для всех температур испытания и флюенсов облучения определены критические напряжения, критические деформации начала мартенситного превращения и подсчитана истинная работа деформации до предела прочности. Выявлены стадии изменения электросопротивления необлученной и облученной стали в процессе деформации. Обнаружено увеличение прочности облученной стали при низких температурах испытания при сохранении пластичности.

Известно, что аустенитные нержавеющие стали, представляющие 2/3 от общего количества различных промышленных сталей, широко используются в атомном реакторостроении. Одной из характерных особенностей этих сложнолегированных сталей является то, что, в основном, они метастабильны и интенсивное внешнее воздействие (механическое, радиационное) может приводить к инициированию в них фазовых мартенситных превращений типа  $\gamma \rightarrow \epsilon \rightarrow \alpha$  или  $\gamma \rightarrow \alpha$ . Эти превращения, как правило, зарождаются под действием сдвиговых напряжений, протекают бездиффузионным образом и приводят к возникновению новых фаз, кристаллографически связанных с матричной решеткой.

В связи с тем, что образование мартенситных  $\epsilon$ - и  $\alpha$ -фаз существенно изменяет прочностные, пластические, магнитные и коррозионные свойства нержавеющей сталей, выявление особенностей образования и накопления мартенситных фаз практически важно и является предметом всестороннего изучения [1-3]. В то же время до сих пор нет общепринятой точки зрения относительно причин, механизма и конечного продукта мартенситного превращения, протекающего в облученных реакторных сталях, что обуславливает необходимость проведения дополнительных экспериментальных исследований, способствующих углублению знаний в этой области радиационного материаловедения.

В частности, известно [4], что сталь аустенитного класса X18H9 является метастабильной и в ней в процессе деформации может протекать  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращение, при котором парамагнитный  $\gamma$ -аустенит превращается в ферромагнитный  $\alpha'$ -мартенсит. В работах [5,6] показано, что на интенсивность мартенситного превращения при деформации аустенитных хромоникелевых сталей могут оказывать значительное влияние температура испытания и нейтронное облучение.

В настоящей работе проведено комплексное исследование изменения удельного электрического сопротивления и уровня ферромагнетизма радиоактив-

ных образцов из аустенитной нержавеющей стали X18H9 в зависимости от степени деформации при температурах  $20 \div -100^\circ\text{C}$ .

### МЕТОДИКИ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Исследовали аустенитную хромоникелевую нержавеющую сталь типа X18H9 следующего химического состава (см. табл. 1).

Таблица 1. Химический состав стали (вес%)

Si	V	Cr	Mn	Fe	Ni	Cu	Mo
0.39	0.09	19.13	1.96	69.06	7.56	0.38	0.27

Плоские образцы в форме двойной лопатки (рисунки 1) вырубались на штампе из стального листа толщиной 0,3 мм и подвергались аустенизирующему отжигу в течение 30 минут при температуре  $1050^\circ\text{C}$ . Часть термообработанных образцов была облучена нейтронами в канале активной зоны экспериментального реактора ВВР-К до флюенсов  $3,9 \cdot 10^{18}$  (Ф1),  $1,9 \cdot 10^{19}$  (Ф2) и  $9 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup> (Ф3) при температуре, не превышающей  $80^\circ\text{C}$ . Атомный реактор во время облучения работал на постоянной мощности 6 МВт.

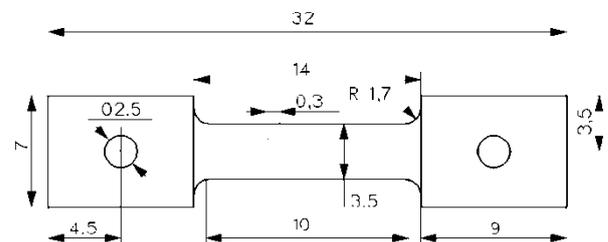


Рисунок 1. Размеры и форма исследованных образцов

Подготовленные таким образом образцы подвергались пошаговому растяжению на установке «Интрон-1195» со скоростью деформирования 0,5 мм/мин в интервале температур от  $-100$  до  $+20^\circ\text{C}$ . После каждого шага, который составлял  $\delta = 2 \dots 8 \%$ , образец извлекался из захватов и производились замеры его толщины и ширины с целью последующе-

го определения площади поперечного сечения ( $S$ ). В некоторых случаях, используя метод амперметра-вольтметра, рассчитывали значения удельного электрического сопротивления ( $\rho$ ) при комнатной температуре. Объемное содержание  $\alpha$ -мартенсита деформации определяли с помощью феррозонда Fischer-MP30.

Часть образцов деформировали без остановки до разрыва. Оказалось, что существенного различия в механических и ферромагнитных свойствах между образцами, деформированными поэтапно и без остановок, замечено не было. Локальные деформации и напряжения определяли согласно формулам 1–3:

$$\psi = \frac{S_0 - S_i}{S_0}, \quad (1)$$

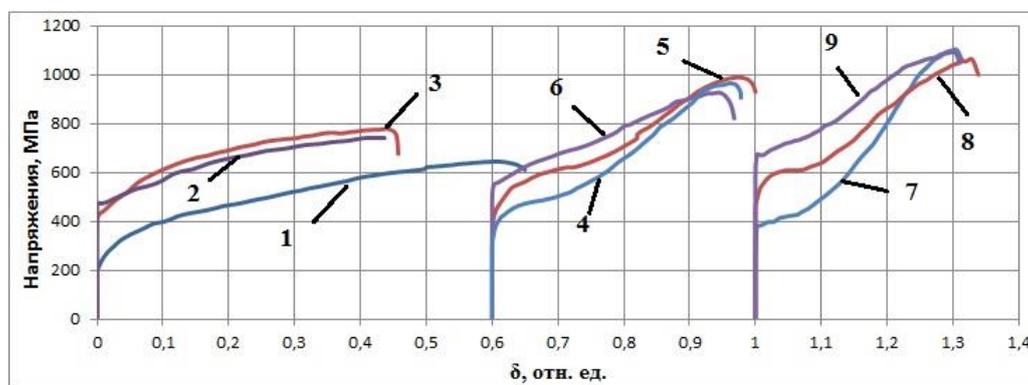
$$\delta = \frac{\psi}{1 - \psi}, \quad (2)$$

$$\sigma = \frac{P_i}{S_i}, \quad (3)$$

где  $S_0$  – начальная площадь поперечного сечения образца,  $S_i$  – площадь поперечного сечения после  $i$ -го шага растяжения,  $\psi$  – сужение,  $P_i$  – нагрузка в  $i$ -ый момент времени,  $\delta$  – относительная деформация удлинения.

#### РЕЗУЛЬТАТЫ МЕХАНИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЙ

На рисунке 2 приведены кривые растяжения образцов необлученной и облученной нейтронами стали X18N9, деформированных при различных температурах.



1, 2, 3 – «20°C»; 4, 5, 6 – «-60°C»; 7, 8, 9 – «-100°C»;  
1, 4, 7 – необлученная сталь; 3, 5, 8 –  $1,9 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup>; 2, 6, 9 –  $9 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup>.

Рисунок 2. Кривые растяжения стали X18N9 для различных температур испытания и флюенсов нейтронного облучения

Из рисунка 2 видно, что предел текучести при всех исследованных температурах для облученной стали больше, чем для необлученной и при температуре 20°C, в частности, регистрируется классический эффект низкотемпературного радиационного охрупчивания (НТРО), т.е. происходит одновременное увеличение прочности и уменьшение пластичности нержавеющей стали. Иная картина наблюдается для образцов, деформированных при -60 и -100°C, когда происходит только увеличение пределов текучести, а величины равномерной деформации практически одинаковы для необлученной и облученной стали.

Приведенные на рисунке 2 экспериментальные данные не позволяют в полной мере определить степень влияния нейтронного облучения на механические свойства при различных температурах, поэтому нами также исследовалось влияние облучения и температуры на изменение работы деформации ( $A$ ) с использованием формулы (4):

$$A = \int \sigma d\delta \quad (4)$$

где  $\sigma$  – условное напряжение, МПа.

Величины работы деформации при растяжении образцов исследуемой стали до предела прочности приведены в таблице 2.

Таблица 2. Значения удельной работы деформации (МДж/м<sup>3</sup>), затраченной при растяжении до предела прочности, образцов стали типа X18N9 в зависимости от температуры испытания и флюенса нейтронного облучения

Флюенс, нейтрон/см <sup>2</sup>	T <sub>исп.</sub> , °C			
	20	0	-60	-100
Необлуч.	320	325	248	210
Ф1 (3,9·10 <sup>18</sup> )	311	317	232	201
Ф2 (1,9·10 <sup>19</sup> )	293	—	268	252
Ф3 (9·10 <sup>19</sup> )	282	—	256	262

Из таблицы 2 и рисунка 2 следует, что при 20°C с ростом дозы нейтронного облучения работа деформации уменьшается главным образом за счет охрупчивания стали. Однако при температурах испытания -60 и, особенно, -100°C величина работы деформации (или иначе вязкость материала) увеличивается с ростом дозы облучения. Поскольку, согласно данным, приведенным на рисунке 2, пла-

стичность необлученной и облученной стали при  $-60$  и  $-100^{\circ}\text{C}$  практически одинакова, то увеличение работы деформации (площади под кривой растяжения) связано с увеличением напряжений течения. Такое существенное изменение свойств облученной стали, вероятнее всего, обусловлено изменением закономерностей протекающего при деформации  $\gamma \rightarrow \alpha'$  мартенситного превращения: его подавления при одних и стимулирования при других температурах испытания.

#### РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ ФЕРРОФАЗЫ И РАСЧЕТОВ УДЕЛЬНОГО ЭЛЕКТРИЧЕСКОГО СОПРОТИВЛЕНИЯ

Эксперименты показали (см. рис. 3), что для «истинных» критических напряжений начала образования  $\alpha$ -мартенсита ( $\sigma_{кр}$ ) (за начало мартенситного превращения принималось значение деформации, соответствующей образованию одного объемного процента феррофазы), наблюдаются характерные зависимости величин  $\sigma_{кр}$  от температуры испытания и дозы облучения. Из рисунка 3 следует, что при снижении температуры испытания от комнатной до  $-60^{\circ}\text{C}$  «истинные» критические напряжения образования мартенситной  $\alpha'$ -фазы уменьшаются, т.е. в этом интервале температур перестройка ГЦК-решетки в ОЦК осуществляется легче, чем при других температурах. Однако, при последующем понижении температуры до  $-100^{\circ}\text{C}$  начало образования  $\alpha$ -мартенсита как для необлученной, так и для облученной стали становится затруднительным.

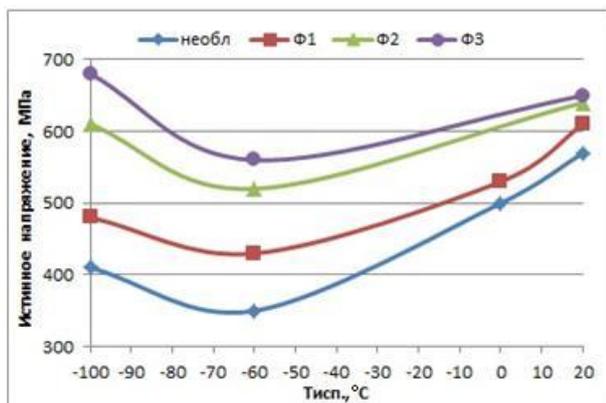


Рисунок 3. Влияние флюенса нейтронов и температуры испытания на критические напряжения начала мартенситного превращения при растяжении стали X18H9

Кроме того, для всех исследованных температур испытания и флюенсов облучения значения напряжений образования мартенситной  $\alpha$ -фазы для облученной стали выше, чем для необлученной при одних и тех же температурах. Этот факт связан, по-видимому, с тем, что с одной стороны кристаллическая решетка сжимается под действием низких температур, а с другой – в ней действуют внутренние напряжения того же знака от радиационных дефек-

тов, и, чтобы произошел акт мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращения, приводящий к увеличению объема решетки, необходимо преодолеть как те, так и другие напряжения.

Следует также отметить, что при температурах растяжения  $-60$  и  $-100^{\circ}\text{C}$   $\alpha$ -мартенсит начинает образовываться сразу за пределом текучести, причем различие в значениях  $\sigma_{кр}$  для необлученной и облученных сталей существенно по сравнению с комнатной температурой, для которой величины  $\sigma_{кр}$  мало различаются для всех флюенсов. В то же время установлено, что критическая деформация образования  $\alpha$ -фазы уменьшается с ростом флюенса облучения для комнатной температуры, что согласуется с результатами, приведенными в работе [1].

С использованием формулы (4) также была оценена удельная работа деформации ( $A_{кр}$ ), необходимая для начала мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращения (см. табл. 3).

Таблица 3. Значения «истинной» критической работы деформации ( $\text{МДж/м}^3$ ), необходимой для образования 1% мартенсита в нержавеющей стали X18H9 в зависимости от температуры испытания и флюенса нейтронного облучения

Флюенс, нейтрон/см <sup>2</sup>	Т <sub>исп.</sub> , °C	20	0	-60	-100
Необлуч.		71	24	7	8
Ф1 ( $3,9 \cdot 10^{18}$ )		55	18	8	10
Ф2 ( $1,9 \cdot 10^{19}$ )		52	-	10	11
Ф3 ( $9 \cdot 10^{19}$ )		50	-	11	14

Из таблицы 3 видно, что при комнатной температуре испытания критическая работа  $A_{кр}$  уменьшается с ростом дозы нейтронного облучения, а ее значения при низких температурах меньше, чем при комнатных. Однако в области низких температур с ростом дозы нейтронного облучения работа  $A_{кр}$  несколько увеличивается, что, вероятнее всего, связано с увеличением предела текучести.

В то же время расчеты удельного электрического сопротивления ( $\rho$ ), параллельно с измерениями уровня ферромагнетизма деформируемых образцов, позволили выделить 3 участка на кривой деформационного изменения электросопротивления (рисунок 4). Оказалось, что эти участки совпадают по деформации с участками существенного изменения микроструктуры и с началом мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращения.

**Первый участок** кривых « $\rho$ - $\delta$ » на рисунке 4 характеризуется резкими колебаниями электросопротивления (от  $\rho=0,76$  до  $\rho=0,78$  мкОм·м) в зависимости от степени деформации, что по данным феррозонда предшествует началу образования  $\alpha'$ -фазы. Примечательно, что в минимуме электросопротивления может достигать значений, характерных для недеформированной стали. Согласно [7] при таких

степенях деформации в материале происходит формирование сетчато-дислокационной структуры, протекает двойникование и начинается мартенситное превращение.

На *втором участке*, где регистрируется первый эффект насыщения электросопротивления с ростом деформации (при  $\rho=0,81-0,82$  мкОм·м), согласно результатам ПЭМ превалирует аккомодационное двойникование [7]. При этом «истинные» напряже-

ния течения для необлученной и для облученной стали лежат в интервале 770-810 МПа.

На *третьем участке* изменения электросопротивления ( $\rho=0,84$  мкОм·м) регистрируется второе насыщение  $\rho$  с последующим резким увеличением этой величины. «Истинные» напряжения, соответствующие этому участку, оказались равными 940-980 МПа, что, согласно [7, 8], совпадает с началом образования макрошейки.

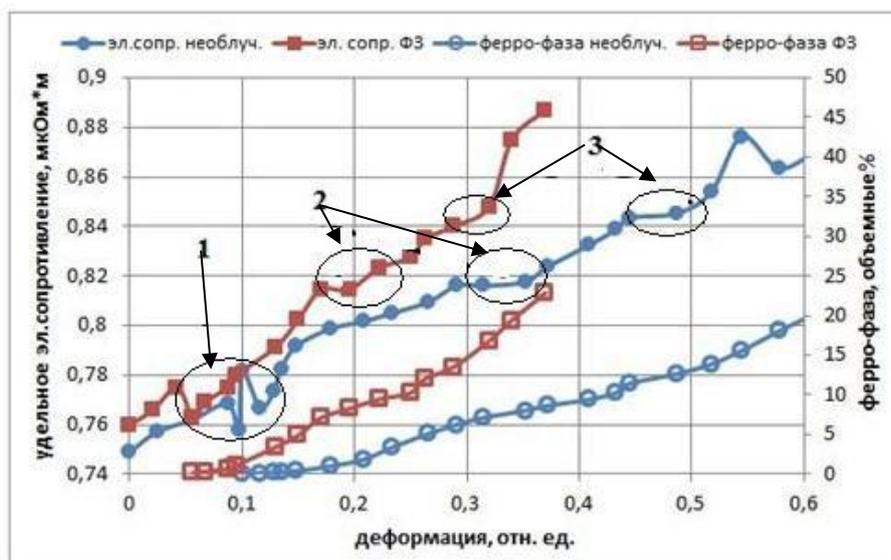


Рисунок 4. Изменение электросопротивления и количества ферромагнитной фазы в зависимости от степени деформации необлученной и облученной нейтронами стали X18N9. Температура испытания 20°C. Цифрами 1-3 помечены величины  $\rho$ , соответствующие участкам различных стадий изменения электросопротивления

Таким образом, согласно данным по изменению электросопротивления (рисунок 4), необлученная и облученная деформируемая сталь проходит одни и те же этапы изменения микроструктуры и, соответственно, механических свойств.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведения экспериментов по одноосному растяжению необлученной и облученной нейтронами нержавеющей стали типа X18N9 с параллельным применением методик магнитометрии и определения удельного электрического сопротивления установлено следующее:

- при низких температурах испытания (–60 и –100°C) происходит частичное подавление эффекта НТРО: увеличивается прочность облученной стали, но пластичность сохраняется как у необлученной стали. Одной из причин такого эффекта является, по-видимому, температурное изменение закономерностей мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращения;
- применение методики определения удельного электрического сопротивления наряду с магнитометрией позволило регистрировать начало мартен-

ситного  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращения при деформации, а также начало макролокализации в облученной стали;

– как минимум 3 из 6 стадий пластической деформации, которые выделяет электронная микроскопия [7], проявляются в стадийности прироста электросопротивления;

– впервые для облученной стали X18N9 определены значения критических работ деформации, необходимых для начала  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращения, а также для деформации до предела прочности в интервале температур от +20 до –100°C.

Облучение нейтронами привело к новым эксплуатационным свойствам стали X18N9: сохранилась ее пластичность и одновременно увеличилась прочность при низких температурах испытания. Понимание роли нейтронного облучения как фактора, вносящего внутренние напряжения и искажения в кристаллическую решетку стали, может быть полезно при создании прочных конструкционных нержавеющей материалов, эксплуатирующихся при низких температурах.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Ибрагимов, Ш. Ш. Мартенситное  $\gamma \rightarrow \alpha'$  превращение и механические свойства стали 12X18H10T, облученной нейтронами /Ш. Ш. Ибрагимов, О. П. Максимкин, Д. Х. Садвакасов //ФММ. – 1990. – №7. – С. 199-201.
2. Паршин, А. М. Влияние нейтронного и корпускулярного облучения на критерии работоспособности конструкционных материалов /А. М. Паршин [и др.] //В кн.: Проблемы материаловедения теплоэнергетического оборудования атомных электростанций. – Ленинград. –1984. – С.14-24.
3. Stanley, J. T. Magnetic properties of irradiated austenitic stainless steel /J. T. Stanley //J. Nucl. Mater. – 1979. – Vol. 85-86. – P. 787-791.
4. Suzuki, T. An experimental study of the martensite nucleation and growth in 18/8 stainless steel /T. Suzuki, H. Kojima, K. Suzuki, T. Hashimoto and M. Ichihara //Technical Report of ISSR, Ser.A. – 1976. – №793. – 37 p.
5. Максимкин, О. П. Влияние реакторного облучения на закономерности мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращения в стали 12X18H10T при деформации /О. П. Максимкин, Д. Т. Бердалиев //Вестник НЯЦ. – 2009. – Вып. 3. – С.167-172.
6. Рубан, С. В. Новые результаты низкотемпературных механических испытаний образцов стали 12X18H10T, необлученных и облученных быстрыми нейтронами /С. В. Рубан, М. Н. Гусев, С. В. Рыбин //Сборник статей 6-го семинара «Ядерный потенциал Казахстана». – 3-4 декабря 2009, Алматы.
7. Цай, К. В. Микроструктурные особенности радиационного распухания и упрочнения аустенитных нержавеющей сталей, облученных в реакторах БН-350 и ВВР-К: дисс... докт. физ. мат. наук: 01.04.07 : защищена 10.2010, утверждена 02.2011 /Цай Кира Викторовна – Алматы, 2010 г. – 242 с.
8. Byun, T. S. / T. S. Byun [et al] //Journal of Nuclear Materials 351 (2006). – P. 303–315.

#### ТЕРІС ТЕМПЕРАТУРАЛАР КЕЗІНДЕ ДЕФОРМАЦИЯЛАНҒАН ЖӘНЕ НЕЙТРОНДАРМЕН СӘУЛЕЛЕНДІРІЛГЕН, X18N9 (AISI 304) ТИПТІ АУСТЕНИТТІ ХРОМНИКЕЛЬДІ ТОТЫҚПАЙТЫН БОЛАТЫНЫҢ ФИЗИКО-МЕХАНИКАЛЫҚ ҚАСИЕТТЕРІНІҢ ӨЗГЕРУІ

Рубан С.В., Максимкин О.П.

*ҚР ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан*

–100÷20°C температуралар интервалында деформацияланаған, X18N9 типті болатының механикалық сипаттамаларына, магниттік қасиеттеріне және электрокедергісіне нейтрондық сәулелендірудің (3,9·10<sup>18</sup>, 1,9·10<sup>19</sup> және 9·10<sup>19</sup> нейтрон/см<sup>2</sup> флюенстері) ықпалы зерттелді. Барлық сынау температуралары мен сәулелендіру флюенстері үшін мартенситті түрленудің басталуының критикалық деформациялары, критикалық кернеулері анықталды және беріктік шегіне дейінгі деформацияның нағыз жұмысы есептелінді. Деформация үрдісіндегі сәулелендірілген және сәулелендірілмеген болатының электркедергісі өзгеруінің кезеңдері айқындалды. Созылымдылығын сақтау кезінде төмен температураларда сәулелендірілген болат беріктігінің ұлғаюы анықталды.

#### CHANGES IN PHYSICAL AND MECHANICAL PROPERTIES OF AUSTENITIC CHROMIUM-NICKEL TYPE Cr18Ni9 (AISI 304) STAINLESS STEEL, NEUTRON-IRRADIATED AND DEFORMED AT LOW TEMPERATURES

S.V. Ruban, O.P. Maksimkin

*RK Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan*

The influence of neutron irradiation (fluences 3,9·10<sup>18</sup>, 1,9·10<sup>19</sup> and 9·10<sup>19</sup> neutrons / cm<sup>2</sup>) on the mechanical properties, electrical resistivity and magnetic properties of steel type Cr18Ni9, deformed in the temperature range –100 ÷ 20°C was investigated. For all test temperatures and irradiation fluence identified critical stress, critical deformation martensite transformation start and calculate the true work of deformation to the tensile strength. The stages of change of the conductivity irradiated and unirradiated steel during deformation was identified. An increase in strength of steel irradiated at low test temperatures while maintaining plasticity was found.

УДК: 539.2:536.42

## МЕХАНИЧЕСКИЕ И ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ МАРТЕНСИТНОГО $\gamma \rightarrow \alpha$ -ПРЕВРАЩЕНИЯ В СТАЛИ 12X18H10T, ОБЛУЧЕННОЙ НЕЙТРОНАМИ И ДЕФОРМИРУЕМОЙ В ИНТЕРВАЛЕ ТЕМПЕРАТУР 20–100°C

Максимкин О.П.

*Институт ядерной физики РК, Алматы, Казахстан*

Для описания начала процесса фазового бездиффузионного превращения аустенитной структуры ( $\gamma$ ) в мартенситную ( $\alpha$ ) при растяжении реакторной стали 12X18H10T использовали такие характеристики как напряжение и деформация, количество ферромагнитной  $\alpha$ -фазы, механическая работа ( $A$ ), затрачиваемая на формоизменение, выделяющееся тепло ( $Q$ ) и запасенная (латентная) энергия ( $E_s$ ).

Для необлученной и облученной нейтронами ( $10^{20}$  н/см<sup>2</sup>) стали экспериментально и расчетным образом найдены критические значения энергии, необходимой для начала  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода, локализации деформации и разрушения образца. Установлено, что с началом  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращения увеличивается способность стали аккумулировать подводимую извне механическую энергию.

Современный уровень и перспектива развития ядерной энергетики в определяющей степени зависят от успехов, достигнутых при разработке новых конструкционных материалов, способных работать в сложных эксплуатационных условиях: при воздействии мощных радиационных полей и агрессивных сред в сочетании с большими градиентами температур и силовыми нагрузками. Наряду с тем важным обстоятельством является надежная работоспособность высокооблученных реакторных материалов, принимая во внимание также этапы выгрузки отработавших тепловыделяющих сборок (ТВС) из активной зоны реактора и их длительного (~50 лет) надежного постэксплуатационного хранения.

С точки зрения эффективного использования в действующих и проектируемых атомных реакторах на быстрых нейтронах наиболее перспективными материалами считаются аустенитные нержавеющие стали и сплавы. Одним из важнейших критериев пригодности конструкционного материала для применения в элементах внутриреакторных устройств является его способность сохранять в рабочих условиях размерную стабильность и высокий уровень прочностных и пластических свойств.

Анализ имеющихся на сегодняшний день экспериментальных данных позволяет заключить, что указанные проблемы, в основном, связаны со структурно-фазовыми превращениями, стимулируемыми облучением, напряжением и температурой. Одним из наименее изученных к настоящему времени является мартенситное  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение в облученных деформируемых материалах. Устойчивость  $\gamma$ -аустенита по отношению к фазовому переходу в процессе пластической деформации определяется положением так называемых мартенситных точек – температуры  $M_n$ , при охлаждении ниже которой мартенситное превращение происходит спонтанно, и температуры  $M_d$ , выше которой мартенситное превращение

не может быть инициировано даже очень большой пластической деформацией [1].

Общеизвестно, что в температурном интервале  $M_n - M_d$  в аустенитной матрице может зарождаться и развиваться  $\alpha$ -мартенсит двух типов: «мартенсит напряжений», образующийся под воздействием напряжений в области упругой деформации и «мартенсит деформации», связанный с пластической деформацией кристалла. С повышением температуры испытания (отдалении от мартенситной точки  $M_n$  и приближении к точке  $M_d$ ) интенсивность мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращения понижается, что связывают с увеличением термодинамической стабильности аустенита. Установлено также [2-4], что облучение нейтронами аустенитных хромоникелевых сталей существенно влияет как на параметры, характеризующие начало образования мартенситной  $\alpha$ -фазы, так и на кинетику  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращения, индуцируемого деформацией, а значит и на количество  $\alpha$ -фазы, образующейся к концу растяжения (сжатия).

В последние годы для описания фазово-структурных превращений, протекающих в деформируемых облученных реакторных материалах, наряду с традиционными механическими характеристиками (напряжение  $\sigma$  и деформация  $\delta$ ) все чаще определяют энергетические параметры деформации, такие как механическая работа ( $A$ ), затрачиваемая на растяжение и разрушение образца, выделяющееся тепло ( $Q$ ) и запасаемая (латентная) энергия ( $E_s$ ), так что  $E_s = A - Q$  [5,6]. Значения  $Q$  находят в деформационно-калориметрических экспериментах [7-9] и при этом важно знать закономерности диссипации энергии отдельно на стадиях упругой, равномерной и локализованной пластической деформации, а также на этапе разрушения металлического образца.

Обзор литературы показал, что имеется достаточно много работ, посвященных исследованию влияния температуры и скорости испытания на механические и энергетические характеристики необлучен-

ных метастабильных нержавеющей сталей. Наряду с тем, лишь ограниченное число научных статей касается изучения процессов температурной деформации и фазово-структурных превращений в сталях, облученных высокоэнергетическими частицами [10–12]. Между тем такие исследования имеют важное практическое значение, поскольку, как уже было сказано выше, многие аустенитные нержавеющей стали широко используются в качестве конструкционных материалов в атомном реакторостроении и от их работоспособности зависит экономичность ядерно-энергетических установок.

Настоящая работа призвана в какой-то степени исправить существующее положение дел: в ней исследуется влияние температуры испытания, а также дозы нейтронного облучения на физико-механические свойства, энергетические характеристики и особенности фазовых бездиффузионных переходов в облученной деформируемой нержавеющей стали 12Х18Н10Т.

#### МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Исследовали хромоникелевую аустенитную сталь 12Х18Н10Т следующего состава (вес%): Cr-17.0; Ni-10.66; Mn-1.67; Ti-0.5; Si-0.34; P-0.032; S-0.013; C-0.1; Fe – основа.

Цилиндрические образцы диаметром 1,7 мм и длиной рабочей части 10 мм аустенизировали при температуре 1050°С 30 мин (охлаждение в воду), а затем облучали в активной зоне реактора ВВР-К до максимального флюенса нейтронов  $1 \cdot 10^{20}$  н/см<sup>2</sup> при температуре не выше 80°С.

Необлученные и облученные образцы деформировали при различных температурах в интервале –25÷100°С на универсальной испытательной машине Инстрон 1195 со скоростью растяжения 0,5 мм/мин. Непосредственно в процессе растяжения определяли текущее содержание ферромагнитной  $\alpha$ -фазы, а также ее распределение по рабочей длине пробы с помощью феррозонда Ferster-1,053, возвратно-поступательно перемещающегося по поверхности образца.

Часть деформационных экспериментов была проведена в прецизионном двухканальном калориметре «Кальве», оборудованном микроразрывной машиной [13]. В этом случае использовали плоские образцы в виде двойной лопатки толщиной 0,3 мм и длиной рабочей части 10 мм, а в ходе эксперимента (20°С, 0,1 мм/мин) одновременно регистрировали диаграмму растяжения «нагрузка  $F$  – удлинение  $\Delta l$ » и термограмму в координатах «скорость тепловыделения  $\left(\frac{dQ}{dt}\right)$  – время  $t$ », характеризующую процесс тепловыделения». Площади, ограниченные получаемыми кривыми, представляли собой, соответственно, затраченную на деформирование образца работу ( $A = \int F dl$ ) и тепловыделение ( $Q = \int \frac{dQ}{dt} \cdot dt$ ). За-

пасенную энергию ( $E_s$ ) определяли как разность между  $A$  и  $Q$ .

#### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Найденные из инженерных диаграмм растяжения значения характеристик прочности ( $\sigma_T$ ,  $\sigma_B$  – предел текучести и временное сопротивление разрушению) и пластичности ( $\delta_p$ ,  $\delta$  – равномерная и общая остаточные деформации) стальных образцов, деформированных при различных температурах в интервале 20–100°С, приведены на рисунке 1, из которого следует, что с ростом температуры испытание механические свойства стали 12Х18Н10Т ухудшаются, но при этом увеличиваются значения критических напряжений ( $\sigma_{кр}$ ) и деформаций ( $\delta_{кр}$ ), необходимых для инициирования фазового  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода (рис. 2). Эти результаты согласуются с данными, приведенными в работе [9]. В то же время установлено, что в исследуемом температурном интервале снижается интенсивность мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода и одновременно уменьшается количество  $\alpha$ -фазы, накапливаемой к моменту разрушения образца (рис. 3).

Анализ температурных зависимостей энергетических характеристик, приведенных на рисунке 4, а, показал, в частности, что при комнатной температуре стальной образец, облученный нейтронами, легче разрушить, чем необлученный, несмотря на то, что первый из них значительно прочнее (рис. 1, в).

Из рисунка 4,а видно, что механическая работа, затрачиваемая на растяжение образца до момента начала локализованной деформации ( $A_p$ ), уменьшается с ростом температуры испытания почти в 2,5 раза для необлученного материала и это снижение достаточно линейно. При 100°С значения  $A_p$  становятся практически одинаковыми как для необлученной, так и для облученной нейтронами стали. Некоторые особенности имеет график зависимости механической работы, необходимой для инициирования фазового  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -перехода ( $A_{mf}$ ) от температуры испытания (рис. 4,б). В обоих рассмотренных случаях  $A_{mf}$  увеличивается с ростом  $T$ , но для необлученной стали этот рост прекращается при 75–80°С, тогда как для облученной рост продолжается до 100°С.

На рисунке 5 приведены экспериментальные кривые «запасенная энергия – действующие напряжения», полученные при изучении тепловых эффектов, сопровождающих процессы структурно-фазовых превращений в процессе деформации стальных образцов в интервале температур 20–100°С.

Из этих кривых, воспользовавшись экспериментальными значениями  $\sigma_{кр}$ , приведенными на рисунке 2, можно для каждой температуры испытания найти критическое значение плотности латентной энергии, необходимое, чтобы начался  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -переход.

**МЕХАНИЧЕСКИЕ И ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ МАРТЕНСИТНОГО  $\gamma \rightarrow \alpha$  ПРЕВРАЩЕНИЯ В СТАЛИ 12X18H10T, ОБЛУЧЕННОЙ НЕЙТРОНАМИ И ДЕФОРМИРУЕМОЙ В ИНТЕРВАЛЕ ТЕМПЕРАТУР 20–100°C**

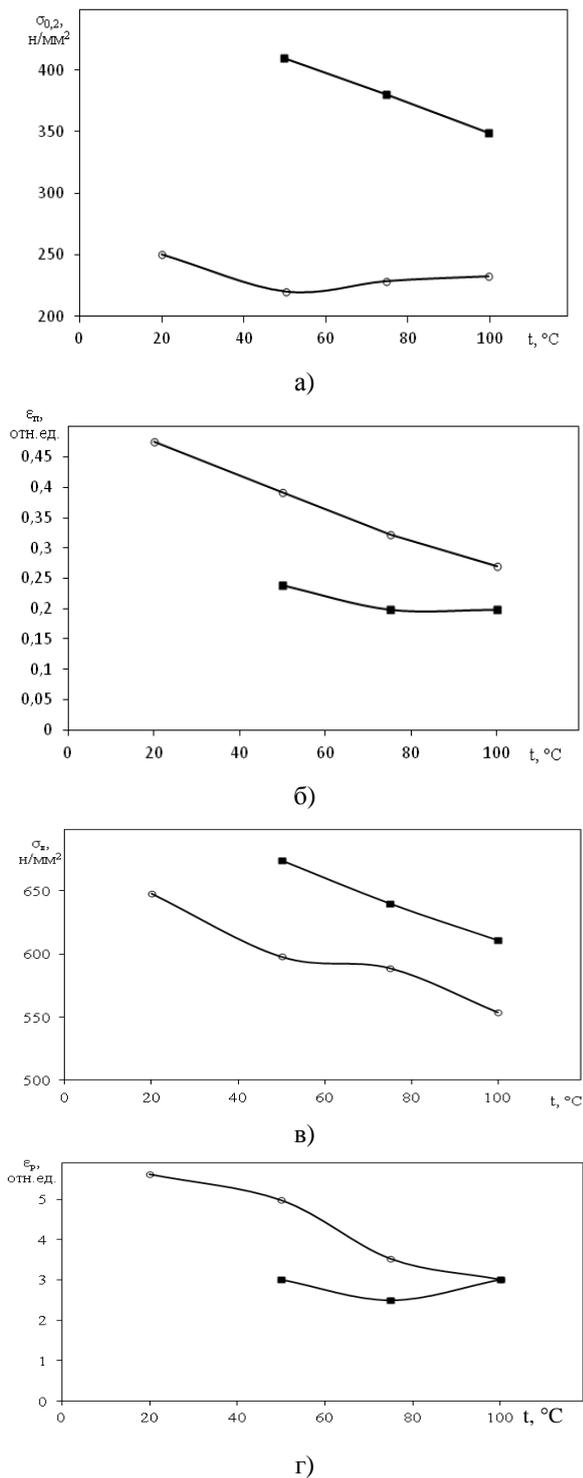


Рисунок 1. Температурные изменения характеристик прочности и пластичности стали 12X18H10T необлученной (○) и облученной нейтронами ( $10^{19}$  н/см<sup>2</sup>): а – предел текучести; в – предел прочности; б – равномерная деформация; г – полная деформация

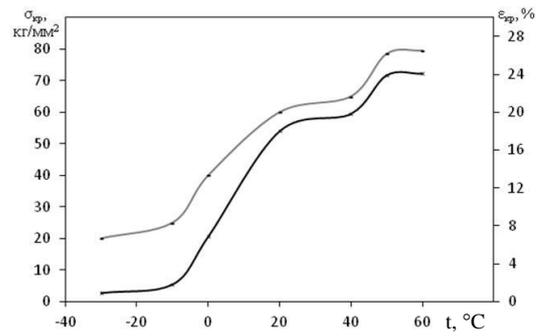


Рисунок 2. Температурная зависимость критических значений истинного напряжения и деформации, соответствующих началу образования  $\alpha$ -фазы при растяжении образцов стали 12X18H10T

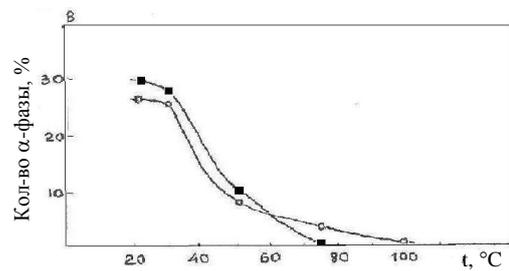


Рисунок 3. Влияние температуры деформации на количество  $\alpha$ -фазы, образующейся в необлученной (○) и облученной нейтронами (■), ( $2 \cdot 10^{18}$  н/см<sup>2</sup>) стали 12X18H10T при растяжении

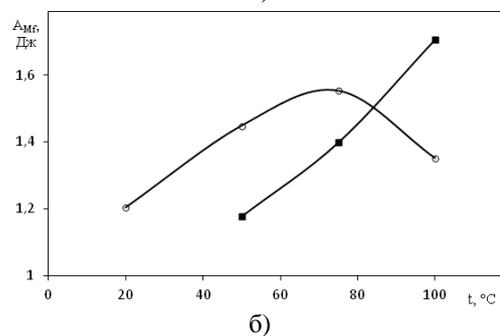
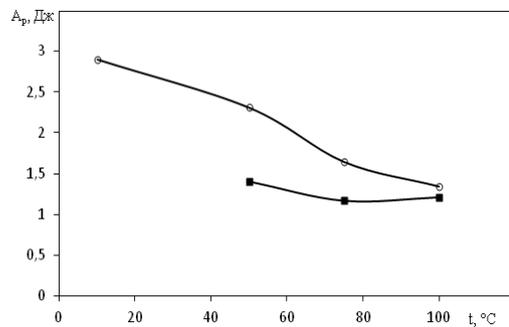


Рисунок 4. Температурные изменения энергетических характеристик при деформации необлученных (○) и облученных нейтронами ( $1 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup>) образцов стали 12X18H10T

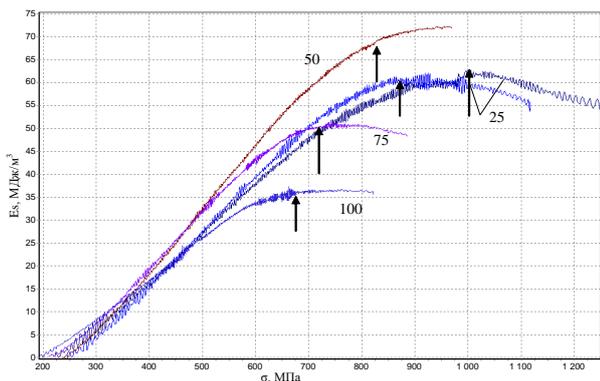


Рисунок 5. Зависимость плотности латентной энергии от напряжений течения при растяжении необлученных образцов аустенизированной стали 12X18H10T. Цифры у кривых – температура испытания в °C

Полученные таким образом результаты приведены в таблице 1, из которой следует, что, во-первых, для стали 12X18H10T в аустенизированном состоянии, деформируемой растяжением при комнатной температуре со скоростью 0,1 мм/мин, значения истинных напряжений, соответствующих началу  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -перехода ( $\sigma_{кр}$ ), незначительно изменяются вблизи величины 60–65 кг/мм<sup>2</sup>. Во-вторых, видно, что мартенситное превращение начинается только после того, как величина  $E_s$  достигнет значения 35–50 МДж/м<sup>3</sup>. Эти результаты сопоставляются в таблице 1 с данными, полученными ранее в [9], а на рисунке 6 эти же результаты совмещены с данными по температурной зависимости механической работы, необходимой для пластического деформирования необлученного стального образца до разрушения –  $A_n$ .

Таблица 1. Критические значения механических и энергетических характеристик стали 12X18H10T при различных температурах испытания

Температура испытания, °C	$\sigma_{кр}$ , кг/мм <sup>2</sup>	$E_{s\ кр}$ , МДж/м <sup>3</sup>	$E_{s\ кр}$ , МДж/м <sup>3</sup> [9]
17-18	60	70	76
50	62	50	57
75	63	45	37
100	64	35	39

Из рисунка 6 следует, что значение полной механической работы, затрачиваемой на разрушение стального образца ( $A_n$ ), с ростом температуры испытания в интервале 20–100°C уменьшается почти в два раза для необлученной стали. В результате нейтронного облучения ( $1 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup>) температурное изменение  $A_n$  замедляется. Так, при 50°C полная работа, необходимая для разрыва необлученного образца на две части, равна 3 Дж, тогда как для облученного – 1,8 Дж. При повышении температуры испытания до 100°C  $A_n^{необл} = 140$  МДж/м<sup>3</sup> и практически такое же значение характерно для облученного образца –  $A_n^{обл} = 180$  МДж/м<sup>3</sup>. Из рисунка 6 также следует, что  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращение при температурах испытания 20–

75°C более вероятно, чем при  $T=75$ –100°C, так как в первой температурной области выполняется неравенство  $E_{s\ общ} > E_{s\ кр}$ , т.е. при деформировании можно внести в решетку энергию, достаточную для того, чтобы  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение состоялось. В то же время при более высоких температурах растяжения (>75°C) значения  $E_{s\ общ}$  и  $E_{s\ кр}$  сопоставимы, т.е. необходимо деформировать образец до больших значений деформаций, чтобы начался  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -переход. Однако это не всегда возможно, т.к. с ростом температуры пластичность стали 12X18H10T резко уменьшается. Вследствие этого, к 100°C и более, значение  $E_{s\ кр}$  становится недостижимым при данных температурах деформации и это значит, что  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -переход невозможен – мы вплотную приближаемся к температуре  $M_d$ , которой можно дать новую, «энергетическую», трактовку.  $M_d$  – это такая температура испытания, при которой плотность механической энергии, необходимой, чтобы инициировать  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -переход, становится сопоставимой с плотностью энергии разрушения и потому фазовое мартенситное превращение при деформации не успевает произойти прежде, чем образец разрушится.

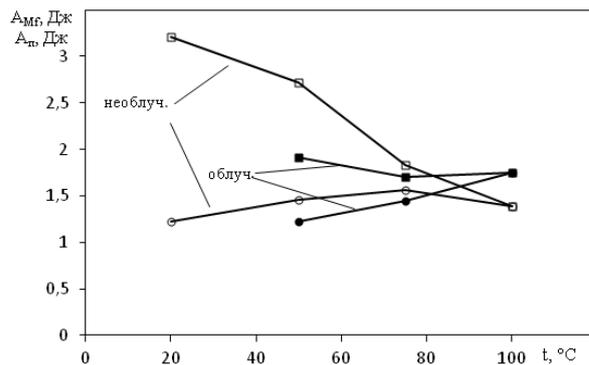


Рисунок 6. Температурные зависимости механической работы, необходимой для начала  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -перехода и для разрушения необлученного ( $\square, \circ$ ) и облученного нейтронами ( $1 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup>) ( $\blacksquare, \bullet$ ) образцов стали 12X18H10T при деформации

Обращает на себя внимание также тот факт (см. рис. 3), что скорость температурного уменьшения содержания мартенситной  $\alpha'$ -фазы, накапливаемой в образце к концу растяжения, не остается постоянной и на температурном отрезке 20–50° она значительно больше, чем в интервале 50–100°C. Не вызывает сомнения, что это обстоятельство связано с температурной зависимостью энергетических характеристик пластической деформации (рис. 7).

Таким образом, температура 50°C – это рубежное значение, при котором резко снижается скорость температурного изменения латентных энергий ( $E_s$  и  $E_{s\ кр}$ ), а также скорость температурного уменьшения количества  $\alpha'$ -фазы, индуцированной деформацией в стали 12X18H10T.

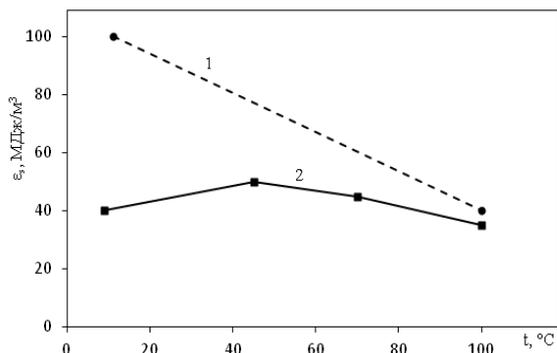


Рисунок 7. Температурная зависимость латентной энергии, запасенной к концу растяжения (1), и критической запасенной энергии ( $E_{s\text{кр}}$ ), необходимой для инициирования  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -перехода, в необлученной деформируемой стали 12Х18Н10Т (2)

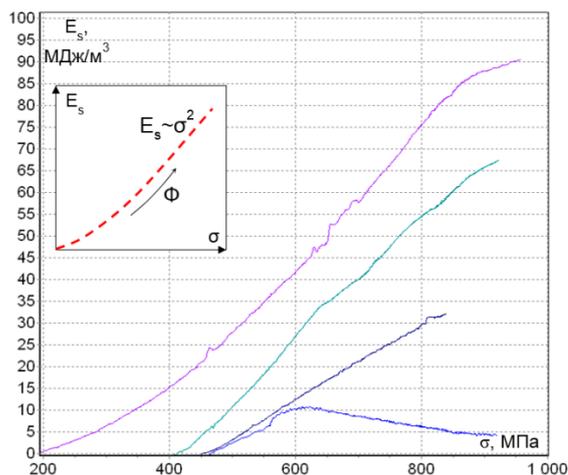
Можно предположить, что рост температуры испытания отрицательно сказывается на стадии зарождения  $\alpha$ -фазы (уменьшается автокаталитичность и склонность к  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -переходу в связи с температурным ростом энергии дефекта упаковки), но в то же время увеличение температуры положительно влияет на развитие зародившейся  $\alpha'$ -фазы. До температуры испытания 50°C на мартенситное превращение, вероятно, сильнее влияет первое обстоятельство, после 50°C – второе.

Другим важным фактором, воздействующим на мартенситное превращение, наряду с температурой испытания является доза облучения стали высокоэнергетическими частицами. Например, обнаружено (рис. 8), что в процессе растяжения при  $T=20^\circ\text{C}$  образцов стали 12Х18Н10Т, облученных до флюенса нейтронов  $1,3 \cdot 10^{20}$  н/см<sup>2</sup>, по достижению напряжений течения  $\sigma_{\text{кр}} \approx 600\text{--}650$  МПа, соответствующих началу  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -перехода, механическая энергия, подводимая к образцу извне, рассеивается за счет действия релаксационных механизмов так, что энергия, запасаемая в решетке, или изменяется, но с меньшей скоростью, или даже уменьшается.

До этого момента растяжения зависимость латентной энергии от действующих «истинных» напряжений – квадратичная, как показано на вставке в рис. 8, однако с началом фазового  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращения эта зависимость изменяется на прямопропорциональную ( $E_s \sim \sigma$ ) [14].

Если в соответствии с экспериментальными данными, допустить, что для всех исследованных в работе флюенсов нейтронов, вплоть до  $1,3 \cdot 10^{20}$  н/см<sup>2</sup> критическое напряжение начала  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -перехода остается практически постоянным ( $\sigma_{\text{кр}} \approx 625$  МПа) в отличие от критической степени деформации, которая с ростом дозы уменьшается, то из графика на рисунке 8 можно определить критические значения плотности латентной энергии, по достижении которых начинается  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -переход. Можно предположить,

что все дефекты, образующиеся в решетке, подвергнутой интенсивным внешним воздействиям, эволюционируют таким образом, чтобы обеспечивать в каждый момент минимум внутренней энергии. Это обстоятельство требует, чтобы создаваемые радиационные и другие дефекты не просто накапливались, но и перестраивались, образуя менее энергонатяженные структуры. Эту эволюцию дефектов можно характеризовать изменением латентной энергии по аналогии, как это делается при деформации (т.е. при внедрении в материал механической энергии).



1 – иск.; 2 –  $5 \cdot 10^{18}$  н/см<sup>2</sup>; 3 –  $1,4 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup>; 4 –  $1,3 \cdot 10^{20}$  н/см<sup>2</sup>

Рисунок 8. Зависимость латентной энергии от действующего напряжения при деформации стали 12Х18Н10Т при комнатной температуре

Таким образом, можно предположить, что все фазово-структурные изменения, протекающие в кристалле под внешним воздействием (деформация, облучение), происходят только по достижении определенных значений запасенной (латентной) энергии –  $E_{St}^{kp}$ . В связи с методическими трудностями экспериментального определения латентной энергии в литературе для оценок энергетических параметров часто используют расчетные величины, определяемые по формулам (1-3) [ $\text{МДж/м}^3$ ]:

– предельная плотность энергии, соответствующая моменту разрушения

$$W_c = \frac{\sigma_{02} + 2\sigma_B}{3} \left( \frac{d_0^2}{d_m^2} - 1 \right) + \left( \sigma_B \frac{d_0^2}{d_m^2} + \sigma_{cr-ucm} \right) \ln \frac{d_m}{d_n}, \quad (1)$$

– предельная плотность энергии, соответствующая достижению прочности

$$U_m = \frac{\sigma_B(1 + \delta_p) \ln(1 + \delta_p)}{\ln(1 + \delta_p) + 1}, \quad (2)$$

– предельная плотность энергии, соответствующая началу фазового  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода

$$U_{nf} = \left[ \frac{\sigma_B(1 - \varphi) + \sigma_{cr}}{2(1 - \varphi)} \right] \cdot \left[ \ln \frac{1}{1 - \varphi} - \ln(1 + \delta_p) \right], \quad (3)$$

где  $\delta_p$  – относительное равномерное удлинение;  
 $\sigma_{cr}$  – напряжение при разрушении, МПа;  
 $\psi = (S_0 - S_n)/S_0$  – относительное сужение;  
 $S_0$  – начальная площадь поперечного сечения, мм<sup>2</sup>;  
 $S_n$  – площадь поперечного сечения в шейке после разрушения, мм<sup>2</sup>.

В таблице 2 в качестве примера приведены значения критических плотностей энергии, рассчитанные по формулам (1-3) в работе [19], для деформируемой при комнатной температуре стали 12Х18Н10Т.

Таблица 2. Значения предельной плотности энергии деформации стали 12Х18Н10Т, соответствующие различным моментам деформации ( $U_m$ ), фазового перехода ( $U_{пф}$ ) и разрушения ( $W_c$ ), рассчитанные по формулам (1-3), в зависимости от флюенса облучения нейтронами

Флюенс, н/см <sup>2</sup>	$W_c$ , МДж/м <sup>3</sup> в «истинных» координатах	$W_c$ , МДж/м <sup>3</sup> по формуле (1)	$U_m$ , МДж/м <sup>3</sup>	$U_{пф}$ , МДж/м <sup>3</sup>
			по формуле (2)	по формуле (3)
Необл.	2133	2140	225 (10)	1907
$2,5 \cdot 10^{17}$	2039	2109	214 (10)	1824
$5 \cdot 10^{17}$	2234	2276	262 (12)	1971
$1 \cdot 10^{18}$	2188	2294	207 (9)	1979
$2 \cdot 10^{18}$	2414	2596	215 (9)	2198
$5 \cdot 10^{18}$	2182	2278	209 (9)	1973
$1 \cdot 10^{19}$	2113	2176	176 (8)	1936

Сравнение результатов, приведенных в таблицах 1 и 2, показывает, что латентная энергия  $E_s$ , запасаемая в кристалле к моменту начала  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода, составляет лишь ~30% от величины  $U_{пф}$ , рассчитанной без учета диссипации энергии.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Установлено, что с ростом температуры испытания значения энергетических характеристик, соответствующих моменту разрушения, уменьшаются,

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Филиппов, М. А. Стали с нестабильным аустенитом. /М. А. Филиппов, В. С. Литвинов, Ю. Р. Немировский. М.: Металлургия. – 1988. – 255 С.
2. Максимкин, О. П. Мартенситное  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращение и механические свойства стали 12Х18Н10Т, облученной нейтронами /О. П. Максимкин, Ш. Ш. Ибрагимов, Д. Х. Садвакасов //ФММ. – 1990. – №7. – С. 199-201.
3. Максимкин, О. П. Параметры образования мартенситной  $\alpha'$ -фазы при деформации нержавеющей сталей, облученных в реакторах ВВР-К и БН-350 /О. П. Максимкин, М. Н. Гусев, И. С. Осипов //Вестник НЯЦ РК. – 2007. – №3. – С.12-16.
4. Максимкин, О. П. Влияние нейтронного облучения на мартенситное  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение /О. П. Максимкин, А. Налтаев, Б. К. Рахашев, Д. Г. Бердалиев //Доклады НАН РК. – 2009. – №1(263). – С. 51-55.
5. Гусев, М. Н. Рассеяние и накопление энергии в процессе пластической деформации меди, железа и стали 12Х18Н10Т, облученных высокоэнергетическими частицами: дисс... канд. физ.-мат. наук /Гусев Максим Николаевич. – Алматы. – 2002.
6. Токтогулова, Д. А. Тепловые эффекты на различных стадиях пластического течения поликристаллических металлов и сплавов (Fe, Ni, 12Х18Н10Т, 03Х20Н45М4Б), облученных нейтронами: дисс... канд. физ.-мат. наук /Токтогулова Диана Асылбековна. – Алматы. – 2009. – 20 с.
7. Максимкин, О. П. Особенности тепловыделения при деформации и разрушении меди, облученной нейтронами /О. П. Максимкин, М. Н. Гусев //Вестник КазГУ, Сер.: Физ.-мат. – 1999. – №7. – С. 289–290.
8. Максимкин, О. П. Восстановление калориметрических термограмм в экспериментах по изучению тепловыделения и запасания энергии при деформировании /О. П. Максимкин, И. В. Астафьев //Заводская лаборатория. – 1994. – №1. – С. 4–46.
9. Максимкин, О. П. Калориметрическое изучение мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращения при деформации облученной стали 12Х18Н10Т /О. П. Максимкин, И. В. Астафьев //ФММ. – 1994. – Т.77. – №3. – С. 166-168.

причем для необлученной стали в большей степени, чем для облученной.

Полученные данные свидетельствуют также о том, что радиационные дефекты, образующиеся при сравнительно невысоких флюенсах нейтронного облучения (до  $2 \cdot 10^{20}$  н/см<sup>2</sup>,  $E > 0,1$  МэВ), не просто накапливаются в кристаллической решетке, а ведут себя синергически и подчиняются закону минимизации энергии открытой системы. Наблюдается стадийность эволюции дефектной структуры, в результате чего по достижению некоторой критической плотности запасенной энергии структура стали перестраивается и продолжается процесс накопления других, доминирующих на данной стадии, дефектов.

С учетом сказанного выше, для нержавеющей стали 12Х18Н10Т, деформируемой при 20°С, эти критические значения запасенной энергии, соответствующие некоторым значительным событиям в кристалле: начало  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода, образование шейки, начало разрушения – таковы:

- мартенситное  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение в стали, облученной нейтронами до флюенса  $10^{20}$  н/см<sup>2</sup>, начинается по достижению критической плотности латентной энергии  $E_s \approx 30$  МДж/м<sup>3</sup>, что несколько ниже, чем для необлученной стали ( $E_s \approx 50$  МДж/м<sup>3</sup>). Установлено, что с началом  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода увеличивается способность стали аккумулировать подводимую извне механическую энергию;

- при дальнейшем растяжении регистрируется локализация деформации – событие, которое в облученных образцах наступает при  $\Delta E_s \approx 80-90$  МДж/м<sup>3</sup>, а в необлученных при  $\Delta E_s = 300$  МДж/м<sup>3</sup>;

- как только плотность энергии, запасенной в облученной деформируемой стали, достигнет величины  $E_s = 68$  МДж/м<sup>3</sup> (для необлученной стали  $E_s \sim 130$  МДж/м<sup>3</sup>), стальной образец разрушается.

10. Максимкин, О. П. Накопление энергии и изменение микроструктуры в процессе деформации стали 12Х18Н10Т /О. П. Максимкин, И. В. Астафьев, Б. Уткелбаев //Металлофизика. – 1991. – Т.13. – №10. – С. 36-40.
11. Максимкин, О. П. Энергетический анализ мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращения в нержавеющей стали, облученных нейтронами /О. П. Максимкин, Д. Г. Бердалиев //Известия МОН РК, Сер.: Физико-математическая, 2(264). – 2009. – №2. – С. 19-25.
12. Максимкин, О. П. О корреляции температурных изменений физико-механических и энергетических характеристик деформируемой стали /О. П. Максимкин, М. Н. Гусев //ФММ. – 1997. – Т.84. – Вып. 3. – С. 138-141.
13. Максимкин, О. П. Методика и установка для изучения тепловыделения и накопления энергии в процессе деформации облученных металлических материалов /О. П. Максимкин, М. Н. Гусев //Вестник НЯЦ РК, Сер.: Ядерная физика и радиационное материаловедение. – 2000. – Вып.4. – С. 69-75.
14. Максимкин, О. П. Изменения напряжений течения и латентной энергии при деформации нержавеющей стали 12Х18Н10Т, облученной нейтронами /О. П. Максимкин, М. Н. Гусев //Письма в ЖТФ. – 2003. – Т.29. – №3. – С.1-7.
15. Инденбом, В. Л. Внутренние напряжения, возникающие под облучением /В. Л. Инденбом //ВАНТ, Сер.: ФРП и радиационное материаловедение. – 1985. – №2. – С. 3-8.
16. Кирсанов, В. В. Процессы радиационного дефектообразования в металлах /В. В. Кирсанов, А. Л. Суворов, Ю. В. Трушин. М., Энергоатомиздат. – 1985. – 272 с.
17. Максимкин, О. П. Стадийность пластического течения стали 12Х18Н10Т, облученной нейтронами /О. П. Максимкин, И. В. Астафьев, М. Н. Гусев //Proceeding of International Workshop. Problems of evolution of opened systems. – Алматы. – V. 1. – 1999. – С. 96-106.
18. Максимкин, О. П. Диссипативные процессы на различных стадиях пластического течения армо-железа и нержавеющей стали 12Х18Н10Т, облученных нейтронами /О. П. Максимкин, М. Н. Гусев, Д. А. Токтогулова //Вестник НЯЦ РК. – 2007. – №3. – С. 45-50.
19. Токтогулова, Д. А. Предельная плотность энергии деформации реакторных материалов, облученных нейтронами /Д. А. Токтогулова, О. П. Максимкин, М. С. Мережко //Вестник НЯЦ РК. – 2011. – Вып. 3. – С. 67-71.
20. Gillemot, L. F. Criterion of crack imitation and spreading /L. F. Gillemot //Engineering Fracture Mechanics. – 1976. – V. 8. – P. 239-253.
21. Shindler, N. J. Strain energy density as the link between global and local approach to fracture /N. J. Shindler //Proc. of 10-th Conf. on Fracture. – 2001.

**20-100°C ТЕМПЕРАТУРАЛАР ИНТЕРВАЛЫНДА ДЕФОРМАЦИЯЛАНҒАН ЖӘНЕ НЕЙТРОНДАРМЕН СӘУЛЕЛЕНДІРІЛГЕН, 12Х18Н10Т БОЛАТЫНДАҒЫ МАРТЕНСИТТИ  $\gamma \rightarrow \alpha$ -ТҮРЛЕНУДІҢ МЕХАНИКАЛЫҚ ЖӘНЕ ЭНЕРГЕТИКАЛЫҚ СИПАТТАМАЛАРЫ**

**Максимкин О.П.**

*ҚР ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан*

Реакторлық 12Х18Н10Т болатын созу кезіндегі аустенитті құрылымның мартенситті құрылымға фазалық диффузиясыз түрлену үрдісін сипаттау үшін деформация, кернеу, ферромагнитті  $\alpha$ -фазаның мөлшері, пішін өзгертуге жұмсалатын, механикалық жұмыс (А), бөлінетін жылу (Q) және жинақталған (жасырын) энергия ( $E_s$ ) сынды сипаттамалар қолданылды.

Нейтрондармен сәулелендірілген ( $10^{20}$  н/см<sup>2</sup>) және сәулелендірілмеген болаттар үшін деформацияның оқшаулануына, үлгінің бұзылуына және  $\gamma \rightarrow \alpha$ -түрленуінің басталуына қажет, тәжірибелік және есептік жолмен энергияның критикалық мәндері табылды.  $\gamma \rightarrow \alpha$ -түрленуінің басталуымен болаттың сырттан жүргізетін механикалық энергияны шоғырлау қабілеті жоғарылайтыны анықталды.

**MECHANICAL AND ENERGY CHARACTERISTICS OF  $\gamma \rightarrow \alpha$  MARTENSITIC TRANSFORMATIONS IN 12Cr18Ni10Ti STEEL IRRADIATED WITH NEUTRONS AND DEFORMED IN TEMPERATURE RANGE OF 20-100°C**

**O.P. Maksimkin**

*RK Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan*

To describe the beginning of diffusionless phase transformations of austenitic structure ( $\gamma$ ) to martensitic ( $\alpha$ ) one in 12Cr18Ni10Ti steel under tensile testing, the following characteristics were used: stress and strain, amount of ferromagnetic  $\alpha$ -phase, mechanical work (A) needed for shape changes, the heat released (Q) and latent energy ( $E_s$ ). For non-irradiated and irradiated with neutrons ( $10^{20}$  n/cm<sup>2</sup>) steel samples, the critical values of energy needed to initiate  $\gamma \rightarrow \alpha$  transformations, localization of deformation and sample failure were found. It was determined that  $\gamma \rightarrow \alpha$  transformation increase an ability of steel to accumulate external mechanical energy.

УДК: 539.21:539.12.04:669.3

## О «МАРТЕНСИТЕ ОБЛУЧЕНИЯ» В РЕАКТОРНЫХ НЕРЖАВЕЮЩИХ СТАЛЯХ АУСТЕНИТНОГО КЛАССА

Максимкин О.П.

*Институт ядерной физики РК, Алматы, Казахстан*

Проведен анализ исследовательских материаловедческих работ, выполненных с использованием методов определения прочностных и пластических характеристик, микротвердости, металлографии, магнитометрии и просвечивающей электронной микроскопии, в результате которых выявлены закономерности и особенности мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода в реакторных сталях, подвергнутых интенсивным внешним воздействиям. Рассмотрен эффект образования «мартенсита облучения» в результате воздействия на метастабильные стали быстрых нейтронов или ускоренных тяжелых заряженных частиц. Полученные результаты могут быть использованы в разделе радиационного материаловедения, посвященного исследованиям фазово-структурных превращений в облученных металлических материалах.

### ВВЕДЕНИЕ

Если в прошлом веке термин «мартенситное превращение» применялся, в основном, для описания фазового перехода, происходящего в углеродистых сталях при их резком охлаждении, то в настоящее время его широко используют для определения одного из основных видов фазовых превращений в твердом состоянии, характерными особенностями которого являются отсутствие изменений концентрации фаз (бездиффузионный процесс) и строго закономерный, упорядоченный, коллективный характер перемещения атомов в кристаллической решетке на расстояния, не превышающие межатомные (кооперативный механизм превращения).

Широкое практическое применение мартенситного превращения (МП) обусловили значительный к нему интерес, что и стимулировало проведение многочисленных исследований, результатом которых явилось установление основных положений теории МП [1-4]. В наши дни можно считать общепринятым, что мартенситное превращение наблюдается не только в системе «железо-углерод», но и в сплавах на основе цветных металлов и, что особенно важно для данной статьи, – в высоколегированных нержавеющей хромоникелевых сталях [5] – основных конструкционных материалах быстрых атомных реакторов. В этом случае различают «мартенсит напряжения» и «мартенсит деформации», образующиеся под действием извне приложенных механических сил. Кроме того, в литературе встречается термин «мартенсит диффузии» [6], под которым понимают фазовое превращение при частичном диффузионном изменении состава.

Известно также [7], что в процессе реакторного облучения нержавеющей сплавов и сталей аустенитного класса в них протекают фазово-структурные превращения с образованием радиационно-стимулированных ( $\eta$ , фаза Лавеса) или радиационно-индуцированных G,  $\eta$ , Fe<sub>2</sub>P – фаз. При рассмотрении таких, практически важных, явлений как радиационное распухание, ползучесть, упрочнение и охрупчи-

вание конструкционных сталей именно этим фазам исследователи уделяют повышенное внимание. В то же время в многочисленных исследованиях последних лет обнаружено [8-13], что в результате облучения аустенитных сталей высокоэнергетическими частицами в решетке твердого раствора ( $\gamma$ ) образуются  $\epsilon$ - и  $\alpha$ -фазы без какого-то ни было дополнительного термического или механического воздействия. Анализ литературы по данному вопросу показал, что закономерности  $\gamma \rightarrow \epsilon \rightarrow \alpha$  (или  $\gamma \rightarrow \alpha$ )-переходов и, особенно, зарождения и развития мартенситной  $\alpha$ -фазы в облученных сталях изучены недостаточно глубоко возможно потому, что, во-первых,  $\alpha$ -фазы при облучении образуется не так много, а, во-вторых – ее влияние на формирование эксплуатационных свойств сталей не столь велико, как вышеперечисленных фаз и радиационно-индуцированных дефектов. Однако, в случае механического воздействия на облученные стальные внутриреакторные устройства образование и накопление  $\alpha$ -фазы в дефектной решетке может оказаться определяющим при формировании прочностных и пластических свойств материала. Это особенно важно, например, при перегрузке и транспортировке тепловыделяющих сборок (ТВС) с отработавшим ядерным топливом, а также при разнообразных монтажных работах, проводимых в рамках декомиссии атомных реакторов на быстрых нейтронах.

В настоящей работе предлагается не только «узаконить» название основного продукта явления  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращения под облучением – «мартенсит облучения», – но и найти его место среди различных видов мартенситных превращений.

### ЛИТЕРАТУРНЫЙ ОБЗОР

**Мартенсит деформации и напряжения.** Для реакторных хромоникелевых аустенитных нержавеющей сталей (ГЦК-решетка), которые практически все являются метастабильными и характеризуются сравнительно небольшой ( $\sim 20$  МДж/м<sup>2</sup>) величиной энергии дефектов упаковки (ЭДУ) [14], установле-

но, что в процессе холодной пластической деформации, в них протекает фазовое бездиффузионное  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение с образованием так называемого  $\alpha'$ -мартенсита деформации (ОЦК-решетка). Этот фазовый переход существенно изменяет прочностные, пластические, магнитные и коррозионные свойства сталей, в связи с чем выявление особенностей образования и накопления  $\alpha'$ -мартенсита практически важно и является предметом всестороннего изучения [15, 16].

Строго говоря [17], физическая природа мартенситного преобразования кроется в перестройке кристаллической решетки под действием сдвиговых напряжений, поэтому наряду с «мартенситом деформации» различают «мартенсит напряжения» и устанавливают температурные интервалы их преимущественного проявления. Основная температурная особенность МП заключается в следующем: мартенситное  $\gamma \rightarrow \epsilon \rightarrow \alpha$  ( $\gamma \rightarrow \alpha$ ) превращение в аустенитной нержавеющей стали протекает в интервале температур испытания  $M_s - M_d$ , где  $M_s$  – температура, при которой и ниже кристаллы мартенсита в аустенитной матрице возникают самопроизвольно, без приложения внешней нагрузки.  $M_d$  – температура, выше которой вызвать мартенситное превращение путем пластической деформации аустенита не удается. Отметим, что для широко распространенной в реакторостроении стали 12X18H10T величина  $M_d \approx 100^\circ\text{C}$  и нейтронное облучение вплоть до флюенса  $2 \cdot 10^{24}$  н/м<sup>2</sup> не изменяет это значение. В температурном интервале  $M_s < T < M_n^{\sigma}$  образование мартенситных кристаллов инициируется упругими напряжениями  $\sigma < \sigma_T$ . Получаемый в этих условиях мартенсит назван «мартенситом напряжения». Полагают, что мартенсит напряжения образуется в тех же местах кристалла, в которых он формируется при охлаждении [17], а наличие напряжений влияет на изменение объема, определяемого параметрами решеток аустенитной основы (3,5 нм) и мартенситной фазы (2,87 нм). При температурах испытания  $M_n^{\sigma} < T < M_d$  некоторая пластическая деформация аустенита способна вызвать появление мартенсита, который назван «мартенситом деформации». Установлено, что мартенсит деформации образуется на определенной стадии пластического течения нержавеющей стали, как правило, после образования ячеистой дислокационной структуры и преимущественно в плоскостях скольжения  $\{111\}$ , а в каждой из этих плоскостей – в 6-ти направлениях, определенных ориентацией  $\langle 111 \rangle$ . В этом случае принято считать, что пластическая деформация образует новые места, где зарождение  $\alpha$ -фазы облегчено, например, в местах пересечения полос микроскольжения. При этом вероятность образования мартенсита связывают с величиной энергии дефекта упаковки (или со степенью расщепленности дислокаций). Кристаллографически мартенсит на-

пряжения такой же, как и мартенсит, индуцированный деформацией, но их морфология и распределение несколько различаются.

**Мартенсит облучения.** В то же время имеются экспериментальные доказательства того, что в некоторых случаях ферромагнитный  $\alpha$ -мартенсит образуется в метастабильных сталях непосредственно в результате облучения без дополнительной холодной деформации. Например, было неоднократно подтверждено, что имплантация атомов благородных газов в металлы индуцирует образование в них несплошностей, содержащих газ и находящихся при экстремально высоком давлении, где возможно протекание мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращения. В работе [8] представлены результаты анализа распределения мартенситной фазы по глубине монокристаллов аустенитной нержавеющей стали AISI 304, имплантированных ксеноном. Эксперименты выполнены с применением методов in-situ RBS-каналирования, дифракции рентгеновских лучей и трансмиссионной электронной микроскопии поперечного сечения имплантированной поверхности. Было найдено, что при флюенсах выше  $1 \cdot 10^{20}$  н/м<sup>2</sup> в поверхностных слоях стали имеет место мартенситное превращение. Установлено, что с ростом потока до  $1 \cdot 10^{21}$  н/м<sup>2</sup> толщина имплантированных слоев увеличивается до 150 нм, что значительно превышает глубину стрэгг-линга имплантированного ксенона.

В работах [9, 10] совместное применение мессбауэровской спектроскопии конверсионных электронов (СЕМС) и трансмиссионной электронной микроскопии (ТЕМ) для изучения влияния имплантации ионов ядер  $\text{Kr}^*$ ,  $\text{Ar}^*$ ,  $\text{Fe}^*$  и  $\text{Ni}^+$  с энергией в пределах 90-150 КэВ в аустенитную нержавеющую хромоникелевую сталь типа 17/7 показало, что после облучения потоком  $> 10^{20}$  ион/м<sup>2</sup> независимо от вида ионов в стали образуется мартенситная  $\alpha$ -фаза. Установлено, что превращение  $\gamma$ (ГЦК)  $\rightarrow$   $\alpha$ (ОЦК) наиболее эффективно в случае имплантации инертных газов ( $\text{Kr}$ ,  $\text{Ar}$ ) и его движущей силой являются, в основном, внутренние напряжения, проявляющиеся в области имплантации.

В работах [11, 12] количество индуцированного облучением мартенсита и его распределение по глубине в поли- и монокристаллах в имплантированных ксеноном аустенитных нержавеющей сталей определены методами обратного резерфордского рассеяния и каналирования, а также мессбауэровской спектроскопии конверсионных электронов, просвечивающей электронной микроскопии и анализа дифракции рентгеновских лучей. Оказалось, что в нержавеющей хромоникелевой стали типа 17/7, содержащей сравнительно мало никеля, а также в коммерческих нержавеющей сталей 304 и 316 и в монокристаллах стали 17/13, мартенситное превращение при облучении начинается с поверхности и развивается вглубь образца с увеличением потока

ксенона. Имплантированные газом слои практически полностью преобразуются в поверхности раздела между мартенситом и аустенитом и хорошо выявляются. В то же время в нержавеющей стали 310 с высоким содержанием никеля и в монокристаллах сталей типа 19/15 и 19/20 обнаруженное количество мартенсита незначительно.

В работе [18] аустенизированную сталь 08X18H10T облучали в реакторе БОР-60 при  $T=70-120^{\circ}\text{C}$  до повреждающей дозы 37 сна ( $5.3 \cdot 10^{26}$  н/м<sup>2</sup>,  $E > 0,1$  МэВ) и получили свидетельства формирования радиационно-индуцированного  $\alpha$ -мартенсита. Было обнаружено, что в зонах, где протекало  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение, содержание кремния повышено и достигало 4,2% (вес); установлено также образование дефектов упаковки и снижение ЭДУ под облучением.

Подобных примеров в научной литературе довольно много, однако нет единого мнения на природу радиационно-индуцированной ферромагнитной фазы. Целый ряд исследователей (см., например, [13, 19-21]), обнаруживших в облученной нейтронами парамагнитной ГЦК-стали ОЦК ферромагнитную  $\alpha$ -фазу, не проводя тщательных кристаллографических и других исследований, пришли к спорному выводу, что в результате облучения образуется феррит, а не  $\alpha$ -мартенсит. При этом свое заключение авторы делают на основании того, что облучение сталей или их эксплуатация проводились при повышенных ( $450-700^{\circ}\text{C}$ ) температурах, при которых  $\alpha$ -фаза, как правило, уже отжигается. Эти выводы, однако, не имеют достаточного экспериментального доказательства и основываются, как правило, только на данных магнитных измерений. Между тем, как уже отмечалось выше, мартенситная  $\alpha$ -фаза в нержавеющей аустенитных сталях магнитной может быть не только мартенситная, но и ферритная  $\alpha$ -фаза. Следует подчеркнуть также, что до сих пор однозначно не установлено, протекает ли  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение непосредственно при облучении или в уже облученной стали при выгрузке ТВЭЛов за счет различных факторов, связанных с созданием термических и механических градиентов напряжений внутри облученной  $\gamma$ -матрицы.

Таким образом, на сегодняшний день нет общепринятой точки зрения относительно причин, механизма и конечного продукта фазового  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращения, протекающего в облучаемых реакторных сталях, что обуславливает необходимость проведения дополнительных экспериментальных исследований, способствующих углублению знаний в этой практически важной области радиационного материаловедения.

В настоящей работе делается попытка осмысления большого объема экспериментальных данных по  $\gamma \rightarrow \alpha$ -переходу в высокооблученных конструкционных сталях и определения возможного механизма появления  $\alpha$ -мартенсита под облучением, что переводит сталь из парамагнитного в частично ферромагнитное состояние.

#### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Нами проведены комплексные материаловедческие исследования структурно-фазовых превращений, протекающих в аустенитных нержавеющей сталях под воздействием быстрых нейтронов (материалы чехлов отработавших ТВС реактора БН-350) и выполнены эксперименты по моделированию процессов  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода путем облучения сталей импульсными потоками электронов, альфа-частиц и тяжелых ионов (Кг). Исследование изменений микроструктуры стали 12X18H10T, облученной до 57 сна при  $370^{\circ}\text{C}$  в реакторе БН-350, показало [22], что наряду с порами и петлями Франка в аустенитной матрице наблюдаются образования мартенситной  $\alpha$ -фазы, напоминающие большие «black-dots» или дефектные петли. Установлено, что с их присутствием связано изменение намагниченности стальных образцов, которая различается по высоте тепловыделяющей сборки (рисунок 1).

Максимальное значение содержания ферромагнитной  $\alpha$ -фазы в нашем случае соответствовало отметке «+160 мм». Из рисунка 1 следует, что при малых значениях диаметра петель Франка и наоборот – очень больших размерах петель, намагниченность минимальна. Наряду с петлями Франка в отдельных случаях в структуре облученной быстрыми нейтронами аустенитной стали 08X16H11M3 (аналог AISI 316) наблюдали тетраэдры дефектов упаковки. Электронограмма, снятая с областей кристалла, характеризующихся высокой плотностью тетраэдров, свидетельствует о том, что в них концентрируется  $\alpha$ -фаза. Здесь уместно напомнить, что тетраэдры дефектов упаковки, как правило, образуются при облучении или закалке металлических материалов с очень малой величиной ЭДУ и являются конечным результатом расщепления дислокационной петли Франка в трех направлениях типа  $[1\bar{1}0]$ . В случае облучения аустенизированной стали 12X18H10T тяжелыми ионами криптона с энергией 1.56 МэВ/нуклон при флюенсе  $4 \cdot 10^{15}$  част/см<sup>2</sup> мы также наблюдали образование мартенситной  $\alpha$ -фазы на облучаемой поверхности без последующей деформации (рисунок 2). Этот эффект, регистрируемый магнитными измерениями, впоследствии был подтвержден исследованием облученной поверхности стального образца методом EBSD [23, 24].

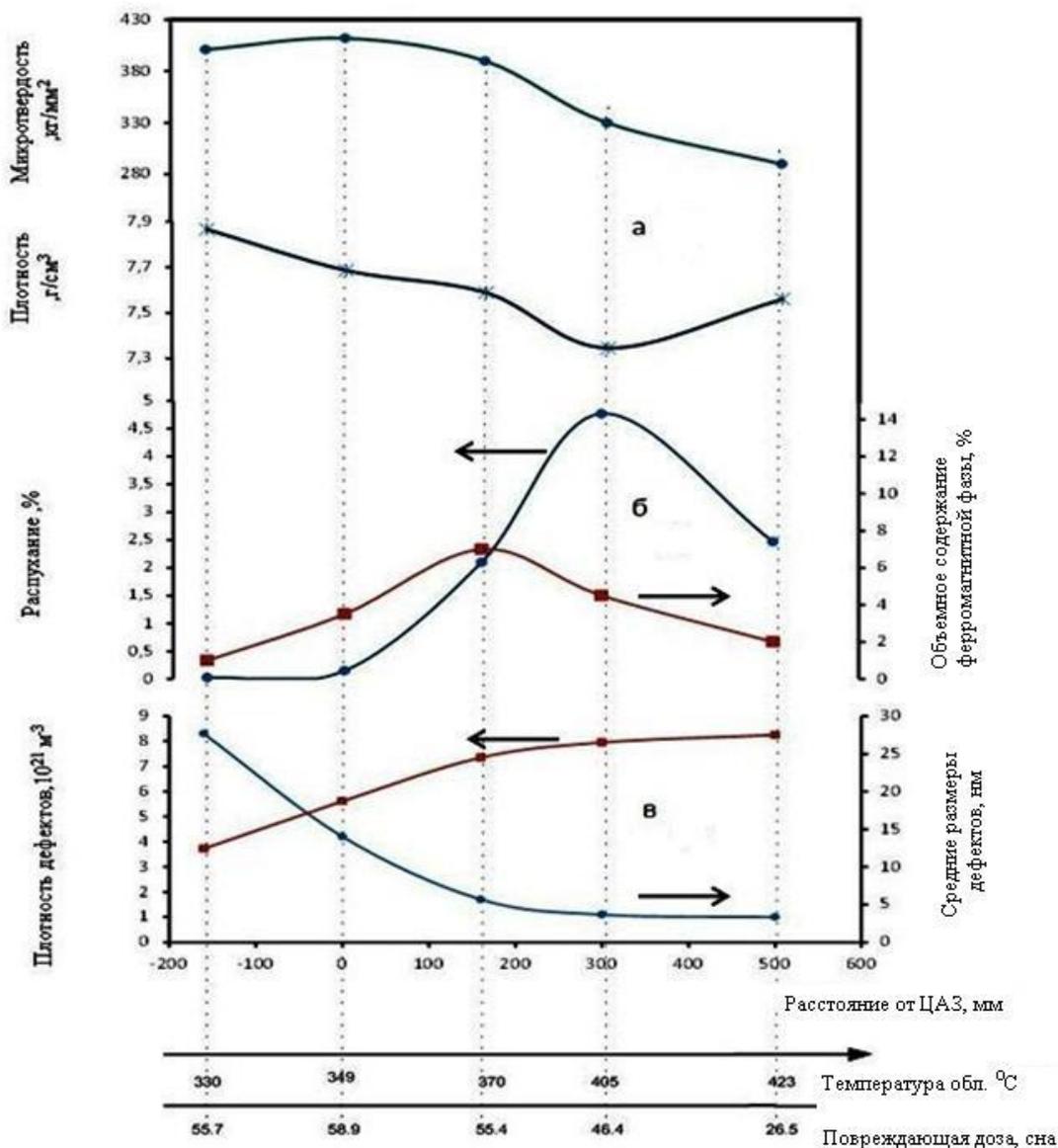


Рисунок 1. Температурно-дозовая зависимость микротвердости (усредненной по ширине грани) и гидростатической плотности (а); Распухание и намагниченность образцов стали 12X18H10T на различных отметках отработавшей сборки ЦЦ-19 реактора БН-350 (б); Изменение средних размеров и плотности распределения дислокационных петель Франка в зависимости от температуры и дозы облучения (в)

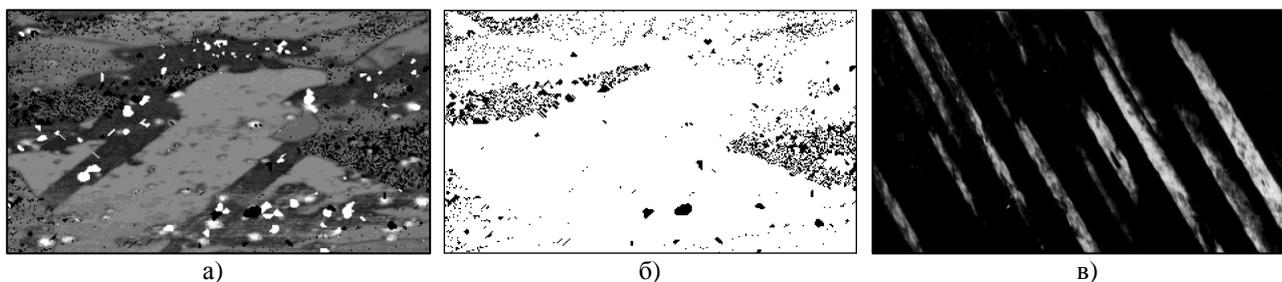


Рисунок 2. Карты фаз (а – аустенита; б –  $\alpha$ -мартенсита), снятые в режиме EBSD,  $\times 7500$  для образца стали 12X18H10T, облученного  $^{84}\text{Kr}$  флюенсом  $\Phi_2 = 4 \cdot 10^{15}$  ион/см<sup>2</sup> (ускоритель DC-60, шаг сканирования 0,05 мкм); (в) –  $\alpha$ -мартенсит деформации. ( $\times 30000$ )

Выполненные эксперименты по исследованию методом конверсионных электронов в мессбауэровской спектроскопии приповерхностных слоев образцов стали 12X18H10T, облученных ионами гелия с энергией 40 КэВ, подтвердили образование  $\alpha$ -фазы непосредственно в результате облучения [16]. Таким образом, многие, имеющиеся на сегодняшний день, экспериментальные результаты свидетельствуют о том, что под облучением быстрыми нейтронами и заряженными частицами в аустенитных нержавеющих сталях может образовываться так называемый « $\alpha$ -мартенсит облучения».

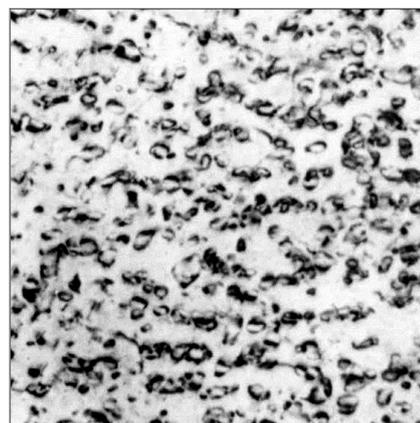
#### ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

На основании анализа литературных данных и многочисленных результатов, полученных нами при изучении метастабильных аустенитных нержавеющих сталей, подверженных облучению, по аналогии с уже утвердившимся в научной литературе термином «мартенсит закалки» для углеродистых сталей или «мартенсит деформации» (напряжения) для аустенитных сплавов типа Ni – Ti, Fe – Cr – Ni, представляется целесообразным ввести новый термин – «мартенсит облучения», понимая под ним  $\alpha$ -ферромагнитную фазу, образующуюся в результате облучения стали высокоэнергетичными заряженными и нейтральными частицами без дополнительного термического или механического воздействия. При этом остается открытым вопрос о природе механизма образования этой фазы, аналогично тому, как обозначают «мартенсит напряжений», в отличие от «мартенсита деформации», хотя в основе превращений, как в том, так и в другом случае, вероятнее всего, лежит процесс релаксации внутренних напряжений в стальной основе. Конечным результатом при этом является продукт трансформации ГЦК-решетки в ОЦК-решетку, протекающей в стали 12X18H10T с уменьшением параметра аустенитной матрицы от 3.50 до 2.87 нм и подчиняющейся соотношению Курдюмова – Закса (или Нишиямы) [17]. О возможности образования  $\alpha$ -мартенсита в результате облучения в аустенитной стали сообщается, например, в работе [25], а авторы статьи [26] полагают, что образование  $\alpha$ -фазы возможно внутри дефектной дислокационной петли и приводят оптимальные параметры последней. Такого же мнения относительно механизма зарождения  $\alpha$ -фазы придерживаются в работе [27].

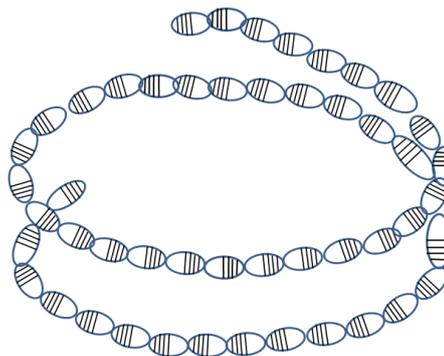
Анализируя результаты по изменению намагниченности аустенитных сталей в результате облучения нейтронами [22], мы также пришли к выводу, что магнитные свойства стали 12X18H10T, облученной в реакторах ВВР-К и БН-350 при температурах, меньших чем 400°C, изменяются благодаря образованию в парамагнитной  $\gamma$ -матрице ферромагнитной  $\alpha$ -фазы, вероятнее всего,  $\alpha$ -мартенсита, который зарождается в дефектных петлях Франка и тетраэдрах

дефекта упаковки непосредственно в процессе облучения по реакции  $\epsilon \rightarrow \alpha$ .

Принимая во внимание то обстоятельство, что  $\alpha$ -фаза ферромагнитна, а средние линейные размеры частиц – носителей магнетизма – находятся, согласно [28], в пределах 4-5 нм, можно предположить, что, по крайней мере, половина петель Франка размером 10 нм после нейтронного облучения может быть занята ферромагнитными образованиями. Если плотность таких микромагнетиков будет достаточно велика, то за длительное время облучения при малых скоростях набора повреждающей дозы они сорентируются в пространстве таким образом, чтобы общая магнитная энергия кристалла снизилась. Предположительно минимальной энергией обладают образования в виде линейных цепочек или объемных скоплений спиралевидной формы (рисунок 3).



а) цепочки петель ( $\times 50000$ )



б) схема спиралевидного образования из петель Франка

Рисунок 3. Петли Франка в стали 12X18H9T, облученной до 5 сна при  $T \approx 80^\circ\text{C}$

Подобные образования, составленные из дислокационных петель Франка, сорентированных в решетке аналогично своеобразным доменам, мы наблюдали [29] в стали 08X18H9T, длительное время (25 лет) облучавшейся в исследовательском реакторе ВВР-К в качестве материала стержня автоматического регулирования. В этом случае сравнительно

невысокие температуры облучения ( $T_{\text{обл}} \sim 80^\circ\text{C}$ ) и маленькие ( $1,2 \cdot 10^{-8}$  сна/с) скорости набора дозы при большой (5 сна) повреждающей дозе способствовали, на наш взгляд, намагничиванию стали вследствие образования  $\alpha$ -фазы в петлях Франка по механизму  $\varepsilon \rightarrow \alpha$ .

Таким образом, можно заключить, что необходимым условием образования мартенсита облучения является наличие в структуре облученной аустенитной стали петель Франка и тетраэдров дефектов упаковки. Внутри петель зародыш ферромагнитной  $\alpha$ -фазы возникает только в случаях их определенного диаметра: от 10 до 100 нм. Образовавшись в решетке, мартенсит облучения существенным образом изменяет физико-механические свойства аустенитной нержавеющей стали.

Наряду с изменением магнитных свойств с его образованием может быть связано дополнительное радиационное упрочнение материала. Согласно выдвинутой нами гипотезе, чем больше оказалась намагниченность образцов в результате облучения, тем в большем количестве дефектных петель Франка образовался мартенсит облучения. Если такие облученные стальные образцы начать деформировать при низкой температуре, то эффект радиационного упрочнения, т.е. увеличение предела текучести, будет больше для тех образцов, которые изначально оказались более намагниченными. В этом случае предел текучести может достигать значения в  $\sim 1000$  МПа, т.е., согласно [30], деформация сразу же будет локализованной, что приведет к низкой пластичности материала. Если же намагниченность образцов, индуцированная облучением, будет невысокой, что предположительно означает факт мартенситного  $\varepsilon \rightarrow \alpha$ -превращения в небольшом количестве петель, то при последующей деформации  $\alpha$ -фаза в первую очередь будет образовываться там, где ее не было, т.е. в значительно большем количестве немагнитных петель Франка, и для этого необходимо сравнительно невысокое напряжение течения  $\sim 600$ - $700$  МПа, т.е. практически такое же, какое необходимо для начала  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода в случае растяжения необлученных аустенизированных образцов. При этом пластичность стали сохраняется на уровне более высоком по сравнению с рассмотренным выше случаем, и соответственно количество накопившейся к концу растяжения  $\alpha$ -фазы будет больше [22].

Сопоставление результатов механических испытаний и исследование радиационных изменений микроструктуры [31, 32] позволяет отметить следующее. Как правило, после деформации облученных аустенитных сталей в плоскостях типа  $\{111\}$ , где под облучением, в основном, зарождались петли Франка, наблюдали двойники и мартенситные линзы. При этом двойники распределялись однородно в матрице, тогда как мартенситные линзы локализовались в отдельных полосах или островках. В работах

[33, 34] также установлено, что двойникование возрастает в тех участках матрицы, где есть петли Франка. Для объяснения причин образования мартенсита облучения можно привлечь энергетические представления и параметры, характеризующие способность облучаемого или деформируемого материала рассеивать или запасать подводимую извне энергию ( $A$ ). Количественную оценку этой способности можно дать, используя значение тепла ( $Q$ ), выделяющегося при интенсивном внешнем воздействии, и поглощенной (латентной) энергии  $E_s$  – величин, сравнительно легко получаемых в калориметрических экспериментах [35], причем  $A = E_s + Q$ . В этом случае, при описании мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$  превращения в качестве критического параметра начала образования  $\alpha$ -фазы можно рассматривать, причем с большим основанием, величину энергии, запасаемую в решетке облучаемой (деформируемой) стали, а не напряжение или деформацию. Это связано с тем, что, как показано в [36], запасенная энергия  $E_s$  является комплексной характеристикой, определяемой синергической совокупностью прочностных и пластических свойств, что делает ее более чувствительной к изменению фазово-структурного состояния материала, чем только напряжения или только деформации. Таким образом, логично предположить, что индуцируемое облучением полиморфное  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение обусловлено неустойчивостью кристаллической решетки аустенита, возникающей при образовании избытка энергии  $\Delta E_s$ , запасаемой под облучением, а мартенситное превращение определяется энергетической выгодностью.

Ранее нами было экспериментально показано [37], что на начальных стадиях пластической деформации облученной аустенитной нержавеющей стали выполняется соотношение  $E_s \sim \sigma^2$ , но с первыми признаками начала мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода эта закономерность нарушается и сменяется уравнением  $E_s \sim \sigma$ . Установлено [38], что при температуре растяжения  $T = 20^\circ\text{C}$  истинное критическое напряжение, необходимое, чтобы инициировать  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение в необлученной стали 12X18H10T, составляет  $\sigma_{\text{кр}} = 600$ - $700$  МПа или при переходе к критическим значениям плотности латентной энергии, оказалось, что  $E_{s \text{ кр}} = 50$ - $75$  МДж/м<sup>3</sup>. В то же время для этой же стали, облученной тепловыми нейтронами до флюенса  $5 \cdot 10^{22}$  н/м<sup>2</sup>, при тех же параметрах деформирования установлено, что  $E_{s \text{ кр}} = 35$ - $55$  МДж/м<sup>3</sup>, т.е. при облучении материала в кристаллическую решетку была внесена дополнительная энергия, равная  $\sim 20$  МДж/м<sup>3</sup>. Отсюда следует, что если метастабильную аустенизированную сталь облучать достаточно долго, то можно достигнуть энергетическое условие начала  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода только благодаря облучению, без всякой дополнительной деформации. Другими словами, при низкотемпературном облучении нейтронами потоком флюенса около  $1,5$ - $2 \cdot 10^{23}$  н/м<sup>2</sup> в ау-

стенитной нержавеющей стали 12Х18Н10Т может образоваться мартенсит облучения.

Еще одним внешним фактором, эффективно влияющим на мартенситное превращение, как известно, является температура. Анализ полученных ранее экспериментальных результатов [21] позволяет заключить, что при низких ( $<400^{\circ}\text{C}$ ) температурах облучения ( $T_{\text{обл}}$ ) мартенситная  $\alpha$ -фаза сравнительно легко и интенсивно зарождается, но плохо растет, тогда как при высоких  $T_{\text{обл}}$  превалирует рост  $\alpha$ -фазы, в то время как ее зарождение протекает вяло. Это связано с тем, что многие дефектные петли при высоких температурах становятся совершенными и утрачивают способность к  $\varepsilon \rightarrow \alpha$ -переходу. Быстрый рост  $\alpha$ -фазы можно объяснить тем, что при высоких  $T_{\text{обл}}$  напряжения сжатия вокруг дислокационной петли релаксируют, т.е. исчезают препятствия для дополнительного образования фазы с большим объемом. Предложенная нами схема (рисунок 4) демонстрирует тот факт, что, облучая аустенитные метастабильные стали нейтронами при сравнительно низких температурах ( $250\text{--}350^{\circ}\text{C}$ ) до повреждающих доз в пределах 10-50 сна, мы будем обнаруживать в структуре стали дефектные петли Франка, тетраэдры дефектов упаковки и black-dots, при этом ожидается, что подвергнутые радиационному воздействию парамагнитные стали обнаружат магнитные свойства, связанные с образованием «мартенсита облучения».

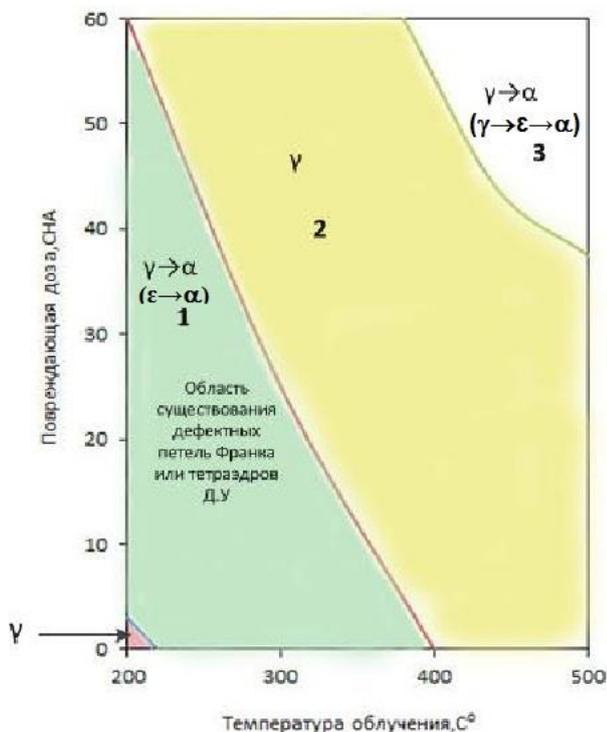


Рисунок 4. Влияние температуры облучения и повреждающей дозы на  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение, протекающее под воздействием быстрых нейтронов в реакторных аустенитных сталях

В качестве примеров, подтверждающих сказанное, можно привести результаты экспериментов по изучению изменений микроструктуры и магнитных свойств аустенитных нержавеющей сталей, облученных в реакторе БОР-60 при низких температурах [39]. В этой работе исследовали магнитные свойства 10 модельных сплавов, полученных на основе промышленных американских сталей 304 и 316. Стальные образцы облучали при температуре  $300^{\circ}\text{C}$  различными дозами (максимальная – 12 сна) и обнаружили при этом, что магнитность стали увеличивалась линейно с ростом повреждающей дозы.

Если же облучать аустенитные стали в области температур  $400^{\circ}\text{C}$  и более до сравнительно больших (50 сна и более) повреждающих доз, при которых возможно распухание и расслоение твердого раствора за счет образования пор и вторичных фаз, то в этом случае также возможно приобретение сталью магнитных свойств, обусловленных протеканием  $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода. Однако происходит этот мартенситный переход не под облучением, а в результате механических напряжений, возникающих в ТВС при их извлечении из активной зоны быстрого реактора и погружения в воду бассейна выдержки. В этом случае, вероятнее всего, в стали образуется  $\alpha$ -мартенсит деформации (напряжения), морфология и плотность которого в значительной степени отличаются от мартенсита облучения. Потенциальными местами зарождения и развития  $\alpha$ -фазы, индуцированной градиентами термических напряжений в стенке стального чехла, могут быть участки материала, обедненные атомами аустенитообразующих элементов.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Парамагнитные нержавеющей реакторные стали под воздействием высокоэнергетических частиц при определенных параметрах облучения (низкие температуры, высокие значения повреждающих доз) испытывают фазовое бездиффузионное  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение с образованием «мартенсита облучения» и приобретением ферромагнитных свойств. Необходимым условием образования мартенсита облучения является наличие в структуре облучаемой аустенитной стали петель Франка и тетраэдров дефектов упаковки. Внутри петель, содержащих ДУ, зародыш ферромагнитной  $\alpha$ -фазы возникает только в случаях их определенного диаметра: от 10 до 100 нм, и при этом размеры самого носителя магнетизма могут достигать  $50\text{ \AA}$  или в несколько раз меньше [40].

На основании анализа полученных данных предлагается различать два основных механизма образования и накопления ферромагнитной  $\alpha$ -фазы в аустенитной нержавеющей стали, приводящих к увеличению ее намагниченности в результате облучения высокоэнергетическими частицами. Один из них – это  $\gamma \rightarrow \alpha$ -переход с образованием под облучением мартенситной  $\alpha$ -фазы того же самого химичес-

кого состава, что и исходный твердый раствор аустенита.

Другой случай – когда  $\alpha$ -фаза зарождается и накапливается на пересечениях ДУ. В этом случае элементный состав мартенситных прослоек отличается от аустенита, а ЭДУ стали после облучения стано-

вится меньше, чем для исходной. Согласно [21] в облученной стали могут протекать оба этих процесса. Вероятно, именно эти два механизма объясняют факт образования двух пиков намагниченности в аустенитной нержавеющей стали 316 после облучения быстрыми нейтронами [41] (см. рисунок 5).

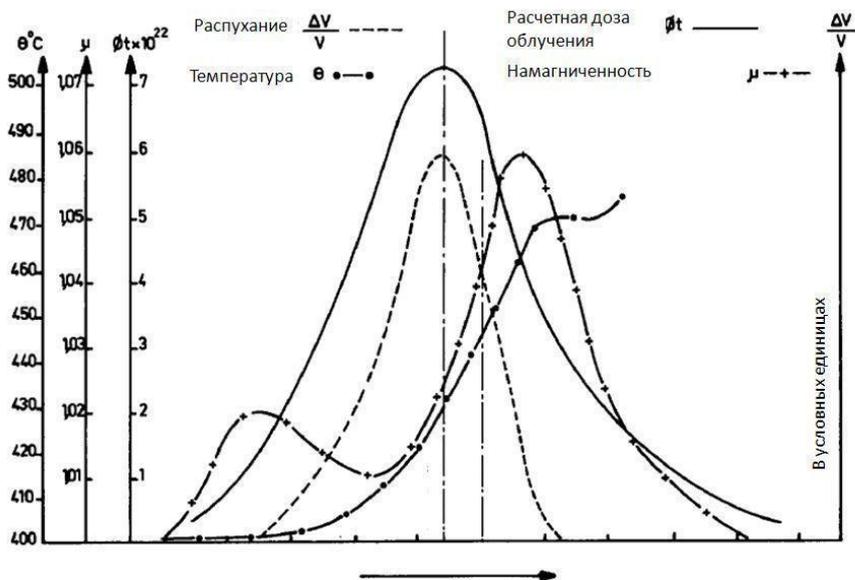


Рисунок 5. Температурные изменения намагниченности и распухания стали 316, облученной в реакторе на быстрых нейтронах «Росодия» [41]

Из рисунка 5 видно, что сталь 316 становится магнитной в двух температурно-дозовых областях, а в промежутках между двумя максимумами намагниченности ( $\mu$ ) сталь сильно распухает. По нашему мнению при сравнительно низких значениях температуры облучения ( $<400^\circ\text{C}$ ) и повреждающей дозы (10-15 сна) в аустенитной нержавеющей стали в процессе нейтронного облучения образуется мартенсит облучения. В то же время, если температура облучения и повреждающая доза сравнительно высоки ( $>400^\circ\text{C}$  и  $>20$  сна, соответственно), то  $\alpha$ -фаза также образуется, но по другой причине, поскольку в облученной решетке  $\gamma$ -раствора создаются все необходимые условия для его расслоения и образования значительных микроосцилляций состава, которые, по-видимому, вызывают образование зародышей ферромагнитной  $\alpha$ -фазы в областях, обедненных по Ni [42]. В этом случае  $\gamma \rightarrow \alpha$ -переход происходит не во время облучения, а, скорее всего, при извлечении отработавшего ТВС из реактора, когда при погружении его в воду бассейна-отстойника в

решетке создаются высокие градиенты напряжений [43], инициирующие образование мартенсита деформации. В обоих рассмотренных случаях  $\alpha$ -фаза, образующаяся в облученной нейтронами аустенитной нержавеющей стали может существенным образом повлиять на ее коррозионные свойства и сыграть важную роль при длительном ( $\sim 50$  лет) безопасном хранении отработавших ТВС атомного реактора на быстрых нейтронах.

#### Выводы

В аустенитных нержавеющей сталях, характеризующихся небольшим значением энергии дефекта упаковки, в результате радиационного воздействия может образовываться ферромагнитная  $\alpha$ -фаза (ОЦК) – «мартенсит облучения». Необходимым условием образования «мартенсита облучения» является наличие в структуре облучаемой аустенитной стали петель Франка и тетраэдров дефектов упаковки.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Курдюмов, Г. В. / Г. В. Курдюмов //ЖТФ. – Т. 18. – 1948. – С. 999.
2. Christian, J. W. The Theory of Transformations in Metals and Alloys / J. W. Christian //Oxford Pergamon Press. – 1965.
3. Roytburg, A. L. / A. L. Roytburg //In Solid State Physics. – V. 33. – 1978. – P. 317.
4. Билби, Б. А. Мартенситные превращения /Б. А. Билби, И. В. Христиан //УФН. – 1960. – Т. 70(LXX). – Вып. 3. – С. 515-564.
5. Лободюк, В. А. / В. А. Лободюк, Э. И. Эстрин //ХФИ. – 2005. – №7. – С. 745.

6. Баранов, А. А. / А. А. Баранов // Доклады Всесоюзной конференции по мартенситным превращениям в твердом теле. – г. Косов, Украина, 7-11 октября 1991 г.
7. Воеводин, В. Н. Эволюция структурно-фазового состояния и радиационная стойкость конструкционных материалов. / В. Н. Воеводин, И. М. Неклюдов. Киев: Наукова Думка. – 2006. – 376 с.
8. Johnson, E. Depth distribution analysis of martensitic transformations in Xe implanted austenitic stainless steel / E. Johnson, E. Gerritsen, N. G. Chechenin, A. Yohansen, G. Sarholt-Kristensen, A. A. Keetels, G. Grabek, Y. Bohr. // Nucl. Instruments and Methods in Physics Research. – 1989. – B39. – P. 573-577.
9. Hayashi, N. / N. Hayashi, I. Sakamoto and T. Takahashi // J. Nucl. Mater. – V. 128-129. – 1984. – P. 756-759.
10. Hayashi, N. Martensitic transformation in ion implanted 17/7 stainless steel / N. Hayashi, E. Johnson, A. Yohansen, G. Sarholt-Kristensen and J. Sakamoto // Proc. of the Intern. Conf. on Martensitic Transformation (1986), Japan Institutes of Metals. – P. 539-544.
11. Yohansen, A. Depth distribution of martensite in xenon-implanted stainless steel / A. Yohansen, E. Johnson, G. Sarholt-Kristensen, S. Steenstrup, E. Gerritsen, C. I. Denissen, A. A. Keetels, I. Politick, N. Hayashi, I. Sakamoto // Nucl. Instruments and Methods in Physics Research. – 1990. – B50. – P. 119-126.
12. Johnson, E. Мессбауэр и ТЕМ-изучение мартенситных превращений в ионно-имплантированной 17/7 нержавеющей стали / E. Johnson, A. Yohansen, G. Sarholt-Kristensen, L. Graab. // Nucl. Instruments and Methods in Physics Research. – B19/20 (1987). – P. 171-176.
13. Reynolds, M. B. Изучение устойчивости нержавеющей стали типа 347 при облучении / M. B. Reynolds, J. B. Zow and Sullivan // J. of Metals. – 1955. – V. 7. – N 4. – P. 555-559.
14. Максимкин, О. П. Дефекты упаковки, их энергия и влияние на свойства облученных металлов и сплавов / О. П. Максимкин. – Алматы: – 2010. – 72 с.
15. Максимкин, О. П. Автореф. дисс. ... доктора ф.-м. наук “Фазово-структурные процессы и их роль в упрочнении и охрупчивании облученных металлических материалов” / О. П. Максимкин. – Алматы. – 1996. – 47 с.
16. Кадыржанов, К. К. Martensitic Transformations in Neutron Irradiated and Helium Implanted Stainless. / К. К. Кадыржанов, О. П. Максимкин // Journal of ASTM, 21<sup>st</sup> International Symposium “Effects of Radiation on Materials”. – V. 1 – № 4. – 2004. – P. 105-118.
17. Филиппов, М. А. Стали с метастабильным аустенитом / М. А. Филиппов, В. С. Литвинов, Ю. Р. Немировский. – Москва: «Металлургия». – 1988. – 257 с.
18. Шамардин, В. К. Иницированный облучением гамма-альфа переход в облученных высокими дозами аустенитных нержавеющей сталей и некоторые его последствия при деформации / В. К. Шамардин, В. С. Неустроев, З. Е. Островский // Тезисы 8-1 Международной конференции по физике твердого тела. 23-26 августа 2004. – Алматы. – С. 60-61.
19. Porter, D. L. Образование феррита в стали 304, облученной нейтронами. / D. L. Porter // J. Nucl. Mater. – 1979. – V. 79. – P. 406-411.
20. Stanley, J. T. Ferrite formation in neutron-irradiated austenitic stainless steel / J. T. Stanley and L. F. Hendrickson // J. Nucl. Mater. – 1979. – V.80. – P. 69-78.
21. Iton, M. Formation of Ferritic Phase in Type 316 Stainless Steel by Fast Neutron irradiation / M. Iton, Sh. Onose and Sh. Yuhara // J. Japan Inst. Metals. – 1987. – V. 51. – N 12. – P. 1101-1107.
22. Максимкин, О. П. Изменение магнитных свойств нержавеющей сталей, облученных в реакторе БН-350 / О. П. Максимкин // Вестник НЯЦ. – 2011. – Вып. 4. – С. 101-109.
23. Русакова, А. В. EBSD-изучение мартенситного превращения в реакторной стали 12X18H10T, холоднодеформированной и облученной ионами криптона с энергией 1.56 МэВ/нуклон. / А. В. Русакова, О. П. Максимкин, М. Н. Гусев // Вестник НЯЦ РК. – Вып. 2. – 2011. – С. 144-149.
24. Alontseva, D. L.  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -martensitic transformation in the Reactor Steels under irradiation and deformation / D. L. Alontseva, O. P. Maksimkin, A. V. Russakova, S. E. Suslov // Materials Science (meziagotyra). – V. 20. – N 1. – 2014. – P. 15-20.
25. Лаптев, И. Н. О возможности образования мартенсита в аустенитных нержавеющей сталей под облучением / И. Н. Лаптев, А. А. Пархоменко // ВАНТ, серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 2002(82). – № 6. – С. 143-146.
26. Easterling, K. E. The nucleation of martensite in steel // K. E. Easterling, A. R. Thölen // Acta metallurgica. – 1976. – V. 24. – P. 333-341.
27. Кашенко, М. П. Дислокационные петли как центры зарождения кристаллов  $\alpha$ -мартенсита / М. П. Кашенко, В. П. Верещагин // Рукопись, депонированная в ВИНТИ 12.03.97. РЖ Мет. – № 730-В-97. – 1997. – № 10.
28. Чукалкин, Ю. Г. Магнитные свойства стали X16H15M3B, облученной до высокого флюенса быстрых нейтронов / Ю. Г. Чукалкин, В. В. Петров, В. Р. Штирц [и др.] // Атомная энергия. – Т. 65. – Вып. 4. – С. 254-257.
29. Цай, К. В. Влияние облучения и пострадиационной термообработки на микроструктуру и свойства стали 12X18H10T, облученной в исследовательском реакторе ВВР-К до 5 сна / К. В. Цай, О. П. Максимкин, Л. Г. Турубарова // Вопросы атомной науки и техники, сер.: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. – 2008. – № 2 (92). – С. 100-107.
30. Buyn, T. S. Strain localization in irradiated materials / T. S. Buyn, N. Hashimoto // Nuclear Engineering and technology. – 2006. – Vol. 38. – N 7. – P. 619-638.
31. Pawell, J. E. Effect of low temperature neutron irradiation on deformation behavior of austenitic stainless steels / J. E. Pawell, A. F. Rowcliffe., D. J. Alexander // JNM. – V. 233-237. – 1996. – P. 202-206.
32. Hashimoto, N. Deformation mechanisms in 316 stainless steels irradiated at 60°C and 330°C / N. Hashimoto, S. J. Zinkle, A. F. Rowcliffe // JNM. – V. 283-287. – 2000. – P. 528-534.

33. Cole, J. I. Post irradiation deformation characteristics of heavy-ion irradiated 304LSS / J. I. Cole, S. M. Bruemmer // *J. Nucl. Mater.* – 1995. – Vol. 225. – P. 53-58.
34. Brimhall, J. L. / J. L. Brimhall // *Scripta met.* – 1994. – V. 30. – P. 1473.
35. Максимкин, О. П. Калориметрическое изучение мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращения при деформации облученной стали 12X18H10T. / О. П. Максимкин, И. В. Астафьев // *ФММ.* – 1994. – Т. 77. – № 3. – С. 166-168.
36. Максимкин, О. П. О роли латентной энергии в мартенситном  $\gamma \rightarrow \alpha'$ -превращении при деформировании облученной нержавеющей Fe-Cr-Ni стали. / О. П. Максимкин, И. В. Астафьев // *ФММ.* – 1994. – Т. 77. – № 3. – С. 90-95.
37. Максимкин, О. П. Изменения напряжений течения и латентной энергии при деформации нержавеющей стали 12X18H10T, облученной нейтронами. / О. П. Максимкин, М. Н. Гусев // *Письма в ЖТФ.* – 2003. – Т. 29. – № 3. – С. 1-7.
38. Максимкин, О. П. Энергетический анализ мартенситного  $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращения в нержавеющей сталях, облученных нейтронами. / О. П. Максимкин, Д. Г. Бердалиев // *Известия МОН РК, сер. Физико-математическая.* – 2(264). – 2009. – № 2. – С. 19-25.
39. Gussev, M. N. Magnetic phase formation in irradiated austenitic alloy / M. N. Gussev, J. T. Busby, L. Tan, F. A. Garner // *Journal of Nuclear Materials.* – V. 448. – 2014. – P. 294-300.
40. Stanley, J. T. Ferrite formation in neutron irradiated type 316 Stainless Steel / J. T. Stanley and K. R. Care // *Metallurgical Transactions A.* – V. 6A. – 1975. – P. 531-535.
41. Baron, J. L. Mechanisme possible de formation d'une phase ferromagnetique dans l'acier inoxydable Fe/Cr/Ni/No, 17/11/8/2 (Type 316 L) irradié en Pile / J. L. Baron, R. Cadalbert, J. Delaplace // *Journal of nuclear Materials.* – 51. – 1974. – P. 266-268.
42. Brager, H. R. / H. R. Brager, F. A. Garner // In: *Proceedings of AIME Symposium on Irradiation Phase Stability*, Pittsburgh, P.A., October 5-9, 1980. – P. 219.
43. Поролло, С. И. Анализ поведения оболочек твэлов БН-600 из стали 0X16H15M3БР при высоком выгорании топлива / С. И. Поролло, Ю. В. Конобеев, С. В. Шулепин // *Атомная энергия.* – 2009. – Т. 10 – Вып. 4. – С. 188-195.

## АУСТЕНИТ СЫНЫПТЫ ТОТЫҚПАЙТЫН РЕАКТОРЛЫҚ БОЛАТТАРЫНДАҒЫ «СӘУЛЕЛЕНУ МАРТЕНСИТИ» ТУРАЛЫ

Максимкин О.П.

*ҚР ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан*

Беріктік және пластикалық сипаттамаларын айқындайтын, микрокаттылық металлография, магнитометрия және жарықтүсіруші электронды микроскопия әдістерін қолдану арқылы орындалған зерттеушілік материалтанушылық жұмыстардың сараптамасы жүргізілді, нәтижесінде қарқынды сыртқы әсерлерге ұшыратылған, реакторлық болттарындағы мартенситті  $\gamma \rightarrow \alpha$ -түрленуінің ерекшеліктері мен заңдылықтары анықталды. Жылдам нейтрондар мен үдетілген ауыр зарядталған бөлшектердің метатұрақты болаттарға әсер етуінің нәтижесінде «сәулелену мартенситі» пайда болуының эффектісі қаралған. Алынған мәліметтер сәулелендірілген металлдық материалдарындағы фазалық-құрылымдық түрленулерді зерттеуге арналған, радиациялық материалтану бөлімінде қолданылуы мүмкін.

## ON RADIATION-INDUCED MARTENSITE IN REACTOR AUSTENITIC STAINLESS STEELS

O.P. Maksimkin

*RK Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan*

An analysis of research works related to strength and plastic characteristics was performed. The experimental methods used were the following: metallography, magnetic properties measurements and TEM. They helped to find relationships for  $\gamma \rightarrow \alpha$  martensitic transformations in reactor steels resulting from an intensive external impact. The effect of fast neutrons and heavy charged particles on formation of irradiation-induced martensite in metastable steels was studied. The obtained results could be used in the radiation materials science in the area of phase and structural transformations in irradiated metallic materials.

УДК 539.171.12

**Т-ИНВАРИАНТНОСТЬ И ВОЗМОЖНОСТЬ ЕЕ НАРУШЕНИЯ В  $pd$ -РАССЕЯНИИ**<sup>1)</sup> Ибраева Е.Т., <sup>2)</sup> Темербаев А.А., <sup>3)</sup> Узиков Ю.Н.<sup>1)</sup> *Институт ядерной физики РК, Алматы, Казахстан*<sup>2)</sup> *Евразийский национальный университет им. Л.Н. Гумилева, Астана, Казахстан*<sup>3)</sup> *Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Россия*

Развит формализм для вычисления коэффициентов передачи поляризации, векторной анализирующей способности и поляризации конечных частиц в упругом рассеянии протонов на дейтроне с учетом возможного нарушения инвариантности относительно обращения времени, но сохранения пространственной четности. Соотношения, налагаемые Т-инвариантностью на дифференциальные спиновые наблюдаемые, нарушаются при подключении Т-нечетных Р-четных нуклон-нуклонных взаимодействий. Степень нарушения этих соотношений исследуется с использованием феноменологических Т-нечетных нуклон-нуклонных взаимодействий в рамках теории Глаубера.

**ВВЕДЕНИЕ**

Дискретные симметрии, связанные с отражением пространства (Р) и времени (Т), являются принципиально важными характеристиками фундаментальных взаимодействий. Нарушение СР-инвариантности, обнаруженное в физике каонов [1] и затем В-мезонов [2], совместимо со стандартной моделью и параметризуется СР-нарушающей фазой матрицы смешивания Кабиббо-Кобаяши-Маскавы для трех поколений кварков. При условии выполнения СРТ-симметрии СР-нарушение означает нарушение Т-инвариантности, которое в распадах каонов и В-мезонов сопровождается одновременно нарушением Р-инвариантности. Прямое нарушение Т-инвариантности, не связанное с нарушением СР-инвариантности и предположением о выполнении СРТ симметрии, обнаружено в распадах В-мезонов [3]. Нарушение СР-инвариантности (или Т-инвариантности при условии СРТ симметрии) необходимо для объяснения барионной асимметрии Вселенной [4]. В тоже время в барионных системах эффекты нарушения Т-инвариантности не обнаружены, и в настоящее время имеются только ограничения на величину верхнего предела такого нарушения из экспериментов по измерению электрического дипольного момента (ЭДМ) нейтрона и нейтральных атомов, а также ряда других экспериментов (см., например, обзор [5]). Обнаружение ненулевого ЭДМ будет свидетельствовать об одновременном нарушении Т-инвариантности и Р-четности и в рамках стандартной модели может быть связано с  $\theta$ -членом лагранжиана квантовой хромодинамики.

Наряду с такого рода эффектами интерес представляет также поиск эффектов, в которых Т-инвариантность нарушается, но Р-четность сохраняется (TVPC) [6]. Это неинвариантное относительно обращения времени (Т-нечетное), но сохраняющее пространственную четность (Р-четное) и аромат взаимодействие, впервые введенное Окунем [7], не возникает на фундаментальном уровне в Стандартной Модели, но может быть сгенерировано слабыми ра-

диационными поправками к Т-нечетному Р-нечетному взаимодействию. В этом случае, однако, величина соответствующих наблюдаемых ожидается настолько малой, что они не могут быть измерены при современном состоянии техники эксперимента [5]. Поэтому обнаружение TVPC взаимодействия в ядерных экспериментах фактически будет означать обнаружение физики вне рамок Стандартной Модели. Относительная слабость имеющихся экспериментальных ограничений на величину TVPC эффектов (см. работу [8] и ссылки в ней) дает основание надеяться на то, что эти эффекты могут быть обнаружены на уровне отношения матричных элементов переходов с нарушением Т-инвариантности к матричным элементам сильного взаимодействия  $\alpha_t$  порядка  $\alpha_t \sim 10^{-6}$  [9]. Такое ограничение на величину нуль-тест TVPC сигнала предполагается получить в эксперименте [9], планируемом на COSY, по измерению интегрального сечения взаимодействия поперечно поляризованных протонов с тензорно поляризованными дейтронами при энергии пучка 135 МэВ.

Измерение нуль-тест сигнала нарушения Т-инвариантности [9], очевидно, представляет наибольший практический интерес, так как измерение всего лишь одной наблюдаемой в одном эксперименте позволяет либо обнаружить эффект, либо найти верхнюю границу на его величину. В данной работе мы рассматриваем соотношения, выполняющиеся при условии выполнения Т-инвариантности, между дифференциальными спиновыми наблюдаемыми упругого  $pd$  рассеяния  $A_y$ ,  $P_y$ ,  $K_j$  и оцениваем степень нарушения этих соотношений при учете Т-нечетных Р-четных эффектов [10]. Общим свойством таких соотношений является наличие двух различных наблюдаемых, измеряемых в двух разных экспериментах. Экспериментальная точность, с которой могут быть проверены эти соотношения при прочих равных условиях, скорее всего, ниже, чем точность измерения одной нуль-тест наблюдаемой. Тем не менее, представляет интерес сравнить между собой степень чувствительности этих двух типов экспери-

ментов к величине феноменологических параметров, характеризующих интенсивность нарушения Т-инвариантности. Для расчета спиновых наблюдаемых упругого  $pd$  рассеяния используется теория Глаубера. Соответствующий спиновый формализм упругого  $pd$  рассеяния для Т-четных и Р-четных (сильных) NN-взаимодействий недавно развит в работе [11]. Этот формализм включает полную спиновую зависимость элементарных спиновых амплитуд  $pN$ -рассеяния, а также S-и D-компоненты волновой функции дейтрона. Мы развиваем далее этот формализм и применяем его для расчета коэффициентов передачи поляризации и поляризации частиц в конечном состоянии, а также учитываем вклад Т-нечетных Р-четных NN-взаимодействий.

### ФОРМАЛИЗМ ИНВАРИАНТНЫХ СПИНОВЫХ АМПЛИТУД

Амплитуда перехода  $pd \rightarrow pd$  может быть записана в виде [12]

$$\langle p' \mu', d' \lambda' | T | p \mu, d \lambda \rangle = \varphi_{\mu'}^+ e_{\beta}^{(\lambda')} T_{\beta\alpha} (\vec{p}, \vec{p}', \vec{\sigma}) e_{\alpha}^{(\lambda)} \varphi_{\mu} \quad (1)$$

где  $\varphi_{\mu}$  ( $\varphi_{\mu'}$ ) – паулиевский спинор начального (конечного) протона в состоянии с проекцией спина на ось квантования  $\mu$  ( $\mu'$ ),  $e_{\alpha}^{(\lambda)}$  ( $e_{\beta}^{(\lambda')}$ ) – вектор поляризации начального  $d$  (конечного  $d'$ ) дейтрона в состоянии с проекцией спина  $\lambda$  ( $\lambda'$ ), где  $T_{\beta\alpha}$  – тензор второго ранга ( $\beta, \alpha = x, y, z$ ), каждый элемент которого зависит от начального  $\vec{p}$  и конечного  $\vec{p}'$  импульса протона и содержит матрицы Паули  $\vec{\sigma}$ , то есть является оператором, действующим в спиновом пространстве состояний налетающего протона. При условии выполнения вращательной инвариантности и инвариантности относительно инверсии пространственных координат матричный элемент (1) в общем случае содержит 18 инвариантных амплитуд.

В системе координат с осями  $OX \uparrow \vec{q}$ ,  $OZ \uparrow \vec{k}$ ,  $OY \uparrow \vec{n}$ , где  $\vec{q} = \vec{p} - \vec{p}'$ ,  $\vec{k} = \vec{p} + \vec{p}'$ ,  $\vec{n} = [\vec{k} \times \vec{q}]$ , находим для тензора  $T_{\beta\alpha}$  в самом общем, не зависящем от конкретной динамики случае:

$$\begin{aligned} T_{xx} &= M_1 + M_2 \sigma_y & T_{xy} &= M_7 \sigma_z + M_8 \sigma_x & T_{xz} &= M_9 + M_{10} \sigma_y \\ T_{yx} &= M_{13} \sigma_z + M_{14} \sigma_x & T_{yy} &= M_3 + M_4 \sigma_y & T_{yz} &= M_{11} \sigma_x + M_{12} \sigma_z \quad (2) \\ T_{zx} &= M_{15} + M_{16} \sigma_y & T_{zy} &= M_{17} \sigma_x + M_{18} \sigma_z & T_{zz} &= M_5 + M_6 \sigma_y, \end{aligned}$$

где  $\sigma_x, \sigma_y, \sigma_z$  – матрицы Паули, а  $M_i$  ( $i = 1, \dots, 18$ ) – комплексные амплитуды, определяемые динамикой процесса.

Инвариантность относительно операции обращения времени  $t \rightarrow -t$  (при одновременной перестановке местами начальных и конечных состояний) приводит к следующему требованию

$$T_{\beta\alpha}(\vec{p}, \vec{p}', \vec{\sigma}) = T_{\alpha\beta}(-\vec{p}', -\vec{p}, -\vec{\sigma}). \quad (3)$$

В используемой системе координат требование Т-инвариантности сводится к соотношениям [13]:

$$M_{13} = -M_7, \quad M_{14} = M_8, \quad M_{15} = -M_9, \quad (4)$$

$$M_{16} = -M_{10}, \quad M_{17} = -M_{11}, \quad M_{18} = M_{12}.$$

Такой же результат получается в системе координат с  $OZ \uparrow \vec{p} - \vec{p}'$  [12, 13].

### СООТНОШЕНИЯ Т-ИНВАРИАНТНОСТИ

Исходя из представления (2), в работе [14] были получены выражения для векторной анализирующей способности  $A_y^p$  процесса  $\vec{p} + d \rightarrow p + d$  с поляризованным начальным протоном и поляризации конечного протона  $P_y^p$  в процессе  $p + d \rightarrow \vec{p} + d$  с неполяризованными начальными частицами, и на этой основе при выполнении Т-инвариантности (4) получено известное [15] соотношение

$$P_y^p = A_y^p. \quad (5)$$

Для векторной анализирующей способности  $A_y^d$  реакции с векторно поляризованным дейтроном  $p + \vec{d} \rightarrow p + d$  и векторной поляризации конечного дейтрона  $P_y^d$  в реакции  $p + d \rightarrow p + \vec{d}$  выполняется аналогичное соотношение

$$P_y^d = A_y^d. \quad (6)$$

Это соотношение следует из приводимых ниже формул

$$\begin{aligned} A_y^d &= Tr M S_y M^+ / Tr M M^+ = \\ &= -\frac{2}{\sum_{i=1}^{18} |M_i|^2} \cdot \text{Im} (M_1 M_9^* + M_2 M_{10}^* + M_{13} M_{12}^* + \\ &+ M_{14} M_{11}^* + M_{15} M_5^* + M_{16} M_6^*) \quad (7) \end{aligned}$$

и

$$\begin{aligned} P_y^d &= Tr M M^+ S_y / Tr M M^+ = \\ &= \frac{2}{\sum_{i=1}^{18} |M_i|^2} \cdot \text{Im} (M_1 M_{15}^* + M_2 M_{16}^* + M_7 M_{18}^* + \\ &+ M_8 M_{17}^* + M_9 M_5^* + M_{10} M_6^*) \quad (8) \end{aligned}$$

при выполнении условия (4).

Рассмотрим коэффициенты передачи поляризации  $K_x^z$  и  $K_z^x$ . Используя формализм инвариантных спиновых амплитуд (2), мы можем показать, что в системе координат с осью  $OZ$ , направленной вдоль вектора  $\vec{p} + \vec{p}'$ , при выполнении условий Т-инвариантности (4) выполняются следующие соотношения между коэффициентами передачи поляризации

$$K_x^z(p \rightarrow p) = -K_z^x(p \rightarrow p) \quad (9)$$

$$K_x^z(p \rightarrow d) = -K_z^x(d \rightarrow p) \quad (10)$$

$$K_x^z(d \rightarrow p) = -K_z^x(p \rightarrow d) \quad (11)$$

$$K_x^z(d \rightarrow d) = -K_z^x(d \rightarrow d) \quad (12)$$

Равенство  $K_x^z(p \rightarrow p) = -K_x^x(p \rightarrow p)$  вытекает из следующих соотношений

$$K_x^x(p \rightarrow p) = \text{Tr} M \sigma_z M^+ \sigma_x / \text{Tr} M M^+ = \frac{2}{\sum_{i=1}^{18} |M_i|^2} \cdot \left[ \text{Re}(M_7 M_8^* + M_{13} M_{14}^* + M_{11} M_{12}^* + M_{17} M_{18}^*) - \text{Im}(M_2 M_1^* + M_{10} M_9^* + M_4 M_3^* + M_{16} M_{15}^* + M_6 M_5^*) \right] \quad (13)$$

и

$$K_x^z(p \rightarrow p) = \text{Tr} M \sigma_x M^+ \sigma_z / \text{Tr} M M^+ = \frac{2}{\sum_{i=1}^{18} |M_i|^2} \cdot \left[ \text{Re}(M_7 M_8^* + M_{13} M_{14}^* + M_{11} M_{12}^* + M_{17} M_{18}^*) + \text{Im}(M_1 M_2^* + M_9 M_{10}^* + M_3 M_4^* + M_{15} M_{16}^* + M_5 M_6^*) \right] \quad (14)$$

при условии Т-инвариантности (4).

Аналогично равенство  $K_x^z(d \rightarrow d) = -K_x^x(d \rightarrow d)$  следует из соотношений

$$K_x^x(d \rightarrow d) = \text{Tr} M S_z M^+ S_x / \text{Tr} M M^+ = \frac{2}{\sum_{i=1}^{18} |M_i|^2} \cdot \text{Re}(M_{13} M_{18}^* + M_{14} M_{17}^* - M_{15} M_3^* - M_{16} M_4^*), \quad (15)$$

$$K_x^z(d \rightarrow d) = \text{Tr} M S_x M^+ S_z / \text{Tr} M M^+ = \frac{2}{\sum_{i=1}^{18} |M_i|^2} \cdot \text{Re}(M_7 M_{12}^* + M_8 M_{11}^* - M_3 M_9^* - M_4 M_{10}^*). \quad (16)$$

Следующие выражения

$$K_z^x(p \rightarrow d) = \text{Tr} M \sigma_z M^+ S_x / \text{Tr} M M^+ = \frac{2}{\sum_{i=1}^{18} |M_i|^2} \cdot \left[ \text{Re}(M_{14} M_{16}^* - M_4 M_{17}^* + M_{11} M_6^*) - \text{Im}(M_{13} M_{15}^* + M_3 M_{18}^* + M_{12} M_5^*) \right] \quad (17)$$

$$K_x^z(d \rightarrow p) = \text{Tr} M S_x M^+ \sigma_z / \text{Tr} M M^+ = \frac{2}{\sum_{i=1}^{18} |M_i|^2} \cdot \left[ \text{Re}(M_{10} M_8^* + M_6 M_{17}^* - M_{11} M_4^*) - \text{Im}(M_9 M_7^* + M_{12} M_3^* + M_5 M_{18}^*) \right] \quad (18)$$

приводят к равенству  $K_x^z(p \rightarrow d) = -K_x^x(d \rightarrow p)$ , а выражения

$$K_z^x(d \rightarrow p) = \text{Tr} M S_z M^+ \sigma_x / \text{Tr} M M^+ = \frac{2}{\sum_{i=1}^{18} |M_i|^2} \cdot \left[ \text{Re}(M_7 M_2^* + M_{18} M_{16}^* - M_4 M_{13}^*) - \text{Im}(M_8 M_1^* + M_3 M_{14}^* + M_{17} M_{15}^*) \right], \quad (19)$$

$$K_x^z(p \rightarrow d) = \text{Tr} M \sigma_x M^+ S_z / \text{Tr} M M^+ = \frac{2}{\sum_{i=1}^{18} |M_i|^2} \cdot \left[ \text{Re}(M_2 M_{13}^* + M_{10} M_{12}^* - M_7 M_4^*) - \text{Im}(M_1 M_{14}^* + M_8 M_3^* + M_9 M_{11}^*) \right] \quad (20)$$

дают равенство  $K_x^z(d \rightarrow p) = -K_x^x(p \rightarrow d)$ .

Метод учета Т-нечетных Р-четных NN взаимодействий в упругом  $pd$  рассеянии в рамках однократного рассеяния наряду с сильным взаимодействием, изложен в [14].

При этом сильное  $pN$  взаимодействие рассматривается в полной версии теории Глаубера с учетом однократного и двукратного рассеяния. Здесь мы используем формализм работы [14]. В общем случае Т-нечетные Р-четные NN взаимодействия содержат 18 различных операторов [10]. Для оценки степени нарушения соотношений (5), (6), (9) рассмотрим следующие три типа взаимодействий, исследованных в работе [16]:

$$t_{pN} = h_N \left[ (\vec{\sigma} \cdot \vec{k})(\vec{\sigma}_N \cdot \vec{q}) + (\vec{\sigma}_N \cdot \vec{k})(\vec{\sigma} \cdot \vec{q}) - \frac{2}{3} (\vec{\sigma}_N \cdot \vec{\sigma})(\vec{k} \cdot \vec{q}) \right] / m_p^2 + g_N [\vec{\sigma} \times \vec{\sigma}_N] \cdot [\vec{q} \times \vec{k}] / m_p^2 + g'_N (\vec{\sigma} - \vec{\sigma}_N) \cdot i[\vec{q} \times \vec{k}] [\vec{\tau} \times \vec{\tau}_N]_z / m_p^2 \quad (21)$$

где  $\vec{\sigma}(\vec{\sigma}_N)$  – матрица Паули, действующая на спиновое состояние протона (нуклона  $N = p, n$ ),  $\vec{\tau}(\vec{\tau}_N)$  – соответствующая матрица, действующая на изоспиновое состояние;  $m_p$  – масса протона.

В рамках феноменологических потенциалов мезонных обменов  $g$ -член соответствует обмену заряженным  $\rho$ -мезоном ( $J^{PC} = 1^+, I^G = 1^+$ ). Вклад этого члена, сопровождающегося перезарядкой, в приближении однократного рассеяния равен нулю, так как матричный элемент от изоспинного оператора для этого перехода обращается в ноль. В выражении (21)  $h$ -член отвечает обмену аксиально-векторным мезоном  $h_1$  ( $J^{PC} = 1^{++}, I^G = 0^+$ ), при этом фактор  $h_N$  имеет вид [17]

$$h_N = -i2G_h \bar{G}_h F(q^2) (m_h^2 + \vec{q}^2)^{-1}, \quad (22)$$

где  $G_h$  и  $\bar{G}_h$  – обычная и TVPC константа связи  $hNN$ , соответственно;  $m_h$  – масса  $h_1$ -мезона,  $F(q^2)$  – формфактор в вершине  $hNN$ .

**ЧИСЛЕННЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ**

Численные расчеты для неполяризованного сечения, векторных анализирующих способностей, а также коэффициентов спиновой корреляции, выполненные нами в работе [18] при энергии планируемого эксперимента [9] 135 МэВ, находятся в разумном согласии с имеющимися экспериментальными данными в передней полусфере ( $\theta_{cm} < 30^\circ$ ) и/или результатами фаддеевских расчетов [19, 20]. При этом спиновые амплитуды упругого  $pN$ -рассеяния взяты из базы данных [21], а волновая функция дейтрона отвечает потенциалу CD Bonn [22].

Полученное согласие с экспериментом дает основание надеяться, что при использовании теории Глаубера для учета Т-нечетных эффектов будет получена приблизительно такая же точность, с которой вычислены спиновые наблюдаемые для чисто адронного взаимодействия. Следует отметить, что в отличие от расчета нуль-тест сигнала TVPC взаимодействий  $\tilde{\sigma}$ , который не может быть имитирован Т-четным взаимодействием в начальном и/или конечном состоянии и лишь модулируется сильным взаимодействием за счет соотношения [17]  $\tilde{\sigma} \sim \text{Im} \int dq q^2 M_{pN} t_{pN} S(q)$ , где  $S(q)$  – упругий формфактор дейтрона, TVPC эффекты в дифференциальных спиновых наблюдаемых могут возникать

главным образом за счет интерференции TVPC  $pN$  амплитуд  $t_{pN}$  с амплитудами  $M_s$ , обусловленными сильным  $pN$ -взаимодействием:  $\sim \text{Re} M_s t_{pN}^*$ .

Как показано в работе [14], Т-нечетные амплитуды упругого  $pd$  рассеяния в рассматриваемом здесь приближении однократного рассеяния имеют одинаковую зависимость от факторов  $g_N$  и  $h_N$ . Поэтому далее мы приводим результаты расчета только для  $h$ -члена. Результаты расчетов для величины  $\tilde{\sigma}/\sigma_0$  как функции безразмерной константы  $\phi_h = \bar{G}_h/G_h$  показаны на рисунке 1, (а). Видно, что эта зависимость имеет линейный характер, что является естественным следствием оптической теоремы, используемой здесь для расчета  $\tilde{\sigma}$ . Если минимальная абсолютная величина полного сечения  $\tilde{\sigma}$  (нуль-тест сигнал эксперимента [9]) взаимодействия поперечно поляризованных протонов с тензорно поляризованными дейтронами находится на пределе планируемых возможностей эксперимента TRIC:  $\tilde{\sigma}/\sigma_0 = 10^{-6}$ , то, как следует из приведенного рисунка, ей соответствует ограничение на  $\phi_h$ -константу  $\phi_h < (2-3) \times 10^{-3}$ . Результаты расчета соотношений  $|A_y^p - P_y^p|$ ,  $|K_x^z + K_z^x|$  приведены на рисунке 1, (а-г).

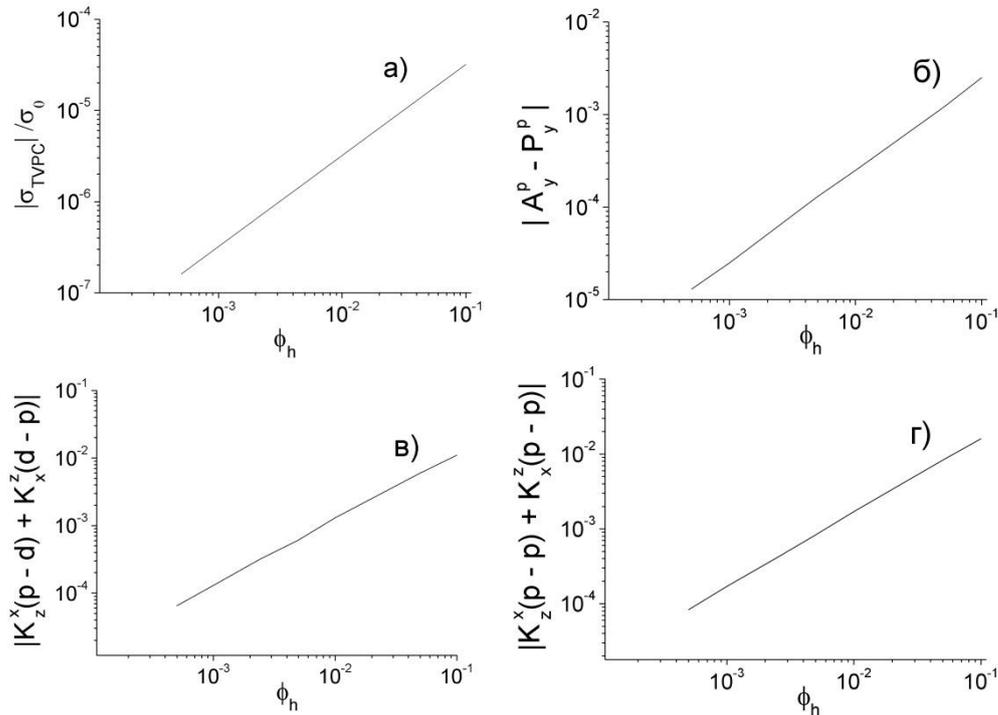


Рисунок 1. Результаты расчетов отношения  $\tilde{\sigma}/\sigma_0$  (а) и комбинаций  $|A_y^p - P_y^p|$  (б),  $|K_x^z(p \rightarrow d) + K_z^x(d \rightarrow p)|$  (в),  $|K_x^z(p \rightarrow p) + K_z^x(p \rightarrow p)|$  (г) для  $h$ -члена в (21) в зависимости от неизвестной константы  $\phi_h$

При этом мы приводим только максимальные значения этих величин, выбранные из результатов расчета угловых зависимостей в передней полусфере, как функции величины  $\varphi_h = \bar{G}_h / G_h$ . Из рисунка видно, что рассматриваемые комбинации линейно растут с ростом  $\varphi_h$ . Такое поведение является следствием доминирования интерференционного вклада  $\sim \text{Re} M_s^* t_{pN}^*$  в рассматриваемых линейных комбинациях спиновых наблюдаемых. Для того, чтобы получить такое же, как при измерении нуль-тест сигнала, ограничение на константу  $\varphi_h < 3 \times 10^{-3}$  из рассматриваемых комбинаций спиновых наблюдаемых, необходимо измерить эти комбинации на уровне  $|A_y^p - P_y^p| = 10^{-4}$ ,  $|K_z^x(p \rightarrow d) + K_z^z(d \rightarrow p)| = 4 \times 10^{-4}$ ,  $|K_z^x(p \rightarrow p) + K_z^z(p \rightarrow p)| = 5 \times 10^{-4}$ .

В заключение, в работе в рамках теории Глаубера проведен анализ соотношений между спиновыми наблюдаемыми упругого  $pd$  рассеяния, выполняющихся при выполнении Т-инвариантности и нарушающихся при наличии Т-нечетных Р-четных NN взаимодействий. Полученные результаты позволяют определить верхнюю границу на величину феноменологической Т-нечетной константы связи, характеризующей интенсивность таких взаимодействий, в зависимости от ожидаемой экспериментальной оценки степени нарушения рассматриваемых соотношений. Полученные результаты сравниваются с аналогичным ограничением на данную константу, соответствующим планируемому нуль-тест эксперименту [9].

**Благодарности.** Мы признательны П.Д. Еверсхайму и Ю. Вальдау за обсуждение деталей эксперимента TRIC.

#### ЛИТЕРАТУРА

- Christenson, J. H. Evidence for the  $2\pi$  Decay of the  $K_2^0$  Meson / J. H. Christenson, J. W. Cronin, V. L. Fitch, R. Turlay // Phys. Rev. Lett. – 1964. – V. 13. – P. 138-140.
- Aubert, B. Observation of CP Violation in the  $B^0$  Meson System / B. Aubert [et al.] // Phys. Rev. Lett. – 2001. – V.87. – 091801.
- Lees, J. P. Observation of Time-Reversal Violation in the  $B^0$  Meson System [Text] / J. P. Lees, V. Poireau, V. Tisserand [et al.] // Phys. Rev. Lett. – 2012. – V. 109. – 211801.
- Сахаров, А. Д. Нарушение CP-инвариантности. C-асимметрия и барионная асимметрия Вселенной [Текст] / А. Д. Сахаров // Письма в ЖЭТФ. – 1967. – Т. 5, № 1. – С. 32-35.
- Беда, А. Г. Современное состояние исследований по проверке Т-инвариантности в нейтрон-ядерных реакциях [Текст] / А. Г. Беда, В. Р. Ской // ЭЧАЯ. – 2007. – Т. 38, № 6. – С. 1477-1516.
- Conzett, H. E. Null tests of time-reversal invariance [Text] / H. E. Conzett // Phys. Rev. C. – 1993. – V. 48. – P. 423-428.
- Окунь, Л. Б. Замечание о CP-четности [Текст] / Л. Б. Окунь // ЯФ. – 1965. – Т. 1. – С. 938-939.
- Simonius, M. Constraints on Parity-Even Time Reversal Violation in the Nucleon-Nucleon System and Its Connection to Charge Symmetry Breaking [Text] / M. Simonius // Phys. Rev. Lett. – 1997. – V. 78. – P. 4161-4164.
- COSY Proposal N 215 [Electronic resource] / P. D. Eversheim, B. Lorentz, Yu. Valdau [et al.] // [http://apps.fz-juelich.de/pax/paxwiki/index.php/Test\\_of\\_Time-reversal\\_Invariance\\_at\\_COSY\\_\(TRIC\)](http://apps.fz-juelich.de/pax/paxwiki/index.php/Test_of_Time-reversal_Invariance_at_COSY_(TRIC)).
- Herczeg, P. The general form of the time-reversal non-invariant internucleon potential [Text] / P. Herczeg // Nucl. Phys. – 1966. – V. 75. – P. 655-658.
- Platonova, M. N. Refined Glauber model versus Faddeev calculations and experimental data for  $pd$  spin observables [Text] / M. N. Platonova, V. I. Kukulin // Phys. Rev. C. – 2010. – V. 81. – 014004.
- Кондратюк, Л. А. Нуклон-дейтронное рассеяние на большие углы и трехбарионные резонансы / Л. А. Кондратюк, Ф. М. Лев, Л. В. Шевченко // ЯФ. – 1981. – Т. 33. – С. 1208-1223.
- Kondratyuk, L. A. Nucleon-deuteron large-angle scattering and three-baryon resonances / L. A. Kondratyuk, F. M. Lev, L. V. Schevchenko // Sov. J. Nucl. Phys. – 1981. – V. 33. – P. 642-650.
- Узиков, Ю. Н. Упругое  $pd$ -рассеяние назад при промежуточных энергиях [Текст] / Ю. Н. Узиков // ЭЧАЯ. – 1998. – Т. 29. – С. 1405-1455.
- Uzikov, Yu. N. Backward Elastic  $pd$  Scattering at Intermediate Energies [Text] / Yu. N. Uzikov // Phys. Part. Nucl. – 1998. – V. 29. – P. 583-605.
- Узиков, Ю. Н. Поиск эффектов нарушения т-инвариантности в спиновых наблюдаемых  $pd$ -рассеяния [Текст] / А. А. Темербаев, Ю. Н. Узиков // Изв. РАН. Сер. физическая. – 2015. – Т. 79, №4. – С. 535-540.
- Uzikov, Yu. N. Searching for T-Invariance Violation Effects in Spin Observables of  $pd$ -Scattering [Text] / A. A. Temerbayev, Yu. N. Uzikov // Bulletin of the Russian Academy of Sciences. Physics. – 2015. – V. 79, №4. – P. 493-498.
- Ohlsen, G. Polarization transfer and spin correlation experiments in nuclear physics [Text] / G. Ohlsen // Rep. Prog. Phys. – 1972. – V. 35. – P. 717-801.
- Beyer, M. Test of time-reversal symmetry in the proton-deuteron system [Text] / M. Beyer // Nucl. Phys. A. – 1993. – V.560. – P. 895-908.
- Uzikov, Yu. N. Test of time-reversal symmetry in the proton-deuteron scattering [Text] / Yu. N. Uzikov, A. A. Temerbayev // In: Proc. XXI Int. Symp. SPIN2014 (in press).
- Узиков, Ю. Н. Спиновые наблюдаемые в  $pd$ -рассеянии и проверка Т-инвариантности [Текст] / А. А. Темербаев, Ю. Н. Узиков // Яд. Физ. – 2015. – Т. 78, №1. – С. 38-46.
- Uzikov, Yu. N. Spin Observables in Proton-Deuteron Scattering and T-Invariance Test [Text] / A. A. Temerbayev, Yu. N. Uzikov // Physics of Atomic Nuclei. – 2015. – V. 78, No. 1. – P. 35-42.

23. Sekiguchi, K. Complete set of precise deuteron analyzing powers at intermediate energies: Comparison with modern nuclear force predictions [Text] / K. Sekiguchi, H. Sakai, H. Witala [et al.] // Phys. Rev. C. – 2002. – V. 65. – 034003.
24. von Przewoski, B. Analyzing powers and spin correlation coefficients for  $p$ - $d$  elastic scattering at 135 and 200 MeV [Text] / B. von Przewoski, H. O. Meyer, J. T. Balewski [et al.] // Phys. Rev. C. – 2006. – V. 74. – 064003.
25. Arndt, R. A. Updated analysis of NN elastic scattering to 3 GeV [Text] / R. A. Arndt, W. J. Briscoe, I. I. Strakovsky and R. L. Workman // Phys. Rev. C. – 2007. – V. 76. – 025209.
26. Machleidt, R. High-precision, charge-dependent Bonn nucleon-nucleon potential [Text] / R. Machleidt // Phys. Rev. C. – 2001. – V. 63. – 024001.

### **$pd$ -ШАШЫРАУДАҒЫ Т-ИНВАРИАНТТЫҚ ЖӘНЕ ОНЫ БҰЗУДЫҢ МҮМКІНДІГІ**

<sup>1)</sup> Ибраева Е.Т., <sup>2)</sup> Темербаев А.А., <sup>3)</sup> Узиков Ю.Н.

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

<sup>2)</sup> Л.Н. Гумилев атындағы Еуразия Ұлттық Университеті, Астана, Қазақстан

<sup>3)</sup> Біріккен ядролық зерттеу институты, Дубна, Ресей

Уақыттың теріс бағытына бұрылуы да кеңістік жұптықтың сақталуы жөнінде инварианттықтың ықтимал бұзуын есепке алатын протондардың дейтронмен серпімді шашырауындағы ақырғы бөлшектердің поляризацияны беретін коэффициенттер, векторлық талдау қабілеттіліктері және поляризацияларын есептейтін формализм дамытылды. Т-тақ Р-жұп нуклон-нуклондық әсерлесу қосылса, дифференциалды спиндік байқау мөлшерлерінің арасындағы Т-инварианттық байланыстар бұзылады. Осы байланыстарды бұзудың дәрежесі Глаубер теориясындағы феноменологиялық Т-тақ нуклон-нуклондық әсерлесу арқылы зерттеледі.

### **T-INVARIANCE AND POSSIBILITY OF ITS VIOLATION IN $pd$ -SCATTERING**

<sup>1)</sup> E.T. Ibraeva, <sup>2)</sup> A.A. Temerbayev, <sup>3)</sup> Yu.N. Uzikov

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

<sup>2)</sup> L.N. Gumilyov Eurasian National University, Astana, Kazakhstan

<sup>3)</sup> Joint Institute for Nuclear Research, Dubna, Russia

The formalism was developed for calculating the polarization transfer coefficients, vector analyzing power and polarization of the final particles in elastic scattering of protons by deuterons with the possible violation of time reversal invariance but the spatial parity conservation. Relations imposed by the T-invariance on the differential spin observables are violated when considering T-odd P-even nucleon-nucleon interactions. The degree of violation of these relations is studied using the phenomenological T-odd nucleon-nucleon interactions in the framework of the Glauber theory.

УДК 621.039.05

**ОПЫТ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДИК BEPU (BEST ESTIMATE PLUS UNCERTAINTY – УЛУЧШЕННАЯ ОЦЕНКА ПЛЮС НЕОПРЕДЕЛЕННОСТЬ) В КАЗАХСТАНЕ****Зверев В.В., Мукенева С.А., Перепелкин Д.И., Скопченко М.Е., Тур Е.С., Цынгаев В.М.***Национальный ядерный центр РК, Курчатов, Казахстан*

Собраны и систематизированы данные по результатам тестовых расчетов и расчетные математические модели, достоверно описывающие ход процессов, сопровождающих «типовую» аварию типа LOCA на водо-водяных реакторах. Собраны и систематизированы расчетные данные по оценкам аварий типа LOCA на водо-водяных реакторах при различных значениях вероятностного распределения исходных параметров, определяемого спецификой эксплуатации реактора в Казахстане. Приведены результаты сравнительного анализа оценки безопасности одного из проектов АС предлагаемых для реализации в Казахстане, в части аварий типа LOCA, выполненной с помощью методик улучшенной оценки с учетом неопределенностей, с оценкой, декларируемой разработчиком проекта.

**ВВЕДЕНИЕ**

Важное место в расчетных обоснованиях безопасности АЭС занимает рассмотрение аварий типа LOCA, то есть аварий, связанных с потерей теплоносителя первого или второго контуров водо-водяных реакторов, вызванной разрывом циркуляционных трубопроводов вплоть до разрывов полным сечением. Такого рода расчеты аварий сопряжены с большим количеством исходных параметров и на начальном этапе развития атомной электроэнергетики считались весьма сложными и трудоемкими.

С развитием электронно-вычислительной техники и появлением возможностей обсчета математических моделей на ЭВМ с помощью специально разработанных расчетных кодов работа проектировщиков несколько упростилась. Появилась возможность проведения расчетов вышеуказанных аварий при варьируемых исходных параметрах, применяя их вероятностные распределения, что, в принципе, позволило отойти от строго консервативного подхода при анализе безопасности АЭС, а значит, сократить расходы на строительство и эксплуатацию атомных станций при сохранении заданного уровня их безопасности. Такой подход – применение улучшенных расчетных методик с учетом неопределенностей исходных параметров – получил название Best Estimate plus Uncertainty (Наилучшая оценка плюс Неопределенность, BEPU). Активные исследования в обоснование применимости BEPU в анализе безопасности проектов реальных АЭС уже более трех десятков лет ведутся учеными и проектировщиками во многих странах, имеющих атомную энергетику и занимающихся проектированием и строительством АЭС. В последние годы к числу этих стран примыкают и специалисты из государств, которые только начали или планируют развитие своих собственных атомно-энергетических отраслей. И у них есть достаточная уверенность в том, что в результате их работы МАГАТЭ и национальные регуляторные органы внедрят такой подход в свои практики.

Для выполнения как поверочных, экспертных расчетов в обоснование безопасности проектов атомных станций с водо-водяными реакторами, разработанных сторонними проектировщиками, так и конструкторских расчетов в составе собственных казахстанских проектов, необходимо иметь соответствующий инструментарий в виде программных средств. В связи с этим овладение специалистами Казахстана средствами BEPU и оценка влияния особенностей проектирования, сооружения и эксплуатации в условиях Казахстана на результаты, получаемые этими средствами, представляется достаточно актуальными. Приобретение навыков и приемов работы с кодами улучшенной оценки, а также возможное участие в работах по их развитию, позволит казахстанским специалистам принимать участие в проектировании надежных и безопасных АС и проводить проверку безопасности создаваемых атомных объектов, выполняемых по зарубежным проектам.

В рамках научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» в 2012-2014 гг. проводились расчётно-теоритические исследования обоснованности возможности смягчения некоторых критериев безопасности АЭС в условиях эксплуатации в Казахстане, базирующегося на результатах применения расчетных методик улучшенной оценки с учетом неопределенностей (методик BEPU). Цель исследования заключалась в повышении эффективности расчетного моделирования систем безопасности водо-водяных реакторов, предполагаемых к строительству в Казахстане. Исследование проводилось в три этапа. Описание задач исследования и результаты их реализации для каждого этапа приведены в трех последующих пунктах.

**ТЕСТОВЫЕ РАСЧЕТЫ И ОЦЕНКА ФАКТОРОВ, СПЕЦИФИЧНЫХ ДЛЯ КАЗАХСТАНА**

Цель исследований по первому этапу работ состояла в верификации (подтверждении адекватности) расчетного моделирования аварийных ситуаций

и развития аварий на атомной станции в целом и/или ее системах с помощью методик BEPU, и в оценке факторов, являющихся специфичными для Казахстана, которые могут влиять на результаты расчетов по этим методикам.

Основные задачи исследований в рамках этого этапа:

- проведение расчетного моделирования экспериментов описывающих различные термогидравлические аспекты аварий типа LOCA на АС;

- выявление и анализ факторов, определяющих специфику Казахстана, которые могут влиять на результаты расчетов по методикам BEPU.

По первой задаче была собрана и систематизирована информация по семи экспериментальным стендам (CCTF, LOFT, BETHSY, PKL, LOBI, SEMISCALE, UPTF), на которых моделировались термогидравлические явления и процессы, происходящие на различных стадиях аварий типа LOCA на водо-водяных реакторах. Систематизация этой информации показала, что: 1) в мире было выполнено большое количество экспериментов, имитирующих процессы протекания аварий на легководных реакторах; 2) эти эксперименты охватывали широкий спектр разнообразных термогидравлических явлений; 3) на основе этих экспериментов проводились работы по валидации и верификации многих расчетных кодов; 4) однако, не вся доступная для казахстанских специалистов информация была бы полностью пригодна для успешного моделирования этих экспериментов.

Собранная информация была проанализирована по ряду критериев (достаточность и пригодность информации для расчетного моделирования, полнота проявления отдельных фаз LOCA и отдельных термогидравлических явлений на стенде). В качестве фаз LOCA рассматривались фазы истечения, восполнения и залива, а в качестве термогидравлических явлений, следующие: 1) истечение потока, 2) разделение фаз, 3) смешивание и конденсация во время впрыска, 4) пустотность в объеме АЗ и распределение потока, 5) байпас и проникновение системы аварийного охлаждения реактора (САОР), 6) ограничения противотока, 7) паровое связывание, 8) формирование водяного слоя в верхней камере смешения (ВКС), 9) теплообмен в АЗ, 10) распространение фронта резкого охлаждения, 11) захват в АЗ и в ВКС, 12) возврат жидкости в АЗ и в ВКС, 13) поведение насосов для одно- и двухфазных жидкостей, 14) эффекты неконденсирующихся газов. Для нахождения взаимосвязи между термогидравлическими явлениями и испытательными стендами, а также между испытательными стендами и фазами LOCA была задана трехуровневая шкала (от 0 до 2). При суммировании рангов проявления отдельных явлений на отдельных испытательных стендах (рисунок 1) было получено, что наибольшее количество

явлений было реализовано на стендах UPTF (ранг 18) и LOFT (ранг 17). С точки зрения проявления отдельных фаз на испытательных стендах, максимальные результаты при перекрестном анализе показали стенды LOFT и SEMISCALE (ранг 6 для каждого). Таким образом, принимая также во внимание критерий доступности информации по испытательным стендам, результатом анализа собранной информации стал выбор экспериментальных данных полученных на стенде LOFT как наиболее пригодных для проведения тестовых расчетов на кодах улучшенной оценки аварий типа LOCA.

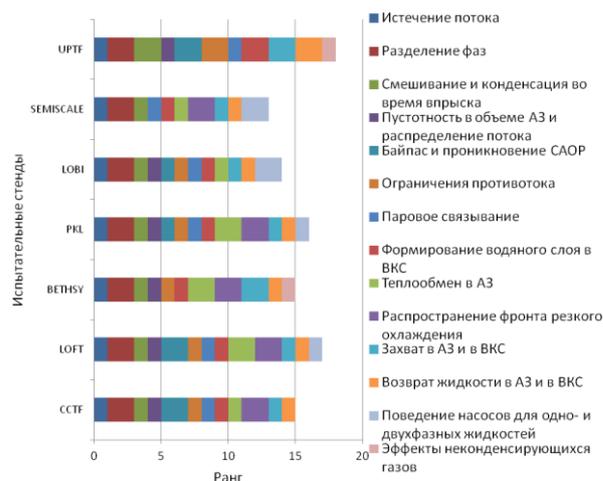


Рисунок 1. Результаты ранжирования отдельных явлений на отдельных испытательных стендах

На основе данных [1, 2] по стенду LOFT были подготовлены исходные данные, необходимые для расчета, была составлена расчетная модель, и был проведен расчет параметров стационарного режима эксплуатации стенда с помощью кода BEPU. Эти параметры, в свою очередь, послужили исходными данными для проведения тестовых расчетов переходных процессов, сопровождающих протекание рассмотренной на стенде аварии с 25 % разрывом холодной ветви теплоносителя с работой систем впрыска высокого и низкого давления, а также работы системы впрыска из накопителя.

Сравнение полученных расчетных результатов с результатами измеренными при моделировании аварии на испытательных стендах показало хорошее соответствие расчетных параметров экспериментальным – то есть такие параметры, как давление в первом и втором контуре, расход течи в сечении разрыва, расход запасов теплоносителя (например, рисунок 2) и значения впрыска при аварийном охлаждении активной зоны были спрогнозированы достаточно точно, что указывает как на адекватный выбор кода BEPU для расчетов, так и на достаточную детализацию моделирования.

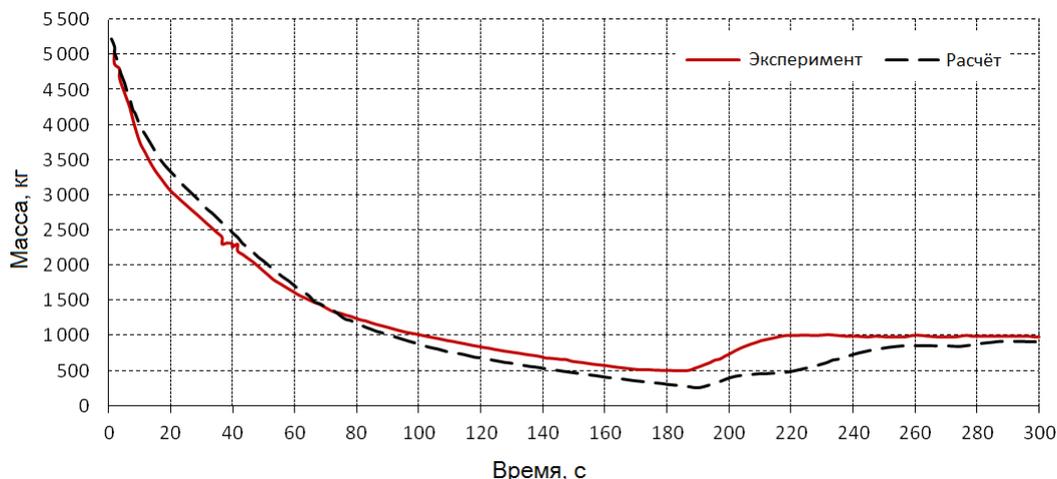


Рисунок 2. Сравнение экспериментальных значений по запасу массы теплоносителя первого контура с расчетными

По второй задаче в первую очередь была собрана информация по основным источникам неопределенностей, которые могут проявиться при расчетах с помощью кодов улучшенной оценки. Эти источники сведены в пять основных групп: неопределенности кода, представление неопределенности, масштабирование, неопределенности АЭС, эффект пользователя.

Далее был сформирован перечень тех политических, экономических, социокультурных и технологических аспектов (групп факторов), что могут воздействовать на проявление этих неопределенностей при расчетах с помощью кодов ВЕРУ, с учетом специфики проявления этих факторов в Казахстане. В результате анализа этих факторов были выявлены наиболее значимые из них. Было получено, что факторы из групп политических и социокультурных аспектов оказывают наибольшее влияние на правильность задания исходных данных для расчетов по методикам улучшенной оценки. В качестве наиболее значимого по степени влияния на проявление исходных данных для расчетов по методикам улучшенной оценки был определен фактор «Система и качество образования» (группа социокультурных).

Для каждого из выявленных факторов были сформулированы рекомендации по смягчению их влияния на проявление исходных данных при расчетах аварий типа LOCA, которые, в общем, сводятся: к организации национальных профильных экспертных групп; к организации технической кооперации по проведению расчетов с помощью кодов ВЕРУ с привлечением иностранных независимых экспертных организаций; к проведению работ по созданию национальных нормативных документов, регулирующих использование кодов улучшенной оценки.

#### РАСЧЕТЫ ПО УПРОЩЕННОЙ МОДЕЛИ

Цель исследований второго этапа (2013 г.) состояла в анализе факторов, оказывающих наибольшее влияние на результаты оценки аварий типа LOCA на водо-водяных реакторах, на основании расчетов по

упрощенной модели при различных значениях вероятностного распределения исходных параметров.

Основные задачи исследований в рамках этого этапа заключались в:

- проведении расчетного моделирования аварий с потерей теплоносителя для упрощенной схемы водо-водяного реактора при различных значениях вероятностного распределения исходных параметров;
- выявлении и анализ факторов, оказывающих наибольшее влияние на результаты расчетного моделирования;
- выработке рекомендаций по применению в Казахстане расчетных методик улучшенной оценки с учетом неопределенностей для обоснования безопасности АЭС.

При этом проведены сбор и систематизация информации по основным компонентам водо-водяных реакторов, используемым при моделировании аварий с потерей теплоносителя. В ходе систематизации получено, что в качестве основных компонентов реакторов, которые используются при моделировании аварии типа LOCA, в первую очередь нужно рассматривать элементы конструкции, входящие в состав первого и второго контуров системы охлаждения, такие как парогенераторы, насосы, корпус реактора, подводные и отводящие трубопроводы и т.д. Собранная информация включала в себя назначение компонентов, их материальный состав, размеры, расположение, параметры и режимы работы в нормальных условиях эксплуатации и при авариях.

На основе собранной информации была разработана упрощенная модель водо-водяного реактора для расчета аварий с потерей теплоносителя. Составлены расчетная схема и описание характеристик основных элементов модели. В схему были включены: модель реактора, одна «аварийная» циркуляционная петля с главным циркуляционным насосом (ГЦН) и компенсатором давления и две рабочих петли с ГЦН (пример одной из петель приведен на ри-

сунке 3), система аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ) низкого и высокого давления, парогенераторы, паропроводы, системы подпиточной воды парогенераторов, имитатор турбины и запорная арматура. Каждый из представленных элементов оборудования описывался значительным количеством объемов, подробно отражающих геометрические особенности модели, достаточным для корректного моделирования тепло-гидравлических явлений, наблюдаемых при авариях с потерей теплоносителя. Там где необходимо, задавались граничные условия и тепловые структуры, уставки срабатывания запорной арматуры. Поскольку для инициации расчетов переходных процессов необходимо задать удовле-

творительные начальные условия, были проведены расчеты для стационарного режима, и выполнена проверка того, что результаты, полученные с помощью модели, соответствуют параметрам реальной работающей на номинальной мощности АС. Сначала эти расчеты выполнялись отдельно для каждой крупной части модели (реактор, петля первого контура, второй контур парогенератора, и пр.), а затем и для модели в целом. Смоделирована и проверена работа системы управления, включающей функции управления уровнем жидкости в парогенераторе, давлением и уровнем жидкости в компенсаторе давления.

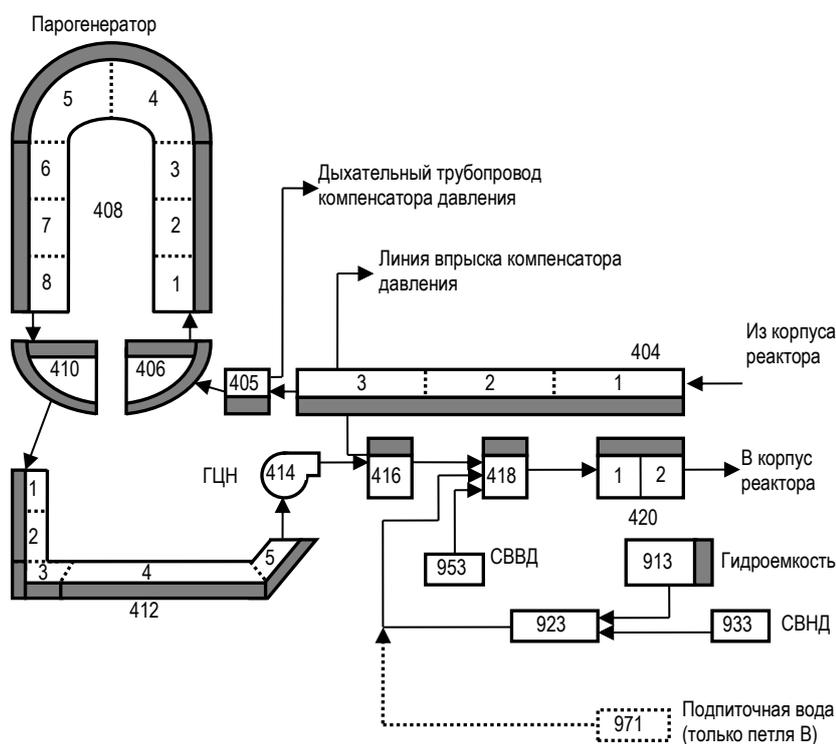


Рисунок 3. Пример нодализации петли первого контура

Затем была осуществлена разработка сценария аварии с потерей теплоносителя на водо-водяном реакторе. Выбрана авария с потерей теплоносителя большой течью. Описан характер протекания такой аварии и выделены ключевые термогидравлические явления, возникающие при переходных процессах, сопровождающих протекание. Определена последовательность и длительность событий для аварии с большой течью для разработанной модели с фиксированными номинальными параметрами.

Далее был сформирован массив исходных параметров и характера их вероятностного распределения для разработанной модели. Сформирован также набор значений начальных и граничных условий (включая их диапазоны). Рассмотрены такие величины как давление, расход, температура жидкости, па-

дение давления, уровни воды и мощности, свойства материалов в различных объемах петель.

Проведены расчеты и выполнен анализ чувствительности результатов расчетов к заданию исходных параметров. Для расчетов из нескольких вероятностных методов оценки неопределенностей [3-6], была выбрана методология GRS. В рамках этой методологии по формуле Уилкса [7, 8] определено количество расчетов (запусков), необходимое для удовлетворения требований к оценке допуска и доверительному интервалу для выбранного выходного параметра (максимальной температуры оболочки твэла, давления теплоносителя, массового расхода). Для каждого запуска была сгенерирована выборка случайных значений входных параметров, лежащих в заданных

диапазонах, в рамках заданных же законов их вероятностного распределения.

Полученные с применением методики BEPU результаты для аварии с потерей теплоносителя показали, что в процессе протекания аварии даже в предположении дополнительных отказов систем охлаждения максимальный проектный предел повреждения твэлов по температуре их оболочек (1200 °С) не будет превышен, хотя максимальные температуры оболочек и будут близки к данному пределу (например, см. рисунок 4).

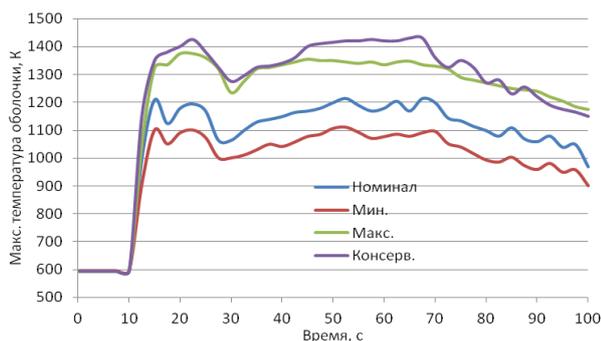


Рисунок 4. Результаты расчетов двусторонней оценки пределов (по схеме 95 %/95 %) и расчета с номинальными параметрами в сравнении с результатами консервативного расчета для сценария запроектной аварии

Результаты анализа чувствительности показали, что наибольшее влияние на максимальную температуру оболочки твэла будет иметь параметр «Мощность после аварийного останова» (98 °С), а второе по значимости влияние будет вызвано изменением параметра «Местное сопротивление в дыхательном трубопроводе компенсатора давления» (47 °С), причем оба параметра имеют «прямое» влияние (увеличение входного параметра приводит к увеличению выходного).

Для проверки влияния местных условий на результаты расчета максимальных температур оболочек по методу GRS был проведен цикл из дополнительных расчетов, в котором диапазоны ряда входных параметров были расширены по сравнению с диапазонами заданными проектировщиком. Из результатов расчета было видно, что прирост температуры ввиду влияния местных условий может составить 120-150 °С, а это значило, что температуры оболочек оказываются весьма близкими к температурам начала их плавления, и отсюда следовало, что влиянием местных условий пренебречь нельзя.

Также были представлены рекомендации по применению в Казахстане расчетных методик улучшенной оценки с учетом неопределенностей для обоснования безопасности АЭС. Так были определены те шаги, которые необходимо выполнять для использования таких методик в РК в рамках действующего законодательства:

- сбор сведений о физических моделях анализируемых процессов и об основных физических явлениях, определяющих протекание этих процессов;
- выбор и описание математических моделей использованных в термогидравлическом коде, определение замыкающих соотношений, описание использованной схемы нодализации и численного метода решения;
- описание использованных в математических моделях допущений и упрощений;
- определение области применения кода. Обоснование возможности использования кода для выполняемых анализов;
- сбор сведений об экспериментальных установках, стандартных задачах и процессах, для которых проводились верификационные расчеты по данному коду. Представление статуса этих расчетов (пост- или предтестовые и т.п.). Описание полученных результатов;
- разработка сценариев аварий. Формирование массива исходных данных для расчетов. Обоснование выбора диапазонов и функций плотности вероятности (ФПВ) для исходных параметров с учетом казахстанской специфики;
- выполнение ряда расчетов для каждого сценария аварий с использованием методик учета неопределенностей исходных данных;
- выполнение анализ чувствительности результатов расчетов к неопределенности исходных условий и параметров для всех этапов развития аварии. Исходя из анализа чувствительности – определение тех значений, с которыми результаты расчета будут показывать наихудший результат. На основании этих значений – проведение консервативного расчета (или ряда расчетов).

#### ОЦЕНКА БЕЗОПАСНОСТИ ОДНОГО ИЗ ПРОЕКТОВ АС, ПРЕДЛАГАЕМЫХ ДЛЯ РЕАЛИЗАЦИИ В КАЗАХСТАНЕ

Целью исследований заключительного, третьего этапа (2014 г.) было сравнение оценки безопасности одного из проектов АС, предлагаемых для реализации в Казахстане (на примере реактора ВБЭР-300), в части аварий типа LOCA, выполненной с помощью методик BEPU, с оценкой, декларируемой разработчиком проекта.

Основные задачи исследований в рамках этого этапа:

- проведение расчетного моделирования аварий с потерей теплоносителя на примере проекта АС с реактором ВБЭР-300;
- сравнительный анализ оценки безопасности проекта АС, полученной с помощью методик улучшенной оценки с учетом неопределенностей, с оценкой, заявленной разработчиком проекта.

В ходе указанных работ выполнены сбор и систематизация информации по компонентам проекта АС с реактором ВБЭР-300, используемым при моде-

лировании аварий с потерей теплоносителя. В ходе систематизации получено, что в качестве основных компонентов реакторов, которые используются при моделировании аварии типа LOCA, в первую очередь нужно рассматривать элементы конструкции, входящие в состав первого и второго контуров системы охлаждения, такие как парогенераторы, насосы, корпус реактора, подводящие и отводящие трубопроводы и т.д. Собранный информация включала в себя назначение компонентов, их материальный состав, размеры, расположение, параметры и режимы работы в нормальных условиях эксплуатации и при авариях. Блочное исполнение ВБЭР-300 отличается от реакторных установок действующих АЭС отсутствием протяженных трубопроводов большого диаметра главного циркуляционного контура. При этом все корпуса основного оборудования установки – реактора, парогенераторов, главных циркуляционных насосов – свариваются между собой, образуя единый интегрированный корпус реакторного блока.

Была разработана модель ВБЭР-300 для расчета аварий с потерей теплоносителя. Проводилось составление расчетной схемы и описание характеристик основных элементов модели. В схему были включены: модель реактора, циркуляционные петли с ГЦН и компенсатором давления, САОЗ низкого и высокого давления, парогенераторы, паропроводы, системы подпиточной воды парогенераторов, имитатор турбины и запорная арматура. Представленные элементы оборудования задавались достаточным для корректного моделирования тепло-гидравлических явлений количеством объемов. Были заданы граничные условия и тепловые структуры, уставки срабатывания запорной арматуры. Были проведены расчеты для стационарного режима; смоделирована и проверена работа системы управления.

Далее была осуществлена разработка сценария аварии с потерей теплоносителя на водо-водяном реакторе. Выбрана максимальная проектная авария (МПА) с наихудшими радиационными последствиями – авария разрыва трубопровода отвода пара от кассеты ПГ. Описан характер протекания такой аварии и выделены ключевые термогидравлические явления, возникающие при переходных процессах, сопровождающих протекание.

Затем проводились работы по формированию массива исходных параметров и характера их вероятностного распределения. Были рассмотрены такие величины как давление, расход, температура жидкости, падение давления, уровни воды и мощности, свойства материалов в различных объемах петель, состав летучих радиоизотопов в топливе, выход этих радиоизотопов из топлива в теплоноситель, скорость утечки радиоизотопов через неплотности в защитной оболочке, распространение радиоактивных выбросов в атмосфере.

Проведены расчеты и выполнен анализ чувствительности результатов расчетов к заданию исходных параметров. Сравнительный анализ результатов расчета эффективной дозы для выбранной проектной аварии показал (рисунок 5), что результаты полученные проектировщиком реакторной установки оказались менее консервативны, поскольку они были основаны на исходных данных и методиках, не учитывающих специфику казахстанских условий.

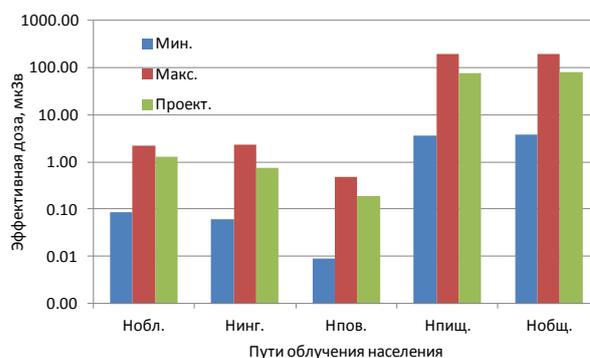


Рисунок 5. Результаты расчетов двусторонней оценки пределов (по схеме 95%/95%) в сравнении с результатами расчета проектировщиков для сценария МПА

Результаты анализа чувствительности показали, что наибольшее влияние на эффективную дозу облучения имеют следующие параметры: коэффициенты учитывающие условия выхода газо-воздушной смеси из устья источника выброса, скорость оседания веществ в атмосферном воздухе, местное сопротивление в разорванном трубопроводе отвода пара, разность между температурой выбрасываемой газо-воздушной смеси и температурой окружающего атмосферного воздуха.

Сравнение результатов расчета доз, полученных проектировщиком, с результатами, полученными с помощью современных термогидравлических кодов в совокупности с использованием методик учета неопределенностей и оценки чувствительности, значения диапазонов и ФПВ исходных данных для этих кодов, заданные проектировщиком РУ исходя из опыта работы подобных установок в условиях его страны, оказались менее консервативны, чем если бы проектировщик учитывал специфику казахстанских условий. Отсюда следует, что влиянием местных условий пренебрегать нельзя, и что выбор консервативных значений параметров следует принимать на основании анализа чувствительности.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Моделирование развития тяжелой аварии на АС относится к задачам высокой сложности, которая может быть сформулирована как задача нестационарного тепло-массообмена с химическими реакциями в неравновесной системе с тремя агрегатными состояниями вещества и изменяющейся топологией. Как инструмент анализа для системного проектиро-

вания и разработки организационно-технических мероприятий на случай тяжелой аварии используется набор компьютерных кодов, в том числе современных кодов улучшенной оценки.

Использование кодов улучшенной оценки позволяет определить прогноз развития выбранных сценариев аварии, эффективность систем безопасности, рассчитать условия протекания аварии и работу оборудования, определить временные характеристики аварийной последовательности для разработки концепции управления аварией и подготовки персонала, рассчитать радиационные последствия аварии и обосновать безопасность АЭС.

В рамках темы в 2012-2014 гг. были выбраны такие эксперименты на интегральных испытательных стендах, которые наиболее пригодны для освоения кодов ВЕРУ. На основе этого выбора, проведены тестовые расчеты для проверки корректности работы программ, а также для оценки влияния точности задания исходных данных и выбора математических моделей для описания процессов на результаты расчетного моделирования работы оборудования АС для «типовой» аварийной ситуации. Выявлены и проанализированы факторы, оказывающие наибольшее влияние на результаты расчетного моделирования. Проведена систематизация расчетных данных по оценкам аварий типа LOCA на водо-водяных реакторах при различных значениях вероятностного распределения исходных параметров, определяемого спецификой эксплуатации реактора в Казахстане. Сформирован перечень обоснованных рекоменда-

ций по применению в Казахстане расчетных методик улучшенной оценки с учетом неопределенностей для обоснования безопасности АЭС. Проведен сравнительный анализ оценки безопасности одного из предлагаемых для реализации в Казахстане проектов АС, выполненной с помощью методик улучшенной оценки с учетом неопределенностей, с оценкой, декларируемой разработчиком проекта. Выяснилось, что результаты полученные проектировщиком реакторной установки могут оказаться менее консервативными, поскольку они основаны на исходных данных и методиках, не учитывающих специфику казахстанских условий.

Программой «Развитие атомной отрасли в Республике Казахстан на 2011-2014 годы с перспективой развития до 2020 года» предусмотрена возможность сооружения в Казахстане трех атомных станций. При этом предполагается, что уже в период 2015-2020 гг. организацию разработки и проектирования АЭС и других объектов атомной отрасли Республика Казахстан будет осуществлять собственными силами за счет создания специализированных проектно-конструкторских предприятий атомной отрасли. Практическая наработка навыков и приемов работы с кодами улучшенной оценки для анализа безопасности конкретных разработок атомно-энергетических объектов, участие в работах по их развитию, позволит отечественным специалистам проектировать надежные и безопасные АС, а также проводить проверку безопасности создаваемых объектов, выполняемых по зарубежным проектам.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Reeder, D.L. LOFT System and Test Description (5.5-ft Nuclear Core LOCEs). NUREG/CR-0247. TREE-1208 / D.L. Reeder. – Washington: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1978.
2. Kee, E.J. LOFT Input Data Deck for RELAP5. EGG-LOFT-5199 / E.J. Kee, P.J. Schally, L. Winters. – Washington: U.S. Nuclear Regulatory Commission, 1980.
3. Best estimate safety analysis for nuclear power plants: uncertainty evaluation : IAEA safety reports series / International Atomic Energy Agency. – Вып. № 52. – Vienna : IAEA, 2008. – ISBN 978-92-0-108907-6.
4. Boyack, B. Quantifying reactor safety margins / B. Boyack [et al.] // Nuclear Engineering and Design. – 1990. – Vol. 119, № 1. – P. 1-117.
5. Glaeser, H. GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications / H. Glaeser // Science and Technology of Nuclear Installations. – 2008. – Vol. 2008.
6. Report of the uncertainty methods study for advanced best estimate thermal hydraulic code applications. NEA/CSNI/R(97)35 / Group of Experts of the NEA/CSNI. – Paris : OECD, 1998.
7. Wilks, S.S. Determination of sample sizes for setting tolerance limits / S.S. Wilks // Annals of Mathematical Statistics. – 1941. – Vol. 12, № 1. – P. 91-96.
8. Wilks, S.S. Statistical prediction with special reference to the problem of tolerance limits / S.S. Wilks // Annals of Mathematical Statistics. – 1942. – Vol. 13, № 4. – P. 400-409.

**BEPU (BEST ESTIMATE PLUS UNCERTAINTY – ЖАҚСАРТЫЛҒАН БАҒАЛАУ ПЛЮС)  
ӘДІСТЕМЕСІН ҚАЗАҚСТАНДА ҚОЛДАНУ ТӘЖІРИБЕСІ**

**Зверев В.В., Мукенева С.А., Перепелкин Д.И., Скопченко М.Е., Тур Е.С., Цынгаев В.М.**

*ҚР Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов, Қазақстан*

Су-сулы реакторлардағы LOCA типтес «типтік» апаттарға ілесе жүретін процестердің барысын егжей-тегжейлі сипаттайтын тестілік есептеулер нәтижелері жөніндегі деректер мен есептік математикалық модельдер жиналды және жүйелендірілді. Реакторды Қазақстанда пайдаланудың ерекшелігімен анықталатын су-сулы реакторлардағы бастапқы параметрлердің ықтимал бөлінуінің әртүрлі шамаларындағы LOCA типтес апаттарды бағалау жөніндегі есептік деректер жиналды және жүйелендірілді. Қазақстанда іске асыруға ұсынылған АС жобаларының бірінің, LOCA типтес апаттар жағынан, жақсартылған бағалау әдістемесінің көмегімен белгісіздіктерді ескере отырып, жоба әзірлеушісімен декларацияланған бағалана отырып орындалған қауіпсіздігін бағалаудың салыстырмалы талдау нәтижелері келтірілді.

**EXPERIENCE IN BEPU METHOD APPLICATION  
(BEST ESTIMATE PLUS UNCERTAINTY) IN KAZAKHSTAN**

**V.V. Zverev, S.A. Mukeneva, D.I. Perepelkin, M.E. Skopchenko, E.S. Tur, V.M. Tsyngaev**

*National Nuclear Center of RK, Kurchatov, Kazakhstan*

Data upon test calculation results and calculation mathematical model results were gathered and organized, adequately describing processes running during “typical” accident of LOCA type at water-cooled reactors. Computation data were gathered and organized upon accident assessment of LOCA type at water-cooled reactors at different values of initial parameter density distribution defined by reactor operation principle in Kazakhstan. Safety evaluation was made by BEPU method for one of NPP projects proposed to be realized in Kazakhstan. Comparison analysis results between this evaluation and evaluation declared by the project developer for LOCA type accident are presented.

УДК 621.039.05

## ТЕХНОЛОГИИ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ И НЕКОТОРЫМИ РАО ПЕРСПЕКТИВНЫХ ДЛЯ КАЗАХСТАНА ИННОВАЦИОННЫХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ С ТЯЖЕЛЫМ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Зверев В.В., Тур Е.С., Цынгаев В.М.

*Национальный ядерный центр РК, Курчатов, Казахстан*

В работе приведены результаты исследований возможных технологий обращения с ОЯТ и РАО перспективных для Казахстана быстрых реакторов с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями. Показано, что такие технологии будут соответствовать современным тенденциям безопасной атомной энергетики. Хранение ОЯТ и РАО этих быстрых реакторов может проводиться «сухим» способом, при этом охлаждение контейнеров будет производиться путем естественной конвекции воздуха, а утилизируемый затвердевший радиоактивный теплоноситель, заполняющий полость контейнера, будет служить дополнительным барьером выходу радиоактивности в окружающую среду.

### ВВЕДЕНИЕ

Согласно опубликованным сценариям развития мирового сообщества, на период до 2050 года глобальное потребление первичной энергии возрастет в среднем в 2,5 раза, а потребности в электроэнергии в среднем в 4,7 раза. Такое повышение глобального спроса на электроэнергию в ближайшие 50-100 лет можно будет удовлетворить с помощью атомной энергетики, а именно надежных и безопасных реакторов нового IV поколения, которые будут свободны от недостатков своих предшественников и будут обеспечены неисчерпаемыми сырьевыми ресурсами собственной наработки. Пока таких реакторных систем еще нет; работа над ними только началась и ведется в рамках международных проектов Поколение IV и ИНПРО, участником которых в настоящее время становится и Казахстан.

К реакторам поколения IV относятся быстрые реакторы с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями (ТЖМТ), такими как свинец и эвтектика свинец-висмут (СВТ). Помимо того, что такие реакторы будут использовать практически весь природный уран, они в большей степени удовлетворяют требованиям обеспечения безопасности по сравнению с ныне действующими установками.

Эвтектика свинец-висмут и свинец при рабочих температурах слабо реагируют с компонентами воздуха и воды; эти процессы взрыво-пожаробезопасны. Образующиеся продукты реакции - оксиды теплоносителя, независимо от их места расположения в контуре, технически просто восстанавливаются газовыми смесями, например, на основе водорода. Для таких реакторов исключены аварии с разрушением активной зоны при отказе в системах подачи теплоносителя, поскольку при остановленной системе циркуляции ТЖМТ расхолаживание аппарата производится путем сброса тепла в окружающую среду; при этом температура топлива и материалов активной зоны находится в допустимых пределах и не достигает температуры плавления.

Существенным недостатком применения ТЖМТ для отвода тепла от активной зоны реактора является то, что при работе установки происходит активация теплоносителя, и выгруженный из реактора ТЖМТ становится радиоактивными отходами. Объемы теплоносителя значительны, поэтому при выводе такой установки из эксплуатации утилизация большого количества РАО, образовавшихся при выгрузке ТЖМТ, становится серьезной проблемой.

Установки, охлаждаемые ТЖМТ, можно условно разделить на два типа: маломощные модульные быстрые ядерные реакторы (ММЯР) со свинцово-висмутовым теплоносителем, и бассейновые реакторы средней мощности, охлаждаемые свинцом.

Маломощные модульные быстрые ядерные реакторы вызывают большой интерес в мировом сообществе. Как правило, в проектах ММЯР предусмотрено, что установки будут работать без перегрузок в течение 15...30 лет, после чего будут демонтированы и утилизированы. Такие реакторы проектируются с учётом доставки в разобранном виде, в том числе по железной дороге, поэтому покупателями таких РУ могут стать даже развивающиеся страны. АЭС с модульными реакторами может быть сооружена в удалённых районах, в которых большая АЭС невозможна экономически. Поскольку реакторы такого типа имеют закрытую активную зону, использование реактора для наработки оружейного плутония становятся весьма затруднительными, что минимизирует риск распространения ядерных материалов. Наконец, ММЯР имеют низкую стоимость, а значит их сможет позволить себе большее число потребителей. Кроме того, малый размер модулей даёт возможность организовать их конвейерную сборку, что также должно снизить издержки производства.

В РФ, в г. Димитровграде, ведется строительство опытно-демонстрационного ММЯР СВБР-100 [1], США ведут разработку реакторов HYPERION и SSTAR [2, 3]. Исследовательский быстрый реактор со свинцово-висмутовым теплоносителем для выполнения разработок в области высоких технологий

(MYRRHA), для управления которым будет использован ускоритель заряженных частиц, проектируется в бельгийском исследовательском ядерном центре [2]. Интерес к ММЯР проявляют Южная Корея и Япония: проектируются южнокорейский "Proliferation-resistant, Accident-tolerant, Self-supported, Capsular and Assured Reactor" (PASCAR) и японский CANDLE – свинцово-висмутовый быстрый реактор, позволяющий обеспечить сверхглубокое (до 40%) выгорание топлива [2].

Ведутся работы и в области проектирования реакторов со свинцовым теплоносителем. Бассейновый реактор БРЕСТ-300, где в шахту из теплоизоляционного бетона залит свинец, в который "вставлены" активная зона, парогенератор, насос и другие системы обеспечения, разрабатывается в НИКИЭТ (РФ) [4]. Схожая по конструкции с РУ БРЕСТ установка разрабатывается Европейским Сообществом [2]. Разработка этой установки, European Lead-cooled SYstem (ELSY), ведется в рамках EU's Sixth Framework Programme. Электрическая мощность ELSY будет составлять около 600 МВт (эл.), в качестве топлива предполагается использовать плотное нитридное, карбидное или МОХ-топливо.

Конструкция реакторов с ТЖМТ, как правило, предусматривает возможность их работы на различных видах топлива, включая нитрид урана, смесь нитридов урана и плутония, диоксид урана, МОКС- и ТРУОКС-топливо.

Правительство Казахстана держит устойчивый курс на развитие собственной атомной энергетики. При этом, в силу особенностей энергосистемы страны наиболее перспективными для Казахстана являются маломощные реакторы и реакторы средней мощности, и этими установками могут стать быстрые реакторы с ТЖМТ. Такие установки могут быть основой региональных АЭС, что позволит повысить устойчивость и рентабельность электрических сетей Республики.

По требованиям МАГАТЭ разработка проектов атомных станций уже на ранних стадиях проектирования в обязательном порядке должна предусматривать достаточно детальное рассмотрение вопросов обращения с ОЯТ и РАО, как вопросов, существенным образом влияющих на безопасность и экономичность проектируемых станций. Вопрос обращения с отработавшим ядерным топливом и РАО является одним из ключевых, так как напрямую влияет на капитальную составляющую строительства атомных станций, на уровень их эксплуатационных затрат, а также на ядерную и радиационную безопасность персонала и населения, на требования к физзащите объектов атомной энергетики и обеспечение принципов нераспространения. Поэтому детальное рассмотрение проблемы обращения с ОЯТ и РАО инновационных реакторов, имеющих специфические особенности топлива, устройства активной зоны, теплоносителя первого контура, которые могут быть

основой будущих АЭС Казахстана, является актуальной и насущной задачей уже сейчас, в преддверии начала масштабных проектно-исследовательских работ по сооружению в стране атомно-энергетических объектов.

#### **ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ РЕШЕНИЯ ПО ОБРАЩЕНИЮ НА РЕАКТОРНОЙ ПЛОЩАДКЕ С ОЯТ И РАО КАЗАХСТАНСКОГО БЫСТРОГО РЕАКТОРА С ТЖМТ**

Современные тенденции безопасной атомной энергетики – это устойчивое и безотказное функционирование ядерных объектов, обеспеченное работой пассивных систем безопасности, действие которых основано на принципах использования различных процессов естественного происхождения. К таким процессам, в частности, относятся процессы охлаждения и расхолаживания оборудования, обусловленные свободной циркуляцией теплоносителя, возникающей вследствие разности плотностей нагретого и охлажденного рабочего тела, аварийное расхолаживание конструкций путем сброса тепла непосредственно в окружающую среду и т.п. Пассивные системы безопасности позволяют организовать защиту реактора и реакторных систем, которая не зависит от внешних факторов, таких как перебои с подачей электропитания, поломки механизмов и машин.

Вместе с безопасностью реакторных систем, принцип пассивной безопасности должен, по возможности, применяться и в технологиях обращения с ОЯТ, в частности на реакторной площадке. Необходимость этого была наглядно продемонстрирована при аварии на Фукусиме, когда из-за отказов электропитания вышло из строя оборудование, обеспечивающее циркуляцию воды и охлаждение отработавшего топлива в бассейнах выдержки АЭС, что привело к перегреву оболочек твэлов, пароциркониевой реакции и выходу радиоактивности в окружающую среду.

Еще одним направлением повышения безопасности при обращении с ОЯТ и высокоактивными РАО является их перевод с распространенного на настоящее время метода «мокрого хранения» на «сухое» хранение, которое обладает рядом преимуществ [5].

#### **СУЩЕСТВУЮЩИЕ ТЕХНОЛОГИИ ОБРАЩЕНИЯ С ОЯТ И РАО РЕАКТОРОВ С ТЖМТ**

Обращение с ОЯТ и РАО будущих казахстанских АЭС должно соответствовать современным тенденциям и требованиям. Очевидно, что хранение казахстанских ОЯТ должно производиться более экономичным, экологичным и безопасным «сухим» способом, на который ориентировано современное мировое ядерное сообщество, а технологии обращения с топливом должны быть основаны на принципах пассивной безопасности. Обращение с отработавшим топливом и облученным теплоносителем перспективных для Казахстана быстрых реакторов с

ТЖМТ может быть организовано по принципам и технологиям, использованным в работах с ОЯТ реакторов транспортного назначения на атомных подводных лодках (АПЛ) типа «Альфа» [6]. ОЯТ реакторов АПЛ типа «Альфа», охлаждаемых свинцово-висмутовой эвтектикой, хранится именно «сухим» способом, и такие подходы к технологиям обращения с топливом будущих казахстанских быстрых реакторов с ТЖМТ выгодны тем, что в этой области уже наработан большой опыт.

При обращении с ОЯТ на настоящее время все шире используется контейнерный способ хранения. Такой способ позволяет проводить перемещение и транспортировку отдельных единиц топлива, облегчает контроль его параметров, и т.д., поэтому хранение казахстанского ОЯТ предпочтительно осуществлять в герметичных пеналах-контейнерах. Способ хранения ОЯТ в пеналах-контейнерах позволяет заполнить полости этих пеналов отработавшим ТЖМТ. Заливка пеналов с ОЯТ расплавом тяжелых металлов решает одновременно две проблемы: позволяет утилизировать облученный теплоноситель и создать дополнительный барьер выходу радиоактивности из ОЯТ, который будет представлять застывший свинец или СВТ, заполняющий полость пенала.

Отличительной особенностью выгрузки и последующего хранения ОЯТ и РАО реакторов с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем атомных подводных лодок являлось то, что выгрузка топлива производилась путем извлечения из реактора активной зоны в виде отработавшей единой выемной части (ОВЧ) в комплекте с защитной пробкой и поглощающими стержнями СУЗ, зафиксированными в крайнем нижнем положении. Последующее хранение ОВЧ производилось в герметичных баках с эвтектическим сплавом свинец-висмут в «замороженном» состоянии и полностью погруженными в активную зону стержнями СУЗ. В этих условиях гарантировалась подкритичность активной зоны на уровне не менее 5%. Баки с ОВЧ, уровень мощности остаточных тепловыделений в которых превышал 20 кВт, помещались в хранилище первоначального расхолаживания, оборудованное воздушной системой разогрева и расхолаживания, а также системами контроля температуры и физического состояния ОВЧ. Отвод остаточных тепловыделений от ОЯТ в таком хранилище осуществляется путем принудительной прокачки воздуха по специально образованным каналам. Хранилище представляет собой стальной цилиндрический стакан (бак хранения), заполненный до определенного уровня сплавом СВТ и помещенный в облицованную сталью бетонную шахту, выполняющую роль радиационной защиты. После снижения мощности остаточных тепловыделений в ОВЧ до уровня менее 20кВт, последние вместе с баком хранения переносились в хранилище длительного расхолаживания, в котором охлаждение ОВЧ осуществляется за счет естественной кон-

векции воздуха по специально сформированным воздуховодам. Хранилище длительного расхолаживания представляет собой металлоконструкцию в виде цилиндрического гнезда с воздуховодами. Вокруг металлоконструкций уложен слой бетона, служащего биологической защитой обслуживающего персонала

«Сухие» технологии обращения с ОЯТ АПЛ типа «Альфа», применяющиеся в течение уже нескольких десятков лет, доказали свою надежность и безопасность. Единственным недостатком такого обращения с ОЯТ АПЛ, считают специалисты, работающие в этой области, является то, что активная зона реакторов хранится в виде единого монолитного блока (ОВЧ), а для повышения ядерной безопасности необходима разборка ОВЧ на отдельные ТВС и размещение этих ТВС с ОЯТ в индивидуальных герметичных пеналах, заполненных свинцом или СВТ [7].

#### **ОРГАНИЗАЦИЯ ОХЛАЖДЕНИЯ ОЯТ И РАО РЕАКТОРОВ С ТЖМТ ПУТЕМ ЕСТЕСТВЕННОЙ КОНВЕКЦИИ ВОЗДУХА**

Большим плюсом при обращении с ОЯТ и РАО казахстанских реакторов с ТЖМТ будет использование пассивных систем безопасности – охлаждения хранимых «сухим» способом РАО путем теплообмена внешней стенки контейнера с РАО и окружающим воздухом с использованием механизма свободной конвекции. Такой способ теплоотвода позволит избежать перегрева топлива из-за перебоев в циркуляции или при уменьшении уровня охлаждающей воды в бассейне выдержки, как это было при аварии на Фукусиме, или перегрева ОЯТ из-за отказа воздухоудовки, что возможно при принудительной прокачке воздуха через камеру, где «сухим» способом хранятся эти материалы. Работы, проведенные в РГП «НЯЦ РК», показали, что для ОЯТ реакторов с ТЖМТ такая организация охлаждения возможна [8].

Расчеты энерговыделения в ОЯТ реактора с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем показывают [8], что во время выгрузки ОЯТ из активной зоны мощность тепловыделения от топлива составляет около 1 МВт через 5 суток после останова реактора и ~ 500 кВт через 30 суток после останова. При условии, что в целях ядерной безопасности хранение ОЯТ будет производиться в виде отдельных ТВС, размещенных в индивидуальных пеналах, энерговыделение отдельной ТВС через 5 и 30 суток после останова реактора составит ~ 20 кВт и ~ 10 кВт, соответственно.

Пенал с загруженной в него ТВС заполняется отработавшим свинцом или свинцово-висмутовой эвтектикой. Свинец или эвтектика, в застывшем состоянии создающие мощный барьер выходу радионуклидов из ОЯТ, имеют хорошую теплопроводность (20 Вт/(мК) и более), поэтому основное термическое сопротивление оттоку тепла от ОЯТ будет определяться отдачей тепла от наружной стенки пенала к

окружающему воздуху. Теплоотдача от стенки пенала к окружающему воздуху описывается соотношением:

$$Q = \alpha \cdot F \cdot \Delta T.$$

где  $Q$  – мощность теплоотдачи, Вт;

$\alpha$  – коэффициент теплоотдачи, Вт/(м<sup>2</sup>·К);

$F$  – площадь поверхности теплообмена, м<sup>2</sup>;

$\Delta T$  – перепад температуры между стенкой и воздухом, К.

Коэффициент теплоотдачи при естественной конвекции для воздуха находится в диапазоне от 5 до 40 Вт/(м<sup>2</sup>·К) [9]. Нижнее значение коэффициента теплоотдачи соответствует условиям полного штиля. Учитывая, что поверхности пенала будут существенно разогреты и поэтому вблизи них будут наблюдаться значительные конвективные токи, коэффициент теплоотдачи от стенки пенала с ОЯТ к воздуху следует принимать не менее 10 Вт/(м<sup>2</sup>·К). Активная часть ТВС СВБР-75/100 имеет высоту 900 мм, а на торцах ТВС имеется бланкетная часть и концевики, поэтому высота пенала должна составлять не менее 2 м. Размер «под ключ» шестигранной ТВС СВБР-75/100 составляет ~ 225 мм, следовательно, диаметр пенала должен быть не менее 0,4 метра.

Оценки теплообмена ( $\alpha = 10$  Вт/(м<sup>2</sup>·К)) между стенкой пенала высотой 2 м и диаметром 0,5 м, в который загружена ТВС мощностью 20 кВт, и воздухом показывают, что температурный перепад в этой системе будет чрезмерно большим и составит около 600 К. Повышение интенсивности теплообмена и

снижение перепада температуры между стенкой и воздухом возможны, например, за счет оребрения наружной стенки пенала. Этот способ интенсификации эффективен, поскольку оребрение позволяет увеличить поверхность теплообмена в десять и более раз, а технологии формирования ребер на теплопередающей поверхности не отличаются особой сложностью.

На рисунке 1 показаны зависимости изменения перепада температуры между стенкой пенала с ОЯТ и окружающим воздухом от диаметра пенала. Расчеты проведены при условии, что коэффициент оребрения боковой поверхности пенала равен 5, коэффициент теплоотдачи от стенки пенала к окружающему воздуху 10 Вт/(м<sup>2</sup>·К), высота пенала составляет 2 м, в пенал загружено топливо с энерговыделением, соответствующим энерговыделению ОЯТ СВБР-75/100 на 10-е сутки после останова реактора. На основании результатов расчетов можно сделать вывод, что при диаметре пенала большем 500 мм, для различных типов топлива за исключением ТРУОКС, перепад температуры не превышает 100 градусов, то есть СВТ, заполняющий полость пенала, при нормальной температуре воздуха (20°C) будет находиться в твердом состоянии, и ОЯТ будет надежно изолировано от окружающей среды. Для обеспечения нужных температурных параметров контейнера, заполненного ОЯТ ТРУОКС, необходимо лишь дополнительно усилить оребрение стенки пенала.

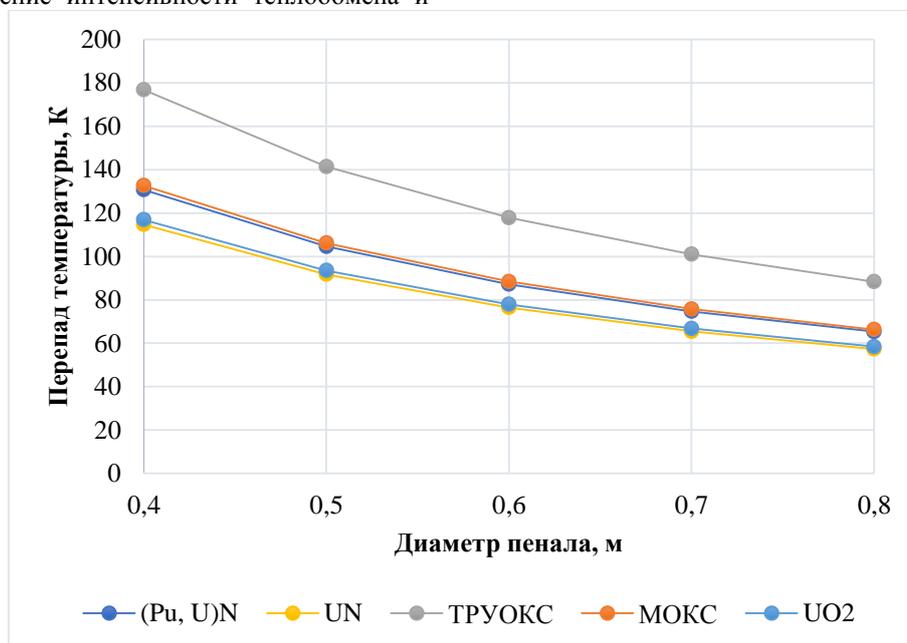


Рисунок 1. Зависимость изменения перепада температуры между стенкой пенала с ОЯТ и окружающим воздухом от диаметра пенала для разных типов топлива с энерговыделением, соответствующим энерговыделению ОЯТ СВБР-75/100 на 10-е сутки после останова реактора

### **ПРОЦЕССЫ КОНДИЦИОНИРОВАНИЯ ОЯТ**

Технологии, близкие к технологиям хранения ОЯТ быстрых реакторов с ГЖМТ в пеналах, заполненных свинцом или свинцово-висмутовой эвтектикой, разрабатываются и внедряются в Казахстане. В частности, в настоящее время рассматриваются вопросы применения таких технологий для утилизации твердых РАО реактора БН-350. С незначительными изменениями разработанные технологии, такие, например, как кондиционирование малогабаритных адсорберов МАВР [10], могут быть использованы для кондиционирования ОЯТ СВБР или БРЕСТ.

Малогабаритный адсорбер МАВР был предназначен для вывода радиоактивного цезия из натриевого теплоносителя реактора БН-350. При работе адсорбер находился в активной зоне на месте одной из ТВС, поэтому геометрические характеристики МАВР аналогичны характеристикам штатной ТВС реактора. Для сорбции цезия адсорбер был оснащен 4 патронами, заполненными гранулами графита ГМЗ и распределенными по высоте канала. Выгруженный из активной зоны МАВР представляет собой объект повышенной опасности, поскольку с патронами, заполненными радиоактивным цезием, он формирует вокруг себя такой уровень мощности дозы, который сопоставим с излучением высокоактивных отходов. Поэтому при кондиционировании и подготовке к захоронению МАВР располагается в специальном контейнере. Кондиционирование МАВР производится путем заполнения полостей адсорбера и контейнера свинцом, и работы по утилизации адсорбера проводятся с соблюдением строжайших мер радиационной безопасности. Для проведения этих технологических операций разработана полная технологическая схема, предполагающая разогрев ловушек, плавление свинца в отдельном баке, заполнение свинцом адсорбера в пенале, последующее замораживание, герметизацию и сдачу на длительное хранение или захоронение в своей защите. Отделом технико-экономических оценок РГП «НЯЦ РК» были проведены расчеты режимов прогрева контейнера МАВР и заполнения контейнера расплавленным свинцом.

Пункт кондиционирования ОЯТ СВБР или БРЕСТ по составу технологического оборудования может быть аналогичен площадке для консервации МАВР. Оборудование для кондиционирования ОЯТ будет отличаться геометрическими размерами, отличными от описанных в данных технологиях будут характеристики нагревателей, длительность прогрева конструктивных элементов, расход расплава, необходимый для равномерного заполнения полос-

тей пенала и ТВС, однако, эти параметры вполне возможно определить расчетно-экспериментальным путем.

В случае, если вместо свинца будет использоваться расплав свинцово-висмутовой эвтектики, рабочие температуры процесса могут быть снижены с 350 °С до 150...200 °С.

### **ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

Использование в ядерных реакторах тяжелых жидкометаллических теплоносителей, таких как свинец или СВТ, в большей степени удовлетворяет требованиям обеспечения безопасности по сравнению с современными легководными реакторами и реакторами, охлаждаемыми щелочными металлами, и это делает реакторы с ГЖМТ перспективными для создания региональных казахстанских АЭС.

Подходы к обращению с ОЯТ и РАО реакторов, которые могут быть основой будущих региональных АЭС Казахстана, могут существенным образом сказаться на безопасности и экономичности проектируемых объектов атомной энергетики. Обращение с ОЯТ и РАО этих АЭС должно соответствовать современным тенденциям и требованиям, в соответствии с которыми хранение ОЯТ должно производиться «сухим» способом, а технологии обращения быть основаны на принципах пассивной безопасности.

Использование пассивных систем безопасности при обращении с ОЯТ и РАО казахстанских реакторов с ГЖМТ на реакторной площадке возможно, поскольку обременение пеналов с ОЯТ, заполненных свинцом или свинцово-висмутовой эвтектикой, развитие тем самым их поверхности теплообмена, позволяет организовать охлаждение контейнеров путем свободной конвекции с окружающим воздухом. Такой способ теплоотвода не приведет к перегреву топлива из-за перебоев в электропитании, отказа воздухоподогревателя, что не исключено при принудительной прокачке воздуха через камеру, где «сухим» способом хранятся эти материалы.

Технологии, подобные технологиям кондиционирования ОЯТ, достаточно изучены и отработаны. На настоящее время в стране ведутся работы по утилизации высокоактивных РАО реактора БН-350 путем размещения этих РАО в герметичных пеналах и заполнения пеналов расплавом свинца. Эти технологии могут быть масштабированы и с незначительными изменениями и дополнениями применены для кондиционирования и последующего «сухого» хранения ОЯТ и облученного теплоносителя будущих казахстанских АЭС с реакторами, охлаждаемыми ГЖМТ.

## ЛИТЕРАТУРА

1. Тошинский, Г.И. Особенности технологии СВБР и требования к материалам активной зоны и теплоносителю / Г.И. Тошинский, О.Г. Комлев, И.В. Тормышев, В.С. Степанов, Н.Н. Климов, С.Н. Болванчиков // Развитие атомной энергетики на основе замкнутого топливного цикла с реакторами на быстрых нейтронах. Инновационные технологии и материалы: доклад на Третьей международной научно-технической конференции. – Москва, 11-12 ноября 2009.
2. Overview of Generation IV (Gen IV) Reactor Designs // Safety and Radiological Protection Considerations: IRSN Report 2012/158.
3. Status Report on the Small Secure Transportable Autonomous Reactor (SSTAR)/Lead-Cooled Fast Reactor (LFR) and Supporting Research and Development. / ANL-GenIV-089. Sept. 29, 2006.
4. Бекман, И.Н. Ядерная индустрия // И.Н. Бекман. Курс лекций. – М., 2005.
5. Калинин, В.И. Хранение отработавшего ядерного топлива энергетических реакторов / В.И. Калинин, В.Г. Крицкий, А.И. Токаренко, Н.С. Тихонов, Н.В. Размашкин, А.Л. Серова, А.Н. Балицкая // препринт. – СПб: ВНИПИЭТ, 2009.
6. Комплексный проект по обращению с ОЯТ АПЛ класса «Альфа» и снятия с эксплуатации хранилища топлива / В.А. Шишкин. – НИКИЭТ им. Н.А.Доллежаля, Россия, 2008.
7. Утилизация АПЛ, экологическая реабилитация ядерных и радиационно-опасных объектов. Опыт, актуальные проблемы и перспективы / В. Коваленко, А. Пименов, В. Шишкин // Атомная энергия, общество, безопасность: сборник по материалам конференции в Санкт-Петербурге 21-22 апреля 2008.
8. Расчетно-аналитические исследования особенностей обращения с отработавшим ядерным топливом и основными элементами конструкций, имеющих высокую наведенную активность, некоторых инновационных реакторов четвертого поколения : отчет о НИР : в рамках научно-технической программы «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан» / РГП НИЦ РК. – Курчатов, 2013.
9. Ларионов, Н.Н. Теплотехника. – М.: Стройиздат, 1985.
10. Романенко, О.Г. Предложения по кондиционированию отработавших ловушек цезия реактора БН-350 //НТЦ «Безопасность ядерных технологий». – Алматы, 2009.

## ҚАЗАҚСТАН ҮШІН ПЕРСПЕКТИВАЛЫ АУЫР СҰЙЫҚМЕТАЛДЫ ЖЫЛУТАСЫМАЛДАУЫШТЫ ИННОВАЦИЯЛЫҚ ШАПШАҢ РЕАКТОРЛАРДЫҢ ПЯО ЖӘНЕ РАҚ-ТАРЫМЕН ЖҰМЫС ІСТЕУ ТЕХНОЛОГИЯЛАРЫ

Зверев В.В., Тур Е.С., Цынгаев В.М.

*ҚР Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов, Қазақстан*

Бұл жұмыста Қазақстан үшін перспективалы ауыр сұйықметалды жылу тасымалдауышты инновациялық шапшаң реакторлардың ПЯО және РАҚ-тарымен жұмыс істеудің ықтимал технологияларын зерттеу нәтижелері келтірілген. Мұндай технологиялардың қауіпсіз атом энергетикасының заманауи беталыстарына сәйкес болатындығы көрсетілген. Бұл шапшаң реакторлардың ПЯО мен РАҚ-тарын сақтау «құрғақ» тәсілмен жүргізіле алады, бұл ретте контейнерлерді салқындату ауаны табиғи конвекциялау жолымен жүргізіледі, ал контейнердің қуысын толтырып тұрған кезде жаратылатын қатып қалған радиоактивті жылу тасымалдауыш, радиоактивтіліктің қоршаған ортаға шығуына қосымша тосқауыл болады.

## SNF AND RW MANAGEMENT TECHNOLOGIES FOR INNOVATION FAST REACTORS WITH HEAVY LIQUID-METAL COOLANT PROSPECTIVE FOR KAZAKHSTAN

V.V. Zverev, E.S. Tur, V.M. Tsyngaev

*National Nuclear Center of RK, Kurchatov, Kazakhstan*

Survey results of possible technologies meant for SNF and RW management prospective for Kazakhstani fast reactors with heavy liquid-metal coolant are presented in the article. It is shown, that such technologies will conform to current trends of safe atomic power engineering. SNF and RW can be stored by “dry” method, at that container cooling will be realized by natural convection of air and salvageable hardened radioactive coolant, filling the container cavity, will serve as additional barrier against escape of radioactivity into environment.

УДК 539.21:539.12.04

## ИЗМЕНЕНИЯ МИКРОСТРУКТУРЫ И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ АУСТЕНИТНОЙ СТАЛИ 08X18H10T, ОБЛУЧЕННОЙ НЕЙТРОНАМИ

<sup>1)</sup> Скаков М.К., <sup>2)</sup> Максимкин О.П., <sup>1)</sup> Дерявко И.И., <sup>1)</sup> Бакланов В.В., <sup>1)</sup> Коянбаев Е.Т., <sup>1)</sup> Курбанбеков Ш.Р.

<sup>1)</sup> Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

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

Изучено влияние нейтронного облучения на аустенитную нержавеющую сталь 08X18H10T, из которой были изготовлены образцы-свидетели материала корпуса исследовательского реактора ИВГ.1М. Выбранные для исследований образцы находились с 1975 года в ячейке бериллиевого вытеснителя реактора на двух различных высотах, и к моменту выгрузки их расчетные дозы облучения быстрыми нейтронами составили  $0,4 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup> и  $4,3 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup>. В результате комплексного материаловедческого исследования были установлены эффекты изменения прочности, пластичности, микротвердости и микроструктуры этой стали.

### ВВЕДЕНИЕ

Большинство исследовательских реакторов в мире эксплуатируются уже более 30 лет. Продолжение их безопасной эксплуатации зависит, среди прочего, от надежности основных компонентов реактора: корпуса реактора, активной зоны, технологических каналов и других [1-4]. В результате воздействия эксплуатационных факторов, таких, как нейтронное облучение, водная среда, температурное воздействие, происходит деградация служебных характеристик конструкционных материалов реактора, которая может приводить к аварийным ситуациям, простоям и различным незапланированным работам по обеспечению безопасной эксплуатации реакторов [5-8].

Важным источником информации о деградации свойств материалов в условиях эксплуатации как энергетических, так и исследовательских реакторов служат образцы-свидетели, причем для реакторов корпусного типа это стало мировой практикой в обеспечении их безопасной эксплуатации [9].

Исследовательский высокотемпературный газоохлаждаемый реактор ИВГ.1, в котором с 1975 по 1988 годы выполнялись испытания опытных активных зон реакторов космических установок ЯРД, был модернизирован в 1989-1990 годах в исследовательский водоохлаждаемый гетерогенный реактор ИВГ.1М [10]. Все эти годы информация о состоянии корпуса реактора ИВГ.1 (а затем ИВГ.1М) отслеживалась стальными образцами-свидетелями, постоянно находящимися в вытеснителе реактора.

Целью настоящей работы являлось исследование изменений микроструктуры и механических свойств стальных образцов-свидетелей реактора ИВГ.1М, которые в течение почти 40 лет периодически подвергались нейтронному воздействию.

### МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

В исследованиях были использованы три образца-свидетеля реактора ИВГ.1М, изготовленные в 1975 году из стали 08X18H10T. Один образец (необлученный) подвергался естественному старению при комнатной температуре на протяжении около 38 лет, а два других находились (испытывались) в ячейке межканального вытеснителя реактора на отметках «-316 мм» и «-96 мм» от центра активной зоны, где приобрели к моменту проведения исследований существенно различные флюенсы быстрых нейтронов:  $0,4 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup> и  $4,3 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup>. Химический состав реакторной стали приведен в таблице 1.

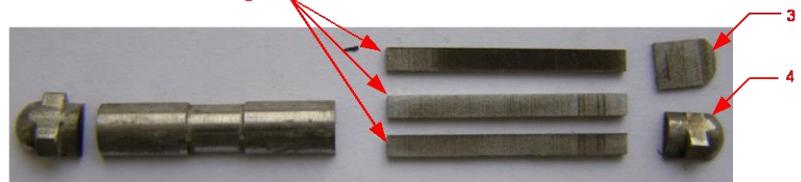
Таблица 1. Химический состав исследуемой аустенитной стали, % (мас.)

Fe	C	Cr	Ni	Mn	Si	Ti
основа	0,07...0,08	17,1...18,5	9,6...10,2	1,0...1,2	0,40...0,43	0,56...0,68

Образцы-свидетели представляли собой полуцилиндрические стержни длиной 56 мм (рисунок 1 а). Из каждого образца-свидетеля методом электроэрозионной резки были изготовлены 2 образца для металлографических исследований и 6 образцов для физико-механических испытаний. Внешний вид образцов в процессе изготовления приведен на рисунке 1 б.



а) до резки



б) после резки

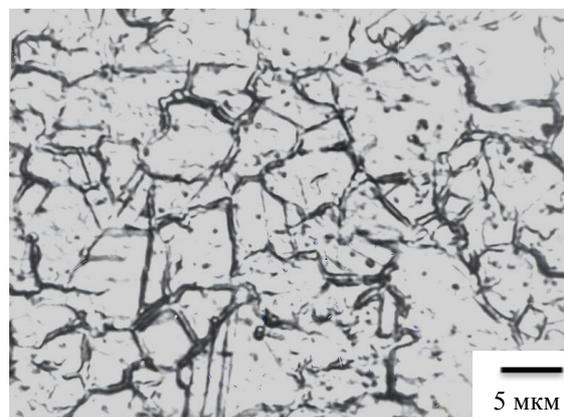
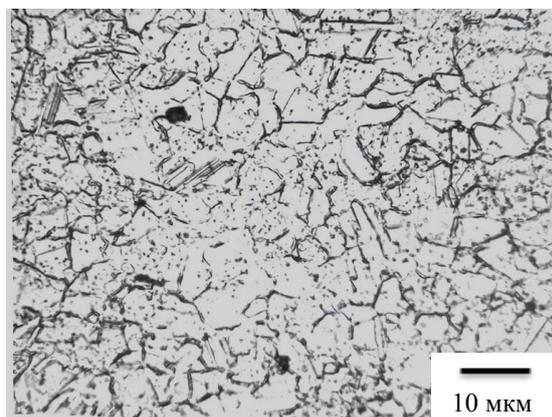
1 – облученный образец-свидетель; 2 – необлученный образец-свидетель; 3, 4 – образцы для металлографических исследований; 5 – образцы для физико-механических испытаний.

Рисунок 1. Внешний вид образцов-свидетелей реактора ИВГ.1М

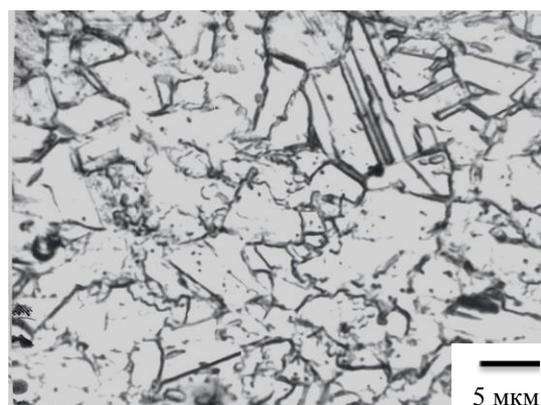
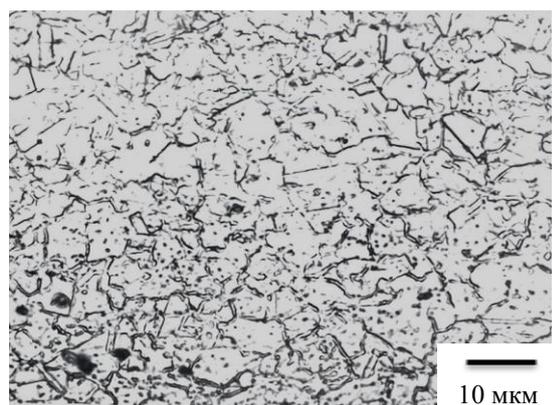
Металлографические исследования образцов проводили на оптическом микроскопе OLYMPUS BX41M. Измерения микротвердости ( $H_V$ ) образцов проводили по методу Виккерса на микротвердомере ПМТ-3М при нагрузке на индентор 50 г. Прочностные характеристики образцов определялись на экспериментальной установке КОРИНА [11] при температуре  $(400 \pm 1)^\circ\text{C}$  и скорости деформирования 4 мм/мин.

#### РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

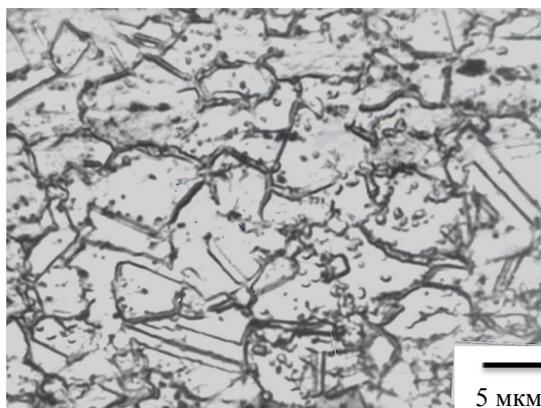
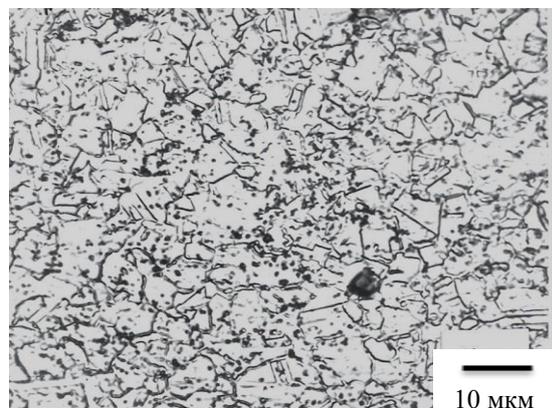
В результате металлографических исследований выявлено, что структура необлученной нержавеющей стали 08X18H10T характерна для материала после аустенизации и старения: полиэдральные зерна с небольшим количеством включений вторичных фаз (размерами около 1 мкм) в матрице и на границах зерен (рисунок 2 а). В отдельных зернах видны двойниковые прослойки.



а) необлученный образец



б) образец с отметки «-316 мм»



в) образец с отметки «-96 мм»

Рисунок 2. Структура аустенитной стали 08X18H10T до и после облучения

Структура облученного материала в целом схожа со структурой необлученного, но наблюдается тенденция увеличения количества вторичных фаз. На изображениях структуры слабооблученных образцов (рисунок 2 б, в) видно, что с ростом дозы облучения в структуре увеличивается количество мелкодисперсных включений размерами около 1 мкм. Вторичные включения предположительно являются мелкодисперсными карбидами типа  $M_{23}C_6$ .

Полученные данные согласуются с результатами аналогичных исследований отечественных и зарубежных ученых [4, 5, 12], которыми было практически доказано, что микроструктура нержавеющей аустенитной стали после облучения характеризуется высокой концентрацией дислокационных петель, мелких дефектных петель Франка вакансионной и межузельной природы, а также наличием карбидов  $M_{23}C$  и  $TiC$ , образующихся в теле и по границам зерен.

На рисунке 3 приведены инженерные диаграммы растяжения исследуемых образцов, полученные при температуре 400 °С, из которых видно, что с ростом дозы облучения материал упрочняется. Этот вывод подтверждается результатами измерения микротвердости. Результаты определения механических свойств приведены в таблице 2.

Анализируя данные, приведенные в таблице 2, следует отметить, что механические свойства необ-

лученного образца за почти 40 лет естественного старения практически не изменились и хорошо коррелируют с известными из литературы табличными значениями для данной стали. В образцах, подвергнутых реакторному облучению, обнаружен эффект радиационного упрочнения на ранней стадии облучения (порядка  $4 \cdot 10^{18}$  н/см<sup>2</sup>), который увеличивается в ростом дозы облучения.

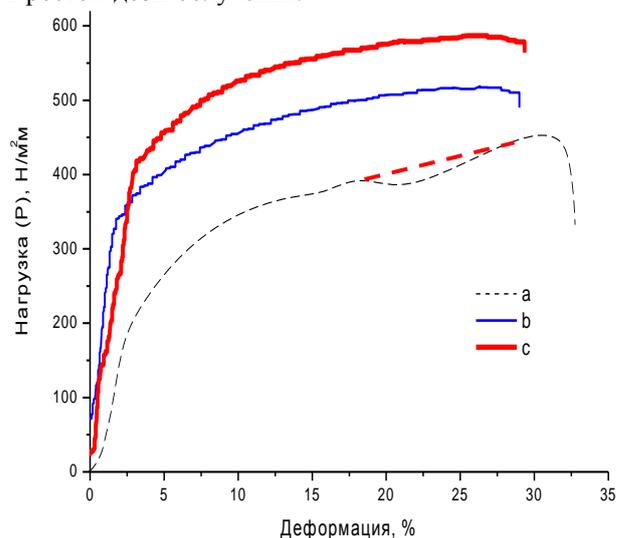


Рисунок 3. Диаграммы растяжения образцов:  
а) – исходный, б) – с отметки «–316 мм»,  
с) – с отметки «–96 мм»

Таблица 2. Механические характеристики стали 08X18H10T до и после облучения

Характеристики необлученной и облученной стали	необлуч.	облуч., «–316 мм»	облуч., «–96 мм»
Доза облучения, н/см <sup>2</sup>	0	$0,4 \cdot 10^{19}$	$4,3 \cdot 10^{19}$
Относительная деформация $\delta$ , %	32,8	24,5	23,9
Предел текучести $\sigma_{0,2}$ , МПа	170	385	418
Условный предел прочности $\sigma_b$ , МПа	450	518,8	586,8
Микротвердость, ГПа	2,03	2,08	2,15
Количество вторичных выделений, $\cdot 10^4$ мм <sup>-2</sup>	6	10	12

### ВЫВОДЫ

На основании анализа полученных результатов можно сделать следующие выводы.

В структуре облученных стальных (08X18H10T) образцов-свидетелей установлен рост количества вторичных мелкодисперсных карбидных выделений

с увеличением дозы облучения. Механическими испытаниями при температуре 400 °С выявлен эффект радиационного упрочнения материала при дозе облучения примерно  $4 \cdot 10^{18}$  н/см<sup>2</sup>. Измерениями микротвердости подтвержден эффект радиационного упрочнения материала образцов-свидетелей.

### ЛИТЕРАТУРА

- Gusev M.N., Maksimkin O.P., Osipov I.S., Garner F.A. Anomalous large deformation of 12Cr18Ni10Ti austenitic steel irradiated to 55 dpa at 310 °C in the BN-350 reactor. – Journal of Nuclear Materials, vol. 386-388, 2009, p. 273-276.
- Maksimkin O.P., Naltayev A., Bahtibaev A.N., Kkurbanbekov Sh.R. Influence of austenization parameters on physical-mechanical properties of nonirradiated and neutron-irradiated 12Cr18Ni10Ti steel deformed in temperature interval 25...100 °C. – Problems of Atomic Science and Technology, issue 5, 2012, p. 69-74.
- Stoenescu R., Schaeublin R., Gavillet D., Baluc N. Mechanical properties–microstructure correlate-on in neutron irradiated head-affected of austenitic stainless. – Journal of Nuclear Materials, vol. 362, 2007, p. 287-292.
- Porollo S.I., Dvoriashin A.M., Konobeev Yu.V., et al. Microstructure and mechanical properties of austenitic stainless steel 12X18H9T after neutron irradiation in the pressure vessel of BR-10 fast reactor at very low dose rates. – Journal of Nuclear Materials, vol. 359, 2006, p. 41-49.

5. Ahmedabadi P., Kain V., Arora K., et al. Radiation-induced segregation in desensitized type 304 austenitic stainless steel. – Journal of Nuclear Materials, vol. 416, 2011, p. 335-344.
6. Takeuchi T., Kameda J., Nagai Y., et al. Microstructural changes of a thermally aged stainless steel submerged arc weld overlay cladding of nuclear reactor pressure vessels. – Journal of Nuclear Materials, vol. 425, 2012, p. 60-64.
7. Chopra O.K., Rao A.S. A review of irradiation effects on LWR core internal materials – IASCC susceptibility and crack growth rates of austenitic stainless steels. – Journal of Nuclear Materials, vol. 409, 2011, p. 235-256.
8. Auzoux Q., Allais L., Caes C., et al. Effect of pre-strain on creep of three AISI 316 austenitic stainless steels in relation to reheat cracking of weld-affected zones. – Journal of Nuclear Materials, vol. 400, 2010, p. 127-137.
9. Чернобаева А.А., Николаев Ю.А., Комолов В.М. и др. Оптимизация программы образцов-свидетелей для АЭС-2006. – Атомная энергия, том 107, вып. 1, 2009, с. 20-22.
10. Бакланов В.В., Гныря В.С., Дерявко И.И. и др. Идентификация цирконий-урановых твэлов исследовательского реактора ИВГ.1М. – Вестник НЯЦ РК, вып. 2, 2011, с. 95-112.
11. Кайрбекова С.Б., Коянбаев Е.Т., Даулеткелдыев А.Д. Проектирование установки для проведения исследований коррозионной стойкости облученных образцов чехла реактора БН-350 методом одноосного растяжения. – Вестник НЯЦ РК, вып. 4, 2011, с. 132-135.
12. Цай К.В., Максимкин О.П., Турубарова Л.Г. Влияние облучения и пост-радиационной термообработки на микроструктуру и свойства стали 12X18N10T, облученной в исследовательском реакторе ВВР-К до 5 сна. – Вопросы атомной науки и техники, сер. ФРПИРМ, вып. 2, 2008, с. 100-107.

### НЕЙТРОНДАРМЕН СӘУЛЕЛЕНГЕН 08X18N10T АУСТЕНИТТІК БОЛАТТЫҢ МИКРОҚҰРЫЛЫМЫ МЕН МЕХАНИКАЛЫҚ ҚАСИЕТТЕРІНІҢ ӨЗГЕРУІ

<sup>1)</sup> Скаков М.Қ., <sup>2)</sup> Максимкин О.П., <sup>1)</sup> Дерявко И.И., <sup>1)</sup> Бакланов В.В., <sup>1)</sup> Коянбаев Е.Т., <sup>1)</sup> Құрбанбеков Ш.Р.

<sup>1)</sup> ҚР ҰАО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

<sup>2)</sup> ҚР ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

ИВГ.1М зерттеу реакторының корпусы материалының үлгілері жасалған таттанбайтын 08X18N10T аустениттік болатқа нейтрондық сәулелендірудің әсері зерделенді. Зерттеу үшін таңдап алынған үлгілер 1975 жылдан бері реактордың бериллий ығыстырғышының ұяшығында әртүрлі екі биіктікте болды және шығарған кезде олардың шапшаң нейтрондармен есептік сәулелену дозалары  $0,4 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup> және  $4,3 \cdot 10^{19}$  н/см<sup>2</sup> құрады. Кешенді материалтану зерттеулерінің нәтижесінде аталған болаттың төзімділігінің, иілгіштігінің, микроқаттылығы мен микроқұрылымының өзгеру нәтижелері анықталды.

### MICROSTRUCTURE AND MECHANICAL CHARACTERISTICS CHANGE OF NEUTRON IRRADIATED 08Cr18Ni10Ti AUSTENITIC STEEL

<sup>1)</sup> M.K. Skakov, <sup>2)</sup> O.P. Maksimkin, <sup>1)</sup> I.I. Deryavko, <sup>1)</sup> V.V. Baklanov, <sup>1)</sup> E.T. Koyanbaev, <sup>1)</sup> Sh.R. Kurbanbekov

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

<sup>2)</sup> RK Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan

The effect of neutron irradiation on austenitic stainless steel 08Cr18Ni10Ti, used for production of witness samples for IVG.1M research reactor had been studied. Samples selected for study had been placed in beryllium displacer cell at two different heights since 1975, and by the time of their removal from the cell their calculated neutron exposure composed  $0.4 \cdot 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup> and  $4.3 \cdot 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>. Steel strength, moldability, microhardness and microstructure change effect was determined as the result of integrated material testing study.

УДК 621.039.562

**ИНТЕРФЕРЕНЦИЯ ОРГАНОВ СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ РЕАКТОРА ИГР**<sup>1)</sup> Байгожина А.А., <sup>2)</sup> Иркимбеков Р.А., <sup>2)</sup> Миллер А.А.<sup>1)</sup> Государственный университет им. Шакарима г. Семей, Казахстан<sup>2)</sup> Институт атомной энергии НЯЦ РК, г. Курчатов, Казахстан

Представлены результаты исследования интерференции стержней регулирования системы управления и защиты реактора ИГР. Приведены результаты нейтронно-физических расчетов реактора ИГР. В выполненной работе представлена методика расчета эффективности поглощающего стержня при любых положениях рядом стоящих стержней регулирования СУЗ ИГР.

**ВВЕДЕНИЕ**

Одной из важнейших проблем, стоящих перед современной прикладной наукой, является обеспечение безопасной и эффективной эксплуатации объектов использования атомной энергии. Среди этих объектов важное место занимают исследовательские ядерные реакторы.

На любом ядерном реакторе осуществление комплекса работ по планированию, обоснованию и проведению перегрузок, кампаний, экспериментов, модернизаций активной зоны и облучательных устройств – это сложная, многофакторная проблема, связанная с обеспечением безопасности и эффективности эксплуатации реактора, требующая высокой квалификации от решающих её специалистов. При этом значительный объём исследований и обоснований в ходе этих работ осуществляется с использованием программных средств, потребность в совершенствовании которых для исследовательских реакторов становится всё более очевидной.

Основное назначение программных средств при решении нейтронно-физических задач сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов связано с опережающим (прогнозным) моделированием этого процесса с целью его оптимального планирования и обоснования безопасности, поэтому достижение максимально возможной точности нейтронно-физических расчётов прогнозируемых состояний ядерно- и радиационно-опасных систем имеет первостепенное значение. Учитывая сложность и разнообразие геометрических форм элементов конструкции исследовательских реакторов и энергетических установок, ограниченные возможности инженерных программных средств, не обеспечивающих достаточную точность решения некоторых задач расчётного сопровождения, выбор остается за прецизионными программными средствами, реализующими метод Монте-Карло, возможности которых по точности моделирования ограничены только неопределенностью констант в файлах оценённых ядерных данных, а по быстродействию – удовлетворяют требованиям практики при использовании современных компьютерных многопроцессорных систем [1].

Экспериментальные исследования и испытания, которые были проведены и проводятся на исследовательском реакторе ИГР, практически всегда связа-

ны с получением экспериментальной информации о быстропротекающих физических и тепловых процессах в ядерных реакторах, о работоспособности объектов испытаний в нормальных и аварийных условиях эксплуатации, о поведении топлива и конструкционных материалов для обоснования безопасности систем и элементов ядерных энергетических установок [2].

**1 ОПИСАНИЕ СТЕРЖНЕЙ РЕГУЛИРОВАНИЯ РЕАКТОРА ИГР**

Реактор ИГР – импульсный исследовательский ядерный реактор на тепловых нейтронах с гомогенной уран-графитовой активной зоной.

Стержни регулирования (16 шт.) системы управления и защиты реактора с поглотителем нейтронов из окиси гадолиния смонтированы в неподвижной части активной зоны.

В зависимости от функционального назначения стержни регулирования СУЗ реактора ИГР подразделяются на:

- стержни ручного регулирования (РР, АР, УС1-УС3);
- стержни пусковые (ПС1-ПС3);
- компенсирующие стержни (КС1-КС8).
- подвижная часть кладки (ПЧК) – орган приведения реактора в глубокое подкритическое состояние [2].

Три пусковых стержня (ПС1-ПС3) переводят реактор в состояние с требуемой надкритичностью при производстве вспышки, восемь компенсирующих стержней (КС1-КС8), как правило, синхронно перемещаются при производстве регулируемого импульса и компенсируют потери реактивности из-за разогрева топлива, с помощью стержней ручного регулирования (АР и РР) осуществляют точную подборку реактивности. Три уравнильных стержня (УС1-УС3), предназначены для компенсации реактивности от облучаемых образцов [3].

**2 МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ**

Расчетная модель для нейтронно-физических расчетов выполнена с помощью программного комплекса MCNP5 [4], предназначенного для моделирования протекания ядерных процессов с использованием методов Монте-Карло. Программа имитирует взаимодействия с участием нейтронов, фотонов и

электронов, а также реакции ядерного распада с использованием микроконстант с детальной энергетической зависимостью на базе библиотеки ENDF/B-VI [2].

Расчетная модель реактора ИГР максимально приближена к реальной конструкции реактора. Каждая колонна графитовой кладки смоделирована с учетом индивидуальных особенностей конструкции. В результате точно воспроизведена геометрия активной зоны реактора, задана переменная концентрация урана по топливным блокам, воспроизведены стержни регулирования и организован простой подход для их перемещения и быстрой настройки модели для воссоздания определенной конфигурации реактора [5].

Таблица 1

Положение органов регулирования			Кoeffициент размножения $k_{eff}$	Физический вес $P, \beta_{eff}$
№	КС1	КС2		
1	низ	низ	1,00033 ± 0,00015	1,636 ± 0,05 β
2		верх	1,01167 ± 0,00016	
3	верх	низ	1,00226 ± 0,00016	2,847 ± 0,05 β
4		верх	1,02224 ± 0,00016	
5	верх	низ	1,00370 ± 0,00016	4,933 ± 0,05 β
6		верх	1,03894 ± 0,00017	

Примечание: низ – стержень погружен в активную зону  
верх – стержень извлечен из активной зоны

Эффективность органа регулирования, определялась как разность реактивности реактора до и после введения органа регулирования в реактор:

$$P_{1,2} = \frac{k_{eff2} - 1}{k_{eff2} \cdot 0,00685} - \frac{k_{eff1} - 1}{k_{eff1} \cdot 0,00685} = 1,636 \beta_{eff};$$

$$P_{3,4} = \frac{k_{eff4} - 1}{k_{eff4} \cdot 0,00685} - \frac{k_{eff3} - 1}{k_{eff3} \cdot 0,00685} = 2,847 \beta_{eff};$$

$$P_{5,6} = \frac{k_{eff6} - 1}{k_{eff6} \cdot 0,00685} - \frac{k_{eff5} - 1}{k_{eff5} \cdot 0,00685} = 4,933 \beta_{eff}.$$

Кoeffициент интерференции  $I_1$  находится как отношение физического веса  $P_{3,4}$  к физическому весу  $P_{1,2}$  [7]:

$$I_1 = \frac{P_{3,4}}{P_{1,2}} = \frac{2,847}{1,636} = 1,740.$$

Кoeffициент интерференции  $I_2$  находится как отношение физического веса  $P_{5,6}$  к физическому весу  $P_{1,2}$ :

$$I_2 = \frac{P_{5,6}}{P_{1,2}} = \frac{4,933}{1,636} = 3,016.$$

## 2.2 Проверка методики расчета

Дифференциальная характеристика эффективности стержней регулирования показывает на сколько изменится реактивность системы при движении стержня на 1 м.

Интегральная характеристика эффективности стержней регулирования показывает, на сколько из-

## 2.1 Расчет коoeffициента интерференции

Закон хода стержней регулирования при моделировании эксперимента задается данными, зарегистрированными при проведении пуска. Получаемые файлы содержат таблицу в текстовом формате, в которых указано положение стержней регулирования в определенный момент времени. Отметка «ноль» соответствует нижнему торцу неподвижной части кладки [6].

Рассмотрим взаимодействие трех рядом стоящих стержней без учета влияния других стержней на характеристики стержней КС1, ПС1, КС2.

Для нахождения физического веса пускового стержня ПС1 рассмотрим положение стержней КС1, КС2 в крайних положениях (таблица 1):

менится реактивность системы при передвижении стержня с нижнего положения на определенную высоту.

Эти характеристики зависят от взаимного расположения стержней и температуры активной зоны [6].

С помощью дифференциальной характеристики, которая задана в виде степенной функции, найдем вес стержня ПС1 при различной конфигурации стержней КС1 и КС2:

1) компенсирующий стержень КС1 находится на высоте 0,8 м, а КС2 на высоте 0,4 м. Пусковой стержень ПС1 в крайнем нижнем положении;

2) компенсирующий стержень КС1 находится на высоте 0,8 м, а КС2 на высоте 0,4 м. Пусковой стержень ПС1 в крайнем верхнем положении.

$$\frac{d\rho}{dz} = 100 \cdot P \cdot I \cdot (a \cdot z^4 + b \cdot z^3 - c \cdot z^2 + d \cdot z + e), \quad (1)$$

где a, b, c, d – постоянные коoeffициенты a = 0,004466; b = 0,0094; c = 0,04673; d = 0,03481; e = 0,003475.

Запишем уравнения при трех различных положениях КС1 и КС2:

$$\frac{d\rho}{dz} = \begin{cases} 100 \cdot P \cdot I \cdot f(z), z_{КС1} > z, z_{КС2} > z, \\ 100 \cdot P \cdot I_1 \cdot f(z), z_{КС1} > z, z_{КС2} \leq z, \\ 100 \cdot P \cdot I_2 \cdot f(z), z_{КС1} \leq z, z_{КС2} \leq z. \end{cases}$$

Проинтегрировав формулу (1) получим:

$$\rho_1 = 100 \cdot P \cdot I \cdot \left( a \cdot \frac{z_1^5 - z_2^5}{5} + b \cdot \frac{z_1^4 - z_2^4}{4} - c \cdot \frac{z_1^3 - z_2^3}{3} + d \cdot \frac{z_1^2 - z_2^2}{2} + e \cdot (z_1 - z_2) \right) = 0,461 \beta_{eff};$$

$$\rho_2 = 100 \cdot P \cdot I \cdot \left( a \cdot \frac{z_2^5 - z_3^5}{5} + b \cdot \frac{z_2^4 - z_3^4}{4} - c \cdot \frac{z_2^3 - z_3^3}{3} + d \cdot \frac{z_2^2 - z_3^2}{2} + e \cdot (z_2 - z_3) \right) = 1,125 \beta_{eff};$$

$$\rho_3 = 100 \cdot P \cdot I \cdot \left( a \cdot \frac{z_3^5 - z_4^5}{5} + b \cdot \frac{z_3^4 - z_4^4}{4} - c \cdot \frac{z_3^3 - z_4^3}{3} + d \cdot \frac{z_3^2 - z_4^2}{2} + e \cdot (z_3 - z_4) \right) = 1,612 \beta_{eff}.$$

Эффективность пускового стержня ПС1 равна:

$$P = \rho_1 + \rho_2 + \rho_3 = 0,461 + 1,125 + 1,612 = 3,198 \beta_{eff}.$$

Аналогично произведенным расчетам для нахождения физического веса стержня ПС1 при расположении КС1 на высоте 0,4 м и КС2 на высоте 0,8 м,

Таблица 2

Положение органов регулирования			Коэффициент размножения $k_{eff}$	Физический вес, $\beta_{eff}$ (MCNP)	Физический вес, $\beta_{eff}$ (рассчитанное)
КС1, м	КС2, м	ПС1			
0,8	0,4	низ	1,01485 ± 0,00016	2,634 ± 0,05 β	3,198
		верх	1,03378 ± 0,00016		
0,6	0,6	низ	1,01450 ± 0,00017	2,759 ± 0,05 β	3,416
		верх	1,03433 ± 0,00015		
1,0	0,6	низ	1,02040 ± 0,00016	3,223 ± 0,05 β	3,802
		верх	1,04392 ± 0,00016		

Примечание: низ – стержень погружен в активную зону  
верх – стержень извлечен из активной зоны

найден физический вес стержня ПС1 при расположении КС1 и КС2 в различной конфигурации. Результаты вычислений приведены в таблице 2.

С помощью программы MCNP5 был проведен нейтронно-физический расчет реактора ИГР при различной конфигурации стержней КС1 и КС2. Результаты вычислений приведены в таблице 2.

На рисунке 1 приведена регулировочная характеристика пускового стержня ПС1.

Рассмотрим влияние других групп стержней на эффективность пускового стержня ПС1. Стержни ПС2 и АР находятся в крайнем нижнем положении. Проведен нейтронно-физический расчет с помощью программы MCNP5. В таблице 3 приведены результаты вычислений. На рисунке 1 пунктирной линией показана регулировочная характеристика пускового стержня ПС1 с учетом влияния других групп стержней.

Физический вес пускового стержня ПС1 с конфигурацией стержней КС = 0,8 м, КС2 = 0,4 м и учетом влияния других групп стержней составил 3,308  $\beta_{eff}$ , таким образом физический вес стержня увеличился на 0,110 β.

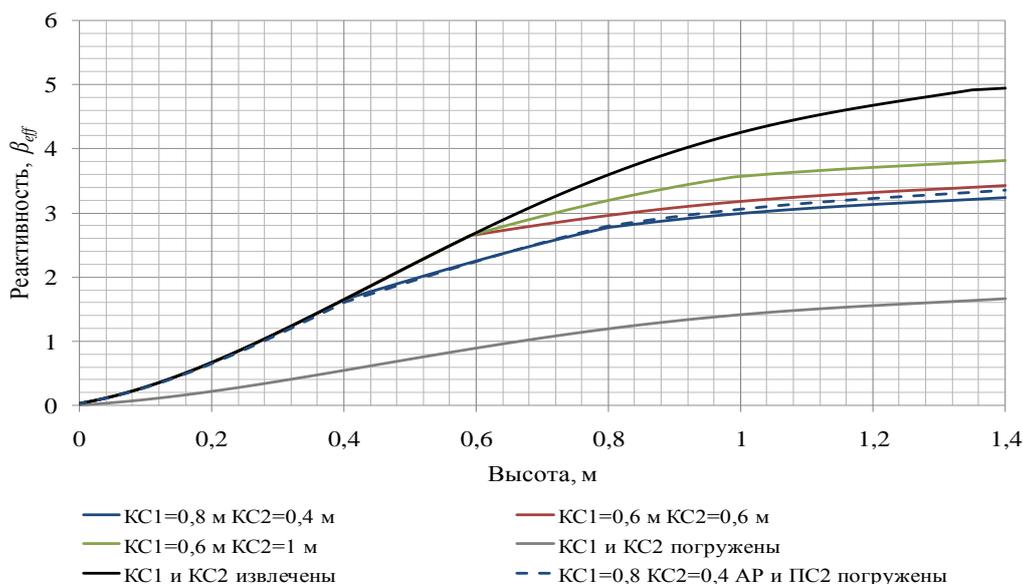


Рисунок 1. Регулировочная характеристика пускового стержня ПС1

Таблица 3

Положение органов регулирования						Коэффициент размножения $k_{eff}$	Физический вес, $\beta_{eff}(MCNP)$
№	КС1	ПС1	КС2	ПС2	АР		
1	низ	низ	низ	низ	верх	0,97112 ± 0,00016	1,957 ± 0,05 β
2		верх				0,98393 ± 0,00016	
3	верх	низ	0,98824 ± 0,00016			3,014 ± 0,05 β	
4		верх	1,00882 ± 0,00016				
5	верх	низ	1,00682 ± 0,00016			4,792 ± 0,05 β	
6		верх	1,04123 ± 0,00016				

Примечание: низ – стержень погружен в активную зону  
верх – стержень извлечен из активной зоны

### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В качестве основных выводов по работе можно выделить следующее:

- исследована интерференция стержней регулирования СУЗ ИГР;
- представлена методика расчета эффективности поглощающего стержня при любых положениях рядом стоящих стержней регулирования СУЗ ИГР;
- полученные данные с помощью программы

MCNP5 для нахождения физического веса стержня ПС1 были подтверждены данными, обработанными программой Microsoft Excel;

- математическое моделирование экспериментальных исследований в начальной стадии позволяет сделать предварительную оценку области применения используемых методов, повысить информативность проводимых экспериментов и во многих случаях существенно сократить объем измерений.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Ванев Ю. Е. Развитие методов расчетного сопровождения эксплуатации исследовательских реакторов с применением прецизионных программ: автореф. дис. ... д-р. техн. наук: 05.13.18. М., 2014.
2. Вурим А.Д., Колодешников А.А., Гайдайчук В.А. Описание реактора ИГР: Отчет (Deliverable 1.1 under Contract OJ-30461-0001A) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК – Курчатов, 2011. – 40 с.
3. Обзор результатов исследований импульсного реактора ИГР / Н.В. Горин, Я.З.Кандиев, А.Н.Щербина, А.Д. Вурим, В.А.Гайдайчук, Н.А. Демко, А.П. Васильев, В.А. Павшук, В.М.Талызин.– Курчатов, 2004.–25 с.
4. MCNP5: General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, 2003
5. Иркимбеков Р.А., Котов В.М., Вурим А.Д., Жагипарова Л.К., Мурзагалиева А.А. Расчет характеристик реактора ИГР // Ядерный потенциал Республики Казахстан: Сборник докладов / Ассоциация «Ядерное общество Казахстана». – Астана. 2014.
6. Исследование динамических параметров реактора ИГР с топливом пониженного обогащения: отчет (Deliverable 5.2 under Contract OJ-30461-0001A) / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. рук. А.Д. Вурим, А.А. Колодешников, В.А. Гайдайчук – Курчатов, 2012. – 31 с.
7. Мерзлякин Г.Я. Основы теории ядерных реакторов. Курс для эксплуатационного персонала АЭС. – Севастополь: СИЯЭиП, 2001.

## ИГР РЕАКТОРЫНЫҢ БАСҚАРУ ЖӘНЕ ҚОРҒАУ ЖҮЙЕСІ ОРГАНДАРЫНЫҢ ИНТЕРФЕРЕНЦИЯСЫ

<sup>1)</sup> Байгожина А.А., <sup>2)</sup> Иркимбеков Р.А., <sup>2)</sup> Миллер А.А.

<sup>1)</sup> Семей қаласының Шәкәрім атындағы мемлекеттік университеті, Семей, Қазақстан

<sup>2)</sup> ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

ИГР реакторының басқару және қорғау жүйесін реттеу сырықтарының интерференциясын зерттеу нәтижелері көрсетілген. ИГР реакторының нейтрондық-физикалық есептемелер нәтижелері келтірілді. Орындалған жұмыста ИГР басқару және қорғау жүйесінде бір қатарда тұрған реттеу сырықтарының түрлі жағдайларында сырықтың сіңіру тиімділігін есептеу әдістемесі көрсетілді.

## INTERACTION OF CONTROL AND PROTECTION SYSTEM UNITS OF IGR REACTOR

<sup>1)</sup> A.A. Baigozhina, <sup>2)</sup> R.A. Irkimbekov, <sup>2)</sup> A.A. Miller

<sup>1)</sup> Shakarim State University of Semey, Semey, Kazakhstan

<sup>2)</sup> Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The results of the investigation of interaction of control rods of the control and protection system of IGR reactor are shown. The results of neutronic calculations of IGR reactor are shown. The procedure for calculation of efficiency of absorbing rod at any positions of adjacent control rods of control and protection system of IGR reactor are shown in performed work.

УДК 621.039.51

**РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ПОДДЕРЖКУ ПРОГРАММЫ  
ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ МОДЕЛЬНОЙ ТВС ПЕРСПЕКТИВНОГО РЕАКТОРА**<sup>1)</sup> Вурим А.Д., <sup>1)</sup> Витюк В.А., <sup>1)</sup> Гайдайчук В.А., <sup>1)</sup> Пахниц А.В., <sup>1)</sup> Иркимбеков Р.А., <sup>2)</sup> Зверев В.В.<sup>1)</sup> *Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*<sup>2)</sup> *Национальный ядерный центр РК, Курчатов, Казахстан*

В статье представлены основные итоги проведения расчетно-экспериментальных исследований в поддержку реакторных испытаний модельной тепловыделяющей сборки (ТВС) демонстрационного быстрого реактора с натриевым теплоносителем. Приведены результаты расчетного обоснования конструкции и режимов испытаний внутриреакторного устройства с модельной ТВС, а также результаты методических экспериментов по обработке диаграммы изменения мощности импульсного исследовательского реактора в планируемых испытаниях. Полученные расчетные и экспериментальные данные подтверждают возможность обеспечения требуемых параметров внутриреакторных экспериментов, позволяющих моделировать поведение модельной ТВС в аварийных ситуациях, обусловленных прекращением расхода теплоносителя и резким неконтролируемым ростом мощности реактора. Представленные в статье результаты являются основой для принятия решения о реализации экспериментальной программы по исследованию тяжелых аварий перспективного реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

**ВВЕДЕНИЕ**

Испытания реакторного топлива в исследовательских реакторах являются прямым и наиболее представительным способом получения экспериментальных данных о его поведении в переходных и аварийных режимах работы. При проведении экспериментов в реакторных условиях может быть достигнуто максимальное приближение к реальным эксплуатационным режимам, и, следовательно, поведение топлива в максимальной степени может соответствовать реальному.

Одним из наиболее востребованных для проведения такого рода испытаний является импульсный графитовый реактор [1] Национального ядерного центра Республики Казахстан (рисунок 1), технические характеристики которого обеспечивают возможность моделирования тяжелых аварий в широком диапазоне основных определяющих величин, таких как флюенс тепловых нейтронов (до  $10^{16}$  н/см<sup>2</sup>) и максимальная плотность потока тепловых нейтронов (до  $10^{17}$  н/(см<sup>2</sup>·с)).



Рисунок 1. Импульсный графитовый реактор

С середины 1990-х годов на реакторе ИГР реализуется совместная с японским агентством по атомной энергии (JAEA) экспериментальная программа по исследованию процессов, сопровождающих тяжелую аварию ядерного энергетического реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. В рамках программы реализована серия экспериментов по изучению закономерностей плавления и перемещения расплава активной зоны реактора, его взаимодействия с элементами конструкционных материалов и теплоносителем. При этом впервые в условиях исследовательской реакторной установки было обеспечено плавление и контролируемое перемещение из экспериментальной секции в ловушку расплава диоксида урана массой около 8 кг, полученные уникальные экспериментальные данные о характере протекания тяжелой аварии с плавлением активной зоны в перспективном быстром реакторе [2, 3].

Успешный опыт проведения такого рода экспериментов вызвал большой интерес организаций, занимающихся научно-исследовательскими работами в поддержку новых проектов реакторов. В частности, Комиссариат по атомной энергии и альтернативным энергоисточникам Франции (СЕА) выразил свою заинтересованность в реализации программы по проведению реакторных испытаний элементов активных зон реакторов Поколения IV, в том числе перспективного демонстрационного реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем разработки французских компаний. На первом этапе программы предполагается провести реакторные эксперименты, направленные на изучение поведения топлива в условиях аварии, вызванной потерей расхода теплоносителя, и в условиях резкого роста мощности.

В 2013 году были начаты совместные с СЕА исследования в обоснование возможности проведения экспериментов. Основной целью исследований являлось определение основных характеристик экспериментальных устройств и изучение возможности реактора ИГР для реализации диаграммы изменения мощности, ожидаемой в перспективном реакторе в переходных режимах. В статье представлены основные результаты выполненных работ.

**РАСЧЕТНОЕ ОБОСНОВАНИЕ КОНСТРУКЦИИ  
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО УСТРОЙСТВА**

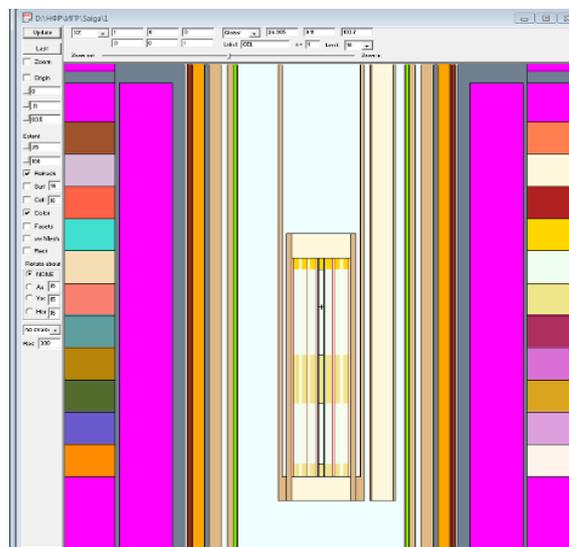
Расчетное обоснование конструкции экспериментального устройства является одним из ключевых этапов подготовки экспериментов на реакторе ИГР. В процессе обоснования должно быть получено подтверждение реализуемости требуемых условий испытаний с рассматриваемой конструкцией устройства, при безусловном обеспечении безопасности экспериментов с учетом наличия специфического набора опасных факторов (высокое удельное энерговыделение в топливе, плавление конструктивных элементов и топлива, присутствие натрия) при проведении эксперимента.

На первом этапе исследований на базе технических требований заказчика была разработана конструктивная схема испытательной секции и проведены нейтронно-физические расчеты с объединенной моделью (рисунок 2), созданной на базе бенч-марк модели ИГР [4] и расчетной модели экспериментального устройства. В процессе расчетов определялись оптимальное местоположение устройства в центральном экспериментальном канале ИГР, обеспечивающее требуемый уровень и распределение энерговыделения в зонах деления модельной ТВС (таблица 1) с учетом нейтронно-физических характеристик реактора, и расчетная связь между энергетическими параметрами модельной ТВС и реактора ИГР при данной конфигурации.

Расчеты выполнялись для холодного состояния реактора с предположением, что разогрев графитовой кладки реактора не влияет на распределение энерговыделения в объеме испытываемой ТВС, но может изменить значение отношения энерговыделения в топливе и в реакторе в пределах 10 % при реализации полного интеграла энерговыделения. Разогрев топлива модельной ТВС (без разрушения) может изменить значение отношения энерговыделения в топливе и в реакторе в пределах 1 % [5, 6].

По результатам проведенных расчетов определено оптимальное положение экспериментального устройства в центральном экспериментальном канале, при котором в условиях работы реактора на мощно-

сти 34,5 МВт мощность ТВС составит 244 кВт, при этом средняя мощность топлива в нижней зоне деления ТВС составит 37,2 Вт/г (UO<sub>2</sub>), в верхней зоне деления – 45,8 Вт/г (UO<sub>2</sub>). Рассчитанное значение отношения энерговыделения в топливе ТВС к энерговыделению в реакторе составило  $8,817 \times 10^{-7}$  Дж(г(UO<sub>2</sub>))/Дж(ИГР).



*Рисунок 2. Объединенная расчетная модель ИГР и экспериментального устройства*

На следующем этапе исследований был проведен комплекс расчетов, основными задачами которых являлись определение расхода натрия при установленном режиме теплообмена между ТВС и натрием на стационарном уровне мощности ТВС, определение теплового состояния испытательной секции в установившемся режиме теплообмена и определение времени достижения такого режима.

Определение теплогидродинамических параметров ТВС экспериментального устройства выполнялось с использованием трехмерной математической модели (рисунок 3), позволяющей провести расчет необходимых параметров с учетом распределения поля скоростей теплоносителя в ТВС, соответствующего нужным значениям массового расхода натрия в тракте охлаждения устройства, и рассчитанному ранее распределению мощности в ТВС.

По результатам расчетов определен расход натрия через испытательную секцию (1,4 кг/с) в установленном режиме теплообмена, температурное поле в испытательной секции ТВС, теплоносителя и поле скоростей теплоносителя в испытательной секции (рисунок 4).

*Таблица 1. Энергетические параметры ТВС при оптимальном размещении и мощности ИГР 34,5 МВт*

	Требования заказчика	Результаты расчетов
<b>Мощность нижней зоны деления ТВС, Вт/г(UO<sub>2</sub>)</b>	37	37,2
<b>Мощность верхней зоны деления ТВС, Вт/г(UO<sub>2</sub>)</b>	46	45,8

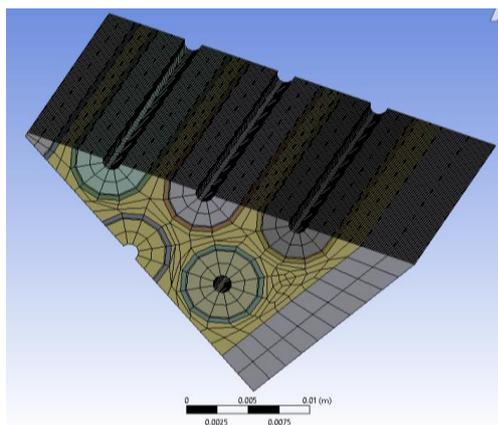
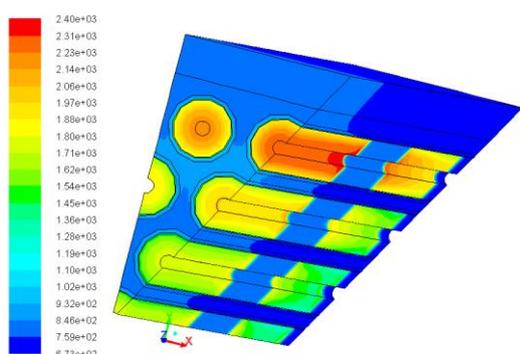
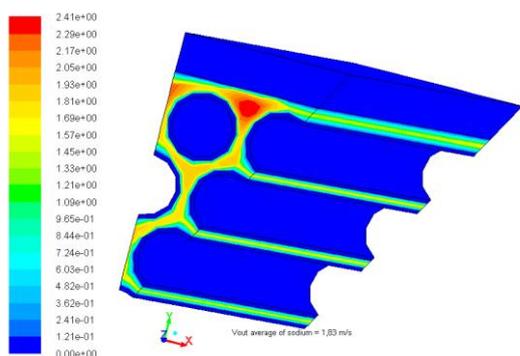


Рисунок 3. Фрагмент трехмерной расчетной модели испытательной секции



Распределение температуры [K] в испытательной секции и теплоносителя



Поле скоростей теплоносителя [m/s]

Рисунок 4. Результаты определения теплогидродинамических параметров

Установлено, что максимальная температура твэлов ТВС при заданных энергетических параметрах не превысит 2400 К. В ТВС наблюдается радиальная неравномерность температуры теплоносителя (до 80 К) в тракте охлаждения и азимутальная неравномерность температуры на оболочках твэлов (до 70 К).

Расчетное время достижения установившегося режима теплообмена между ТВС и натрием на стационарном уровне мощности ТВС составляет 30...40 секунд с момента подъема мощности реактора ИГР (рисунок 5).

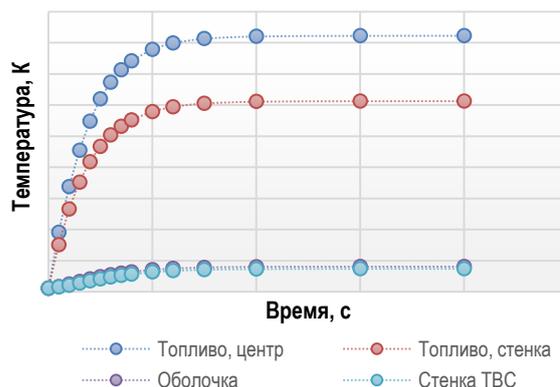


Рисунок 5. Характер изменения температуры топливной таблетки (в центре и на периферии) и оболочки самого теплонапряженного твэла, температуры стенки чехла ТВС при выходе на стационарный режим теплообмена

Таким образом, расчетным путем была показана возможность обеспечения требуемых параметров модельной ТВС в реакторных испытаниях при использовании предложенной конструктивной схемы внутрореакторного устройства. На основании полученных результатов расчетного обоснования была разработана конструкция экспериментального устройства (рисунок 6), на базе которой будет осуществляться детальное проектирование.

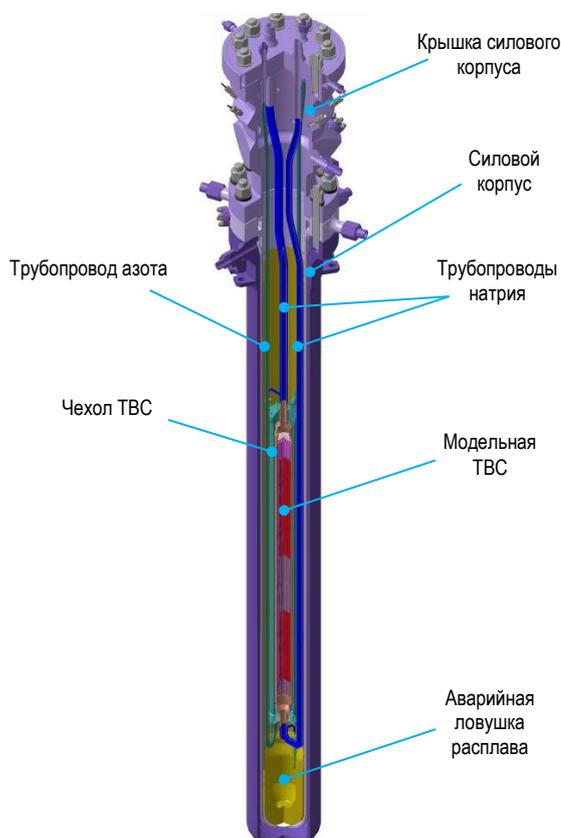


Рисунок 6. Конструкция устройства для испытаний модельной ТВС перспективного реактора

**РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ  
ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ РЕЖИМОВ  
РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ**

Следующей задачей исследований являлось обоснование диаграммы изменения мощности реактора ИГР в экспериментах с целью обеспечения требуемых режимов испытаний. На данном этапе был проведен комплекс нейтронно-физических расчетов кинетики реактора ИГР с экспериментальным устройством, а также экспериментальная отработка диаграммы изменения мощности реактора в серии пусков.

Целью проведенных в рамках данной задачи нейтронно-физических расчетов являлось определение требуемой диаграммы изменения мощности реактора ИГР в экспериментах и соответствующей ей закономерности движения регулирующих стержней реактора.

Процедура реализации диаграммы реактора в эксперименте по исследованию поведения топлива в случае аварии с прекращением расхода теплоносителя (условное наименование ТИВ – Total Instantaneous flow Blockage) включает в себя следующие этапы:

- выход на стационарный режим мощности ИГР с использованием пусковых стержней (ПС);
- поддержание стационарного уровня мощности ИГР с использованием компенсирующих стержней (КС);
- сброс мощности ИГР путем ввода в реактор компенсирующих стержней.

В эксперименте по исследованию поведения топлива в случае аварии с резким ростом мощности (условное наименование ТОР - Transient Over Power) после выхода реактора на стационарный режим реализуется импульс мощности. Важными условиями реализуемости требуемых режимов изменения мощности реактора, особенно в эксперименте ТОР, являются обеспечение необходимой скорости движения регулирующих стержней для реализации максимально быстрого роста мощности и обеспечение средней температуры активной зоны на уровне ниже предельно допустимого (1373 К).

Результаты расчетного моделирования диаграммы планируемых экспериментов (рисунок 7) продемонстрировали возможность реализации требуемых режимов испытаний, определен режим импульса мощности в эксперименте ТОР с максимально возможной скоростью роста мощности до уровня 6730 МВт, т.е. в 195 раз относительно стационарного уровня мощности. Полуширина вспышки при этом составит 0,174 секунды (рисунок 8).

Кроме того, показано (рисунок 9), что при реализации планируемых диаграмм не будет достигнута предельная рабочая температура активной зоны реактора ИГР (1373 К).

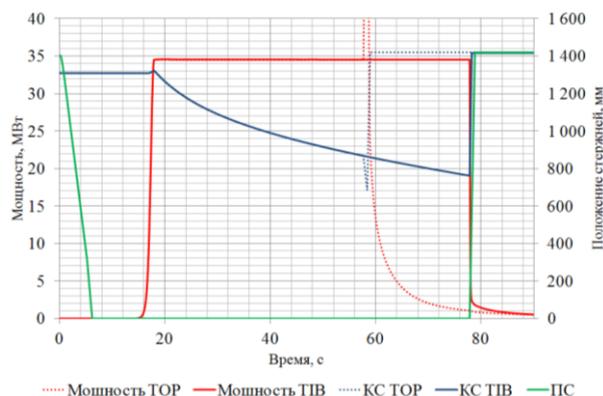


Рисунок 7. Мощность и положение стержней регулирования ИГР в экспериментах ТИВ и ТОР

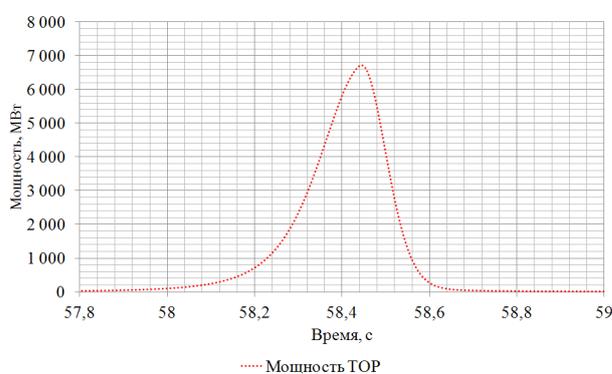


Рисунок 8. Максимально возможный по скорости и уровню режим роста мощности в эксперименте ТОР

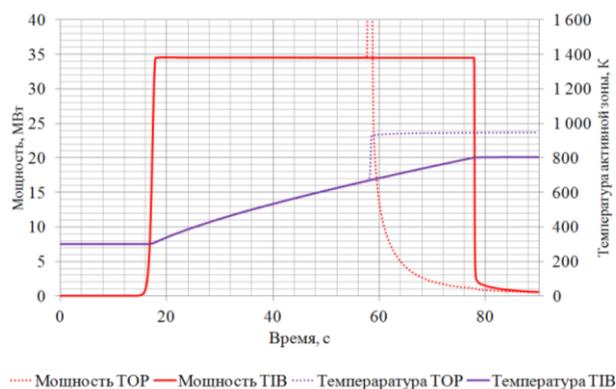


Рисунок 9. Расчетная температура активной зоны реактора ИГР при реализации планируемых диаграмм

Экспериментальная отработка диаграммы изменения мощности реактора выполнялась с целью проверки практической реализуемости режимов работы реактора с резким ростом мощности для экспериментов ТОР. Реализованы три пуска реактора с различными уровнями стационарной ( $P_0$ ) и пиковой ( $P_{max}$ ) мощности (рисунки 10-12, таблица 2).

Таблица 2. Основные параметры ИГР в пусках

Отношение пиковой мощности ИГР к начальной ( $P_{max}/P_0$ )	Начальная мощность ИГР ( $P_0$ ), МВт	Пиковая мощность ИГР ( $P_{max}$ ), МВт	Энерговыведение в активной зоне ИГР, МДж
~ 13	20,3	275	355
~ 46	14,1	657	435
~ 93	27,6	2575	860

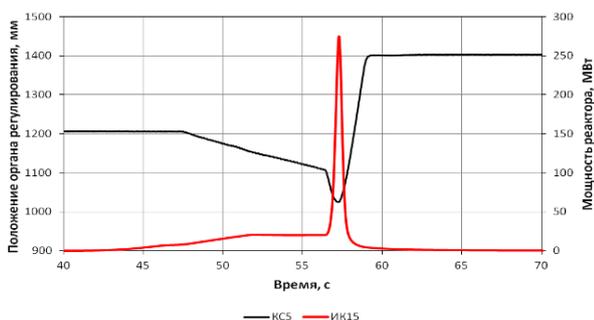


Рисунок 10. Диаграмма пуска с импульсом  $P_{max}/P_0 = 13$

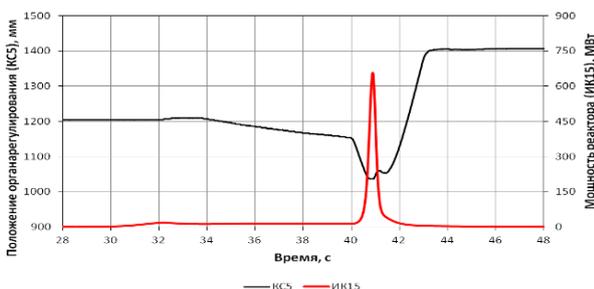


Рисунок 11. Диаграмма пуска с импульсом  $P_{max}/P_0 = 46$

Экспериментальная отработка диаграммы изменения мощности реактора наряду с проведенными расчетами показала возможность практической реализации режимов испытаний, обеспечивающих условия моделирования аварийной ситуации с резким ростом мощности ТВС.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Курчатов, И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / И.В. Курчатов, С.М. Фейнберг, Н.А. Доллежал // Атомная энергия. – 1964. – Т. 17, № 6. – С. 463-474.
2. Васильев Ю.С. Исследования процессов, сопровождающих тяжелые аварии энергетических реакторов с плавлением активной зоны / Ю.С. Васильев, А.Д. Вурим, А.А. Колодешников и др. // Экспериментальные исследования в области безопасности атомной энергии / Национальный ядерный центр Республики Казахстан. – Курчатов, 2010. – С. 225-263.
3. Konishi, K., et al, "Overview of the EAGLE program aiming at resolution of the recriticality issue for the fast reactors", International Conference "Nuclear Power of Republic of Kazakhstan", Kurchatov, Kazakhstan, September 3-5, 2007.
4. Kotov V.M., Irkimbekov R.A., Kurpesheva A.M., Bench-Mark model of the IGR reactor. - The collection of theses of 8th International conference «Nuclear and radiation physics», Almaty, 20-23th. September, 2011., p. 37.
5. Definition of distribution of power density in the channel of experimental device ID3 on the IGR reactor/ Zhagiparova L.K., Irkimbekov R.A./ICNRP' 12: report VIII International Conference, Almaty, 6 - 8th of June, 2012.
6. Research of dependence of values of reactivity temperature coefficient from a physical condition of core of the IGR reactor/ Irkimbekov R. A, Vurim A.D// Vestnik NNC RK, series Atomic energy industry and safety of the NPP, number or issue 3, Kurchatov, NNC RK, 2012.

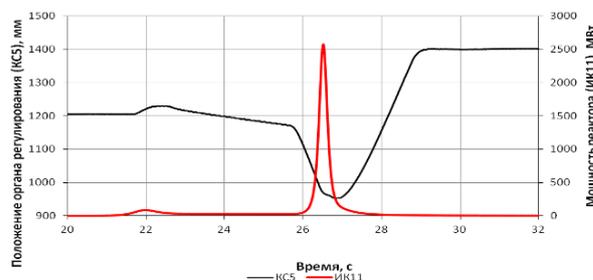


Рисунок 12. Диаграмма пуска с импульсом  $P_{max}/P_0 = 93$

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты проведенных расчетно-экспериментальных исследований подтвердили техническую возможность реализации первого этапа программы внутриреакторных испытаний модельной ТВС демонстрационного реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. Показана возможность обеспечения требуемых параметров экспериментов в рамках испытаний на исследовательском реакторе, позволяющих исследовать поведение модельной ТВС при возникновении аварийных ситуаций, обусловленных прекращением расхода теплоносителя и резким неконтролируемым ростом мощности реактора.

**КЕЛЕШЕКТІ РЕАКТОРДЫҢ МОДЕЛЬДІК ЖШҚ ІШКІ РЕАКТОРЛЫҚ СЫНАҚТАР  
БАҒДАРЛАМАСЫН ҚОЛДАУДА ЕСЕПТІК-ТӘЖІРИБЕЛІК ЗЕРТТЕУЛЕР**

<sup>1)</sup> Вурим А.Д., <sup>1)</sup> Витюк В.А., <sup>1)</sup> Гайдайчук В.А., <sup>1)</sup> Пахниц А.В., <sup>1)</sup> Иркимбеков Р.А., <sup>2)</sup> Зверев В.В.

<sup>1)</sup> ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

<sup>2)</sup> Қазақстан Республикасы Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов, Қазақстан

Мақалада демонстрациялық шапшаң реактордың модельдік жылу шығаратын құрастырудың натрийлік жылу тасымалдағышпен реакторлық сынақтарды қолдауда есептік-тәжірибелік зерттеулерді жүргізудің негізгі қорытындылары ұсынылды. Модельдік ЖШҚ ішкі реакторлық қондырғының сынақтар режимдерін және конструкциясының есептік негіздеу нәтижелері және де жоспарланған сынақтарда импульстік зерттеу реакторы қуатының өзгерістер диаграммасын өңдеу бойынша әдістемелік тәжірибелер нәтижелері келтірілді. Алынған есептік және тәжірибелік мәліметтері реактор қуатының күрт бақыланбайтын өсу және жылу тасымалдағыш шығынын қысқартумен шартталған, апаттық жағдайларда модельдік ЖШҚ тәртібін модельдеуге мүмкіндік беретін, ішкі реакторлық тәжірибелердің талап етілетін параметрларын қамтамасыз ету мүмкіндігін растайды. Мақалада ұсынылған нәтижелер натрийлік жылу тасымалдағышпен келешекті реактордың ауыр апаттарын зерттеу бойынша тәжірибелік бағдарламаны жүзеге асыру бойынша шешімді қабылдау үшін негіз болады.

**COMPUTATIONAL AND EXPERIMENTAL STUDY IN SUPPORT OF IN-PILE TEST PROGRAM  
FOR MODEL FA OF ADVANCED REACTOR**

<sup>1)</sup> A.D. Vurim, <sup>1)</sup> V.A. Vityuk, <sup>1)</sup> V.A. Gaidaichuk, <sup>1)</sup> A.V. Pakhnits, <sup>1)</sup> R.A. Irkimbekov, <sup>2)</sup> V.V. Zverev

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

<sup>2)</sup> National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan

The paper addresses main efforts of computational and experimental study in support of in-pile tests using fuel assembly (FA) of demo sodium cooled fast neutron reactor; illustrates calculation results regarding structure and test modes of in-pile device with model FA and demonstrates outcomes of methodical experiments intended for developing the pulse reactor power change in scheduled tests. Achieved computational and experimental data validated the feasibility of required in-pile test parameters affording to simulate model FA behavior during an accident induced with transient over power and total instantaneous flow blockage. Given in article results are the bases for decision-making to implement experimental program on study severe accident occurring in advanced sodium cooled fast neutron reactor.

УДК 538.971

## ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ПЛАЗМЫ С ПОВЕРХНОСТЬЮ ВОЛЬФРАМА В ПЛАЗМЕННО-ПУЧКОВОЙ УСТАНОВКЕ

Рахадиллов Б.К., Туленбергенов Т.Р., Соколов И.А., Гановичев Д.А., Миниязов А.Ж., Колодешников А.А., Зуев В.А.

*Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

В статье исследовано взаимодействие плазмы с поверхностью вольфрама в плазменно-пучковой установке. Установлено, что степень разрушения поверхности вольфрама зависит от продолжительности облучения. Облучение стационарной плазмой длительностью 360 мин приводит к формированию структурных нарушений поверхности вольфрама в виде мелких пор и микротрещин, а при облучении стационарной плазмой в течение 120 мин на поверхности вольфрама отсутствуют какие-либо дефекты в виде трещин и пор. Определено, что после облучения плазменным пучком в течение 120 мин микротвердость вольфрама увеличивается от 2700 МПа до 3350 МПа, а затем при дальнейшем облучении в течение 360 мин микротвердость вольфрама снижается до 2900 МПа. Определены основные факторы, влияющие на изменение микротвердости вольфрама при воздействии плазменных пучков.

### ВВЕДЕНИЕ

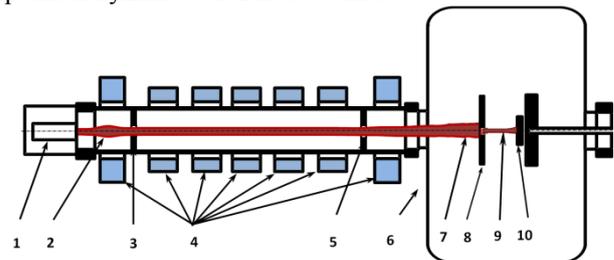
Актуальным вопросом, возникающим при реализации проекта термоядерного реактора, является выбор материалов, обращенных к плазме. В настоящее время одним из наиболее перспективных материалов, обращенных к плазме, является вольфрам, который обладает комплексом уникальных физических свойств: низкий коэффициент физического распыления, высокая температура плавления, высокая теплопроводность, низкое накопление трития [1].

Результатом воздействия плазмы на материал является распыление и испарение материала, изменения структуры и фазового состояния материала, образование на поверхности новых химических соединений и т.д. Таким образом, изучение процессов, происходящих при взаимодействии плазмы с материалами, представляет научный и практический интерес, как для исследований в области физики плазмы и проблемы управляемого термоядерного синтеза, так и с точки зрения изучения элементарных физических процессов, происходящих при воздействии на поверхность твердого тела потоков корпускулярных излучений, при которых активируются радиационно-стимулированные эффекты [2]. Сложность и многофакторность взаимодействия плазмы с материалами, а также дороговизна натуральных испытаний на полномасштабных установках, определяют необходимость экспериментального моделирования с использованием малых специализированных имитационных установок [3]. Получение надежной базы данных для материалов, контактирующих с плазмой, моделирование эффектов воздействия плазмы на поверхности конструкционных и экранных материалов в термоядерном реакторе с помощью имитационной установки являются весьма актуальными материаловедческими задачами.

В связи с вышеизложенным, целью настоящей работы является исследование взаимодействия плазмы с поверхностью вольфрама в плазменно-пучковой установке.

### ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА И УСЛОВИЯ ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Экспериментальное исследование взаимодействия плазмы с поверхностью вольфрама было проведено на имитационном стенде с плазменно-пучковой установкой [4]. Плазменно-пучковая установка представляет собой генератор плазмы, в котором для получения плазмы используется плазменно-пучковый разряд. Схема установки приведена на рисунке 1. Установка обеспечивает получение следующих параметров плазменного потока: диаметр плазменного потока перед мишенью – до 30 мм; напряженность магнитного поля, создаваемая на оси электронно-лучевой пушки (ЭЛП) – 0,1 Тл; величина тока в плазме около 400 мА; плотность потока плазмы в пучке – до  $10^{22} \text{ м}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ ; электронная температура плазмы – до 100 эВ. Максимальная мощность электронной пушки составляет 30 кВт.



1 – электронная пушка; 2 – камера плазменно-пучкового разряда; 3, 5 – диафрагма; 4 – электромагнитные катушки; 6 – камера взаимодействия; 7 – плазменно-пучковый разряд; 8 – коллектор; 9 – плазменный пучок; 10 – мишень (образец).

*Рисунок 1. Схема плазменно-пучковой установки*

Принцип работы установки состоит в следующем. Электронная пушка формирует аксиально-симметричный электронный пучок. Электронный пучок взаимодействует с рабочим газом в разрядной камере, образуя плазменный шнур. Фокусировка электронного и плазменного пучков происходит в разрядной камере при помощи электромагнитной системы. Электромагнитная система, представляющая собой

систему катушек, создает продольное магнитное поле в разрядной камере. Снижая или увеличивая электрический ток, протекающий по электромагнитным катушкам, снижается или увеличивается напряженность магнитного поля в камере плазменно-пучкового разряда, которая в свою очередь влияет на диаметр пучка. Плазменный разряд попадает на образец испытываемого материала, который размещен на мишенном устройстве в камере взаимодействия. Схема плазменно-пучковой установки приведена на рисунке 1.

Параметры плазмы измеряются электрическим зондом Ленгмюра. Температура мишени контролируется с помощью оптического пирометра (рисунок 2).

В соответствии с поставленными задачами в качестве объекта исследования был выбран поликристаллический вольфрам марки СВИ-1. Образцы для испытания были вырезаны на электроэрозионном станке в виде цилиндра диаметром 10 мм и высотой 5мм. Перед облучением образцы шлифовали и полировали. Основные параметры облучения: рабочий газ – гелий, давление газа в режиме плазменно-пучкового разряда составило  $2 \cdot 10^{-3}$  Тор, время облучения – 120 и 360 мин. Мощность электронного пучка составила 450 Вт. (ускоряющее напряжение 5 кВ, ток пучка 90 мА). Состав остаточных газов в камере взаимодействия контролировался масс-спектрометром CIS100. На рисунке 3 представлены диаграммы состава остаточных газов перед началом эксперимента и во время эксперимента. Из рисунка 3 видно, что в состав остаточных газов входили в основном водяной пар (массовое число 18) с парциальным давлением  $1,3 \cdot 10^{-6}$  Торр и азот (массовое число 28) с парциальным давлением около  $1 \cdot 10^{-7}$  Торр. После облучения значение парциального давления водяного пара уменьшилось на  $\sim 33\%$  и составило  $0,8 \cdot 10^{-6}$  Торр.

Исследование структуры вольфрамового образца до испытания проводили при помощи оптического микроскопа OLIMPUS BX41M и растрового электронного микроскопа JSM-6390, оснащенного приставкой энергодисперсионного анализа. Микротвердость поверхностных слоев образцов вольфрама до и после облучения измеряли методом вдавливания алмазного индентора на приборе ПМТ-3М при нагрузке 50 г и выдержке под нагрузкой 10 с.

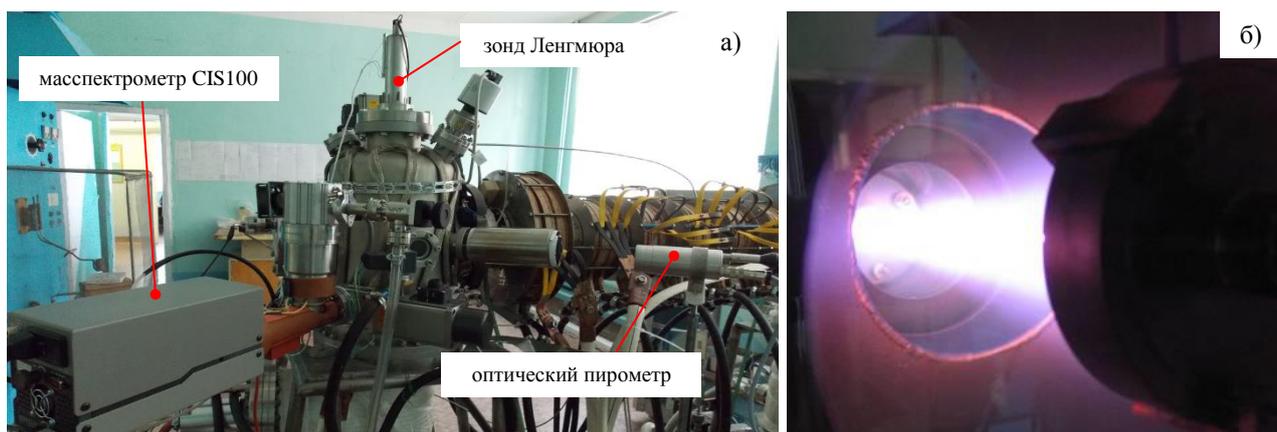


Рисунок 2. Внешний вид плазменно-пучковой установки (а) и вид плазменного пучка (б)

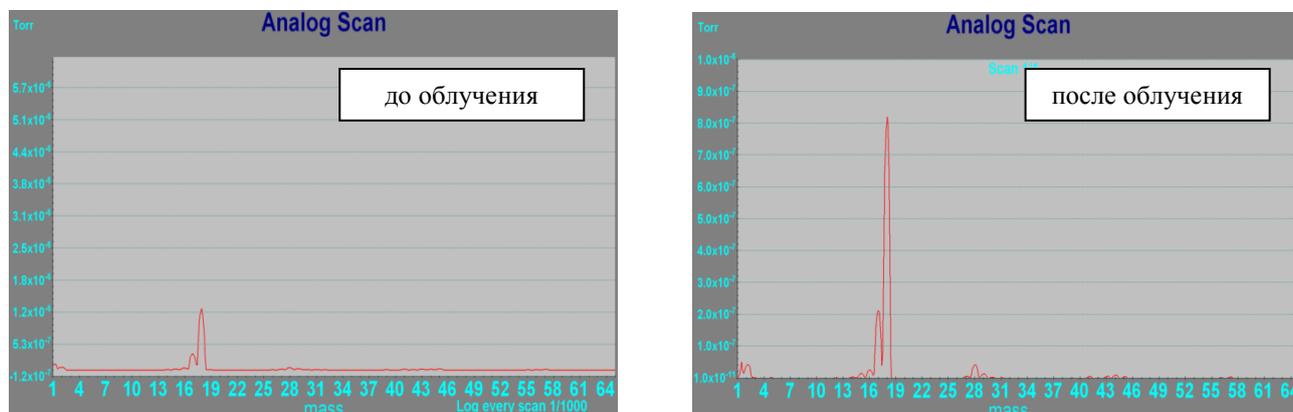


Рисунок 3. Состав остаточных газов в камере взаимодействия

#### РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

На рисунке 4 показаны металлографические снимки поверхности вольфрама до и после облучения гелиевой плазмой. Видно, что после облучения в течение 120 минут на поверхности вольфрама появляются различным образом ориентированные зерна, возникшие в результате бомбардировки образца ионами гелия. В некоторых местах поверхности наблюдаются разрушения – ямки травления.

С помощью растровой электронной микроскопии (РЭМ) была исследована структура поликристалли-

ческих вольфрамовых образцов после облучения гелиевой плазмой. На рисунке 5а показана микроструктура образца вольфрама, облученного в течение 120 мин. Из рисунка видно, что на поверхности вольфрама отсутствуют разрушения в виде трещин. Обнаружено, что поверхность вольфрама эродирует при облучении гелиевой плазмой. При этом происходит изменение её рельефа 5б. Это известный эффект реконструкции поверхности. Он связан с тем, что различные кристаллографические плоскости обладают различной стойкостью к эрозии.

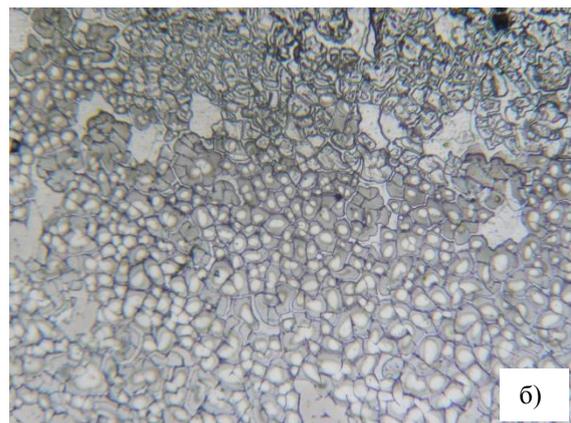
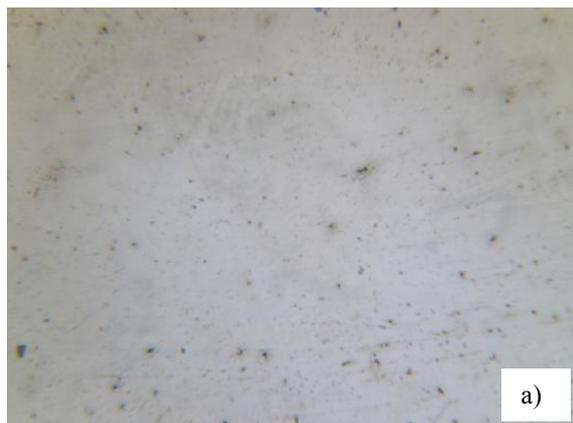


Рисунок 4. Микроструктура поверхности образцов вольфрама до (а) и после облучения плазменным пучком длительностью 120 мин (б) (увеличение  $\times 200$ )

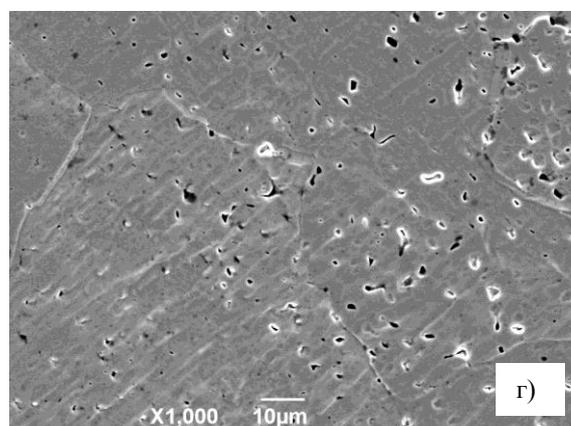
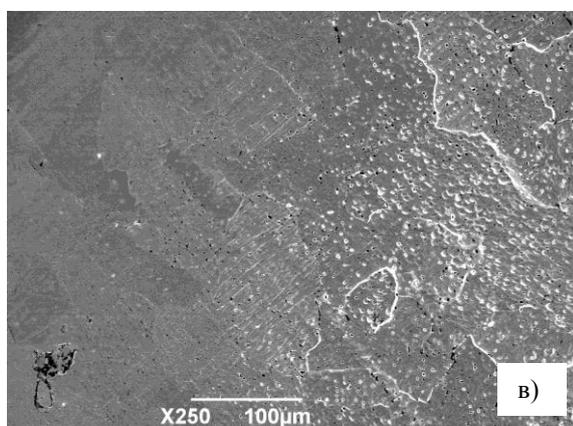
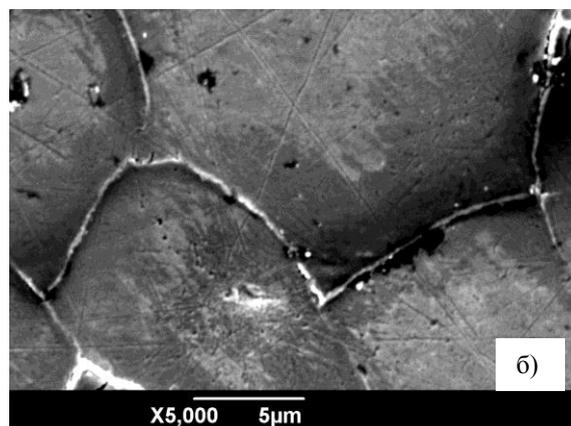
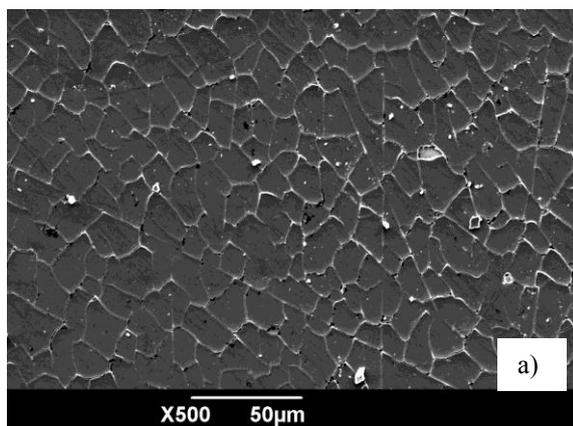


Рисунок 5. РЭМ-изображения поверхности образцов вольфрама после облучения плазменным пучком в среде гелия с продолжительностью 120 (а, б) и 360 (в, г) мин

На рисунках 5в и 5г приведены изображения образца, облученного в течение 360 мин. Видно, что в результате плазменного облучения продолжительностью 360 мин образуется большое количество мелких пор размером 0,5-1,5 мкм. В результате облучения вольфрама стационарной плазмой по границам зерен и в теле зерна проявляются ямки травления. Помимо этого в объеме вольфрама создается большое число микротрещин. Предполагается, что они направлены от поверхности в глубину металла. Система трещин создает транспортный путь между поверхностью и объемом материала, поэтому можно ожидать глубокое проникновение гелия в объем металла. Причиной появления этих структурных нарушений, по-видимому, являются механические напряжения в решетке вольфрама, вызванные имплантированным гелием.

Определено, что после облучения плазменным пучком длительностью 120 мин микротвердость вольфрама увеличивается от 2700 МПа до 3350 МПа, а затем при дальнейшем облучении до 360 мин микротвердость вольфрама снижается до 2900 МПа. Повышение микротвердости после облучения, возможно, связано с появлением дефектной дислокационной структуры. А снижение микротвердости с повышением продолжительности облучения до 360 мин, видимо, связано с появлением мелких пор и микротрещин.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. A.Makhankov, V. Barabash, I. Mazul, D. Youchison. Performance of the Different Tungsten Grades under Fusion Relevant Power Loads, Journal of Nuclear Materials, 290-293 (2001), pp 117-1122.
2. Диденко А.Н., Лигачев А.Е., Куракин И.Б. Воздействие пучков заряженных частиц на поверхность металлов и сплавов. М.: Энергоатомиздат, 1987. - 184 с.
3. Рогов А.В., Вуколов К.Ю. Моделирование условия распыления в ИТЭР с использованием магнетронной установки. Методика и режимы распыления // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез. 2005. - Вып. 1. - С. 9-25.
4. Стенд имитационных испытаний в сопровождение исследований на токамаке КТМ (СИИ-КТМ): итоговый отчет: 85-3-021-129: Ч.1.- М.: МИФИ, 2005.- 46 с.

### ПЛАЗМАЛЫҚ ШОҚТЫҚ ҚОНДЫРҒЫДА ПЛАЗМАНЫҢ ВОЛЬФРАМНЫҢ БЕТІМЕН ӘСЕРЛЕСУІН ЗЕРТТЕУ

Рахадиллов Б.К., Туленбергенов Т.Р., Соколов И.А., Гановичев Д.А.,  
Миниязов А.Ж., Колодешников А.А., Зуев В.А

*ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан*

Мақалада плазмалық шоқтық қондырғыда плазманың вольфрамның бетімен әсерлесуі зерттелген. Стационарлы гелийлі плазмамен сәулелендіргеннен кейін вольфрамның беті сәулелендіру ұзақтығына тәуелді түрде бүлінетіндігі анықталды. Стационарлық плазмамен 360 мин сәулелендіру вольфрам бетінің ұсақ қуыстар мен микрожырықтардың пайда болуымен құрылымдық бүлінуіне әкеледі. Ал стационарлық плазмамен 120 мин сәулелендіру кезінде вольфрамның бетінде жарықтар мен қуыстар түріндегі ақаулар байқалмайды. Плазмалық шоқпен 120 мин сәулелендіруден кейін вольфрамның микротаттылығы 2700 МПа-дан 3350 МПа-ға дейін артағандығы, ал ары қарай 360 мин дейін сәулелендіруден кейін вольфрамның микротаттылығы 2900 МПа-ға дейін төмендейтіндігі анықталды. Плазмалық шоқтық әсерімен вольфрамның микротаттылығының өзгеруіне әсер ететін негізгі факторлар анықталды.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

По результатам проведенных работ можно сделать следующие выводы:

– установлено, что при стационарном облучении плазмой поверхность вольфрама разрушается. Степень разрушения зависит от длительности облучения. Облучение стационарной плазмой длительностью 360 мин приводит к формированию структурных нарушений поверхности вольфрама: появлению мелких пор и микротрещин. При облучении стационарной плазмой в течение 120 мин на поверхности вольфрама отсутствуют какие-либо дефекты в виде трещин и пор;

– определено, что микротвердость поверхности образца вольфрама в исходном состоянии составила 2700 МПа. После облучения плазмой длительностью 120 мин микротвердость увеличилась до 3350 МПа, а затем при дальнейшем облучении продолжительностью до 360 мин микротвердость снизилась до 2900 МПа. Повышение микротвердости после плазменного облучения, возможно, связано с появлением дефектной дислокационной структуры за счет бомбардировки ионами гелия. А снижение микротвердости с повышением продолжительности облучения до 360 мин, видимо, связано с появлением мелких пор, блистеров и микротрещин.

**RESEARCH PLASMA INTERACTION WITH A TUNGSTEN SURFACE  
IN THE PLASMA BEAM INSTALLATION**

**В.К. Rakhadilov, I.A. Sokolov, T.R. Tulenbergenov, D.A. Ganovichev,  
A.Zh. Miniiazov, A.A. Kolodeshnikov, V.A. Zuev**

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

In the article was carried out investigation of the plasma interaction with tungsten in plasma beam installation. It was established that intensity of tungsten destruction depends on the duration of irradiation. Irradiation of tungsten sample during 360 min by stationary helium plasma resulted in formation of the structural defects of tungsten surface (pores and micro cracks), and there were not such defects as micro cracks and pores after irradiation during 120 min. It was determined that after irradiation during 120 min microhardness of the tungsten was increased from 2700 MPa to 3350 MPa, and after further irradiation with up to 360 minutes microhardness of tungsten sample was decreased to 2900 MPa. The main factors which affect the change in the microhardness tungsten under the influence of plasma beams were defined.

УДК 691.039.61

## МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАГНИТНЫХ ПОЛЕЙ В ВАКУУМНОЙ КАМЕРЕ ТОКАМАКА КТМ НА ОСНОВЕ МАТРИЦЫ ДАТЧИКОВ ХОЛЛА

Чектыбаев Б.Ж., Шаповалов Г.В.

*Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

Разработана усовершенствованная методика экспериментального определения магнитных полей внутри вакуумной камеры токамака КТМ с использованием матрицы из 36 миниатюрных датчиков Холла, которая позволяет проводить прямые измерения динамики магнитных полей в двумерной области полоидального сечения вакуумной камеры. Для калибровки датчиков Холла усовершенствована методика калибровки, позволяющая повысить точность измерений магнитных полей. Для увеличения каналов регистрации и повышения качества измерений использована штатная измерительная система токамака КТМ. Получены результаты измерений магнитного поля в вакуумной камере токамака КТМ, которые сравниваются с результатами расчетов по коду, использующему сигналы с индукционных датчиков напряжения обхода (ДНО) для восстановления распределения магнитного поля. Проведен анализ и сравнение экспериментальных данных с расчетами по коду с увеличенным по отношению к штатному варианту количеством ДНО.

### ВВЕДЕНИЕ

Продолжается подготовка к запуску создаваемого в Республике Казахстан токамака КТМ. На начальной фазе плазменного разряда для обеспечения лавинного пробоя и дальнейшего роста тока плазмы большую роль играет достижение минимума полоидального магнитного поля (нуль поля). Данный вопрос наиболее актуален на стадии подготовки токамака КТМ к физическому пуску. Однако существующий расчетный код [1], как было показано ранее путем сравнения расчетов с экспериментальными измерениями магнитных полей линейкой датчиков Холла [2], недостаточно точно восстанавливает картину магнитных полей и форму нуля поля. С другой стороны, методика измерений магнитных полей также имела ряд недостатков, приводящих к снижению точности измерений магнитных полей. К ним можно отнести следующие недостатки:

- невозможность одновременного измерения двумерной сетки распределения магнитного поля;
- относительно высокий уровень шума используемых датчиков Холла;
- геометрическая неточность установки, связанная с конструкцией крепления линейки ДХ.

Поэтому оценка точности расчетов магнитных полей по коду на основе сравнения с прямыми измерениями магнитных полей линейкой датчиков Холла была предварительной.

В настоящей работе представлена усовершенствованная экспериментальная методика прямых измерений магнитных полей в вакуумной камере (ВК) токамака КТМ на основе матрицы из 36 миниатюрных датчиков Холла, позволяющая проводить прямые измерения динамики полоидальных магнитных полей в области нуля поля, полученного в экспериментах на токамаке КТМ с использованием расчетов по коду. Также усовершенствована методика калибровки датчиков Холла, позволяющая повысить точность измерений магнитных полей. Представлены

результаты измерения динамики магнитных полей в вакуумной камере токамака КТМ, проведенного анализа и сравнения результатов измерений с расчетами по коду.

### 1 ВОССТАНОВЛЕНИЕ МАГНИТНОГО ПОЛЯ С ПОМОЩЬЮ РАСЧЕТНОГО КОДА

В работе [2] было установлено, что используемый расчетный код [1] для восстановления магнитного поля достаточно хорошо показывает качественную картину магнитного поля, однако абсолютное значение магнитного поля несколько отличается от измеренного, особенно вблизи внутреннего обхода ВК КТМ. Также установлено, что при увеличении количества ДНО точность определения магнитного поля возрастает.

Внутри вакуумной камеры КТМ имеется двенадцать штатных ДНО. На рисунке 1 показано расположение штатных и дополнительных ДНО внутри ВК КТМ. В настоящей работе было увеличено количество дополнительных ДНО. Два датчика (ДНО 26, 27) были установлены на диверторном столе, как показано на рисунке 1. Это было сделано для того, чтобы убрать массивный токопроводящий элемент в виде диверторного стола, располагающийся внутри расчетной области. Расчетный код допускает наличие токовых элементов внутри расчетной области, однако для этого необходимо измерять ток, текущий по нему, что для токамака КТМ в отношении диверторного стола не представляется возможным. Это связано со сложностью проведения измерения тока, текущего по элементам диверторного стола.

На рисунке 2 показан пример результата работы расчетного кода во время проведения одного из экспериментальных пусков. Внутри камеры изображены линии равного значения модуля индукции магнитного поля, а также линии уровня магнитного потока. Зелеными точками отображены ДНО. Также на рисунке показаны катушки электромагнитной системы токамака КТМ.

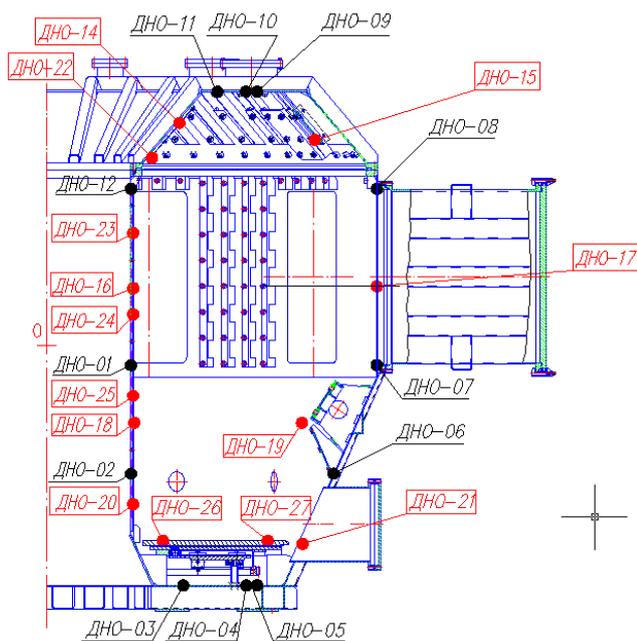


Рисунок 1. Размещение ДНО внутри ВК КТМ (красным цветом показаны дополнительные датчики)

## 2 МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАГНИТНОГО ПОЛЯ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ДАТЧИКОВ ХОЛЛА

Настоящая методика измерения магнитного поля в ВК токамака КТМ основана на использовании матрицы 36 миниатюрных датчиков Холла. Такой подход может позволить измерять магнитные поля в области нуля поля в одном эксперименте и, таким образом, определять уровни магнитных полей в области нуля поля. Так как нуль поля обычно представляет собой область полоидального сечения ВК, ограниченную окружностью с максимально допустимым уровнем модуля магнитного поля, то матрица датчиков Холла может обеспечить проведение измерений распределения магнитных полей в области нуля поля с достаточной достоверностью. В этом заключается причина применения матрицы датчиков Холла, как наиболее подходящего и технологичного варианта по сравнению с линейкой датчиков Холла, использованной в предыдущей методике. Усовершенствование методики проводилось также по юстировочным характеристикам несущей конструкции, точностным и шумовым характеристикам датчиков Холла.

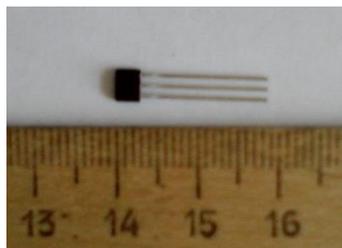


Рисунок 3. Датчик Холла модели A1301KUAT

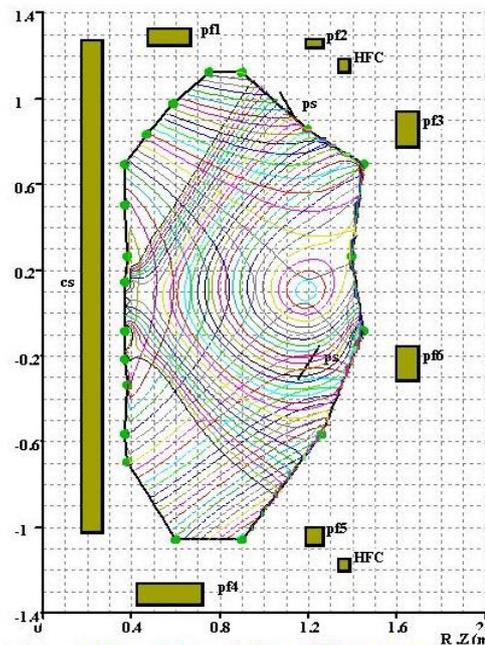


Рисунок 2. Карта магнитных полей внутри вакуумной камеры КТМ

Для новой измерительной системы были использованы датчики Холла модели A1301KUAT компании Allegro Microsystems [3]. Данная модель датчиков в отличие от предыдущих модели 1321LUA имеет лучшее соотношение сигнал/шум и позволяет измерять большее значение индукции магнитного поля. На рисунке 4 показан внешний вид датчика Холла.

Датчик Холла модели A1301KUAT конструктивно не отличаются от предыдущей модели – реализован в трехштырьковом миниатюрном корпусе SIP для монтажа в отверстие. Они имеют небольшие габариты  $3 \times 4 \times 1,5$  мм и представляет собой монолитную интегральную схему, где на одном кристалле объединены элементы Холла, линейный усилитель и оконечный каскад усиления, систему автоматической коррекции напряжения смещения и фильтрации сигнала, а так же схему динамической компенсации дрейфа. В таблице 1 приведены основные технические характеристики ДХ, которые улучшены по сравнению с предыдущим вариантом [2].

Таблица 1. Технические характеристики датчиков Холла модели A1321LUA

Характеристики	Значение	Единицы
Максимальная амплитуда измеряемого поля	880	Гс
Выходное напряжение при отсутствии магнитного поля	2,5	В
Напряжение питания	5	В
Чувствительность	2,5	мВ/Гс
Полоса пропускания	20	кГц
Широкополосный выходной шум, rms	150	мкВ

Для проведения магнитных измерений внутри ВК КТМ была разработана специальная конструкция для размещения датчиков Холла, которые образуют двухмерную сетку 6x6 – матрицу. На рисунке 4 показана конструкция измерительной матрицы датчиков Холла. На рисунке 5а показан эскиз размещения измерительной матрицы внутри ВК. На рисунке 5б показана фотография установленной матрицы внутри ВК во время проведения измерений. Вся

конструкция выполнена из немагнитных материалов. Конструкция разработана таким образом, что позволяет проводить измерения как тороидального магнитного поля, так и радиальной и горизонтальной составляющей полоидального магнитного поля. Для измерения той или иной составляющей магнитного поля необходимо установить матрицу нужной ориентацией.

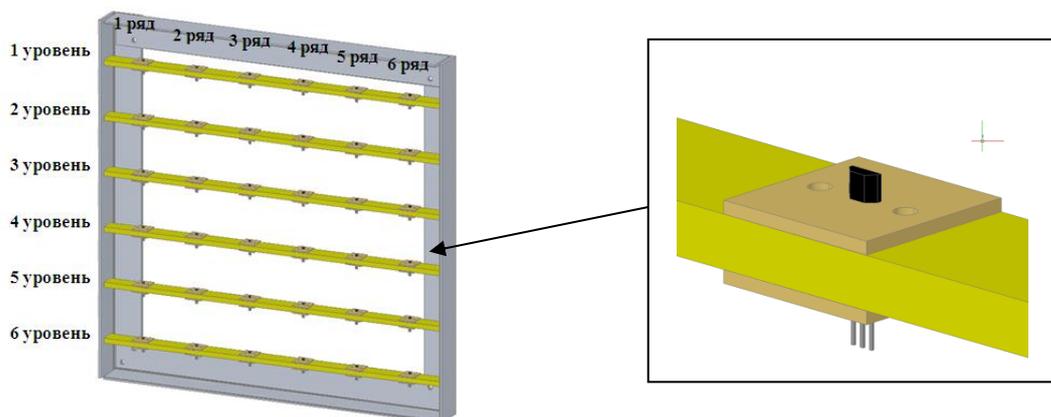


Рисунок 4. Конструкция матрицы датчиков Холла

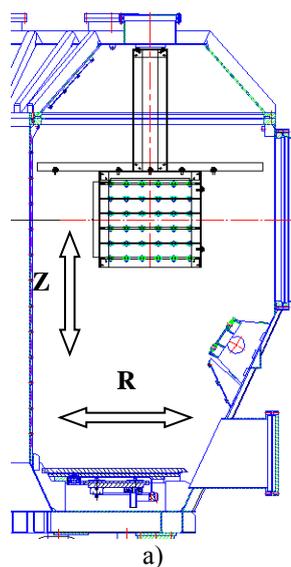


Рисунок 5. Размещение матрицы датчиков Холла внутри ВК КТМ

Для измерения тороидальной составляющей плоскость ДХ ориентирована перпендикулярно направлению тороидального магнитного поля. Для измерения вертикальной составляющей полоидального магнитного поля планки, на которых размещаются ДХ, поворачиваются на 90 градусов. И для измерения радиальной составляющей, после измерения вертикальной составляющей поля всю матрицу необходимо повернуть на 90 градусов. Таким образом, для того чтобы измерить распределение поля необходимо провести по крайней мере два идентичных пуска.

Вся матрица крепится на специальной штанге. Передвигая матрицу вдоль штанги можно провести измерения распределения поля по всему радиусу ВК. Для изменения вертикальной координаты используется большей длины вертикальный подвес.

### 3 КАЛИБРОВКА МАТРИЦЫ ДАТЧИКОВ ХОЛЛА

Для тестирования и проведения калибровки ДХ изначально планировалось использовать и была изготовлена небольшая катушка Гельмгольца, позволяющая создавать однородное вертикальное магнитное поле с известной величиной. Однако, как пока-

зал опыт, такая схема калибровки не очень удобна, так как занимает достаточно много времени в силу проведения необходимых манипуляций (выемки из линейки, фиксация внутри катушки Гельмгольца, подключения к измерительной линии и т.п.) с каждым из тридцати шести датчиков поочередно. В рабочем варианте для калибровки датчиков Холла был выбран способ одновременной калибровки всей измерительной матрицы непосредственно внутри ВК КТМ. На рисунке 6 показана схема размещения матрицы датчиков Холла в ВК токамака КТМ при калибровке.

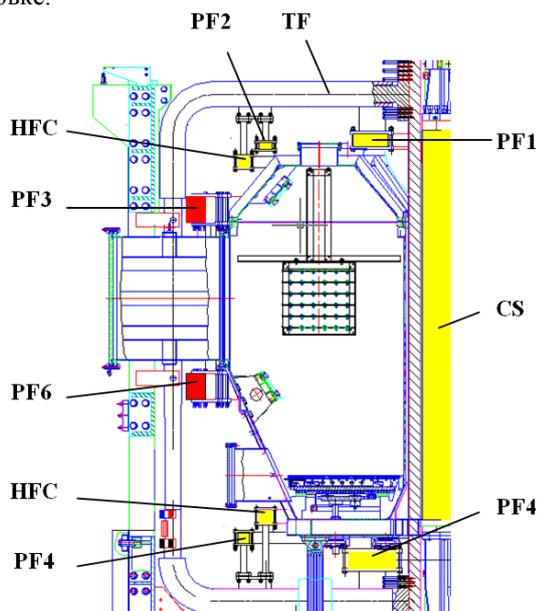


Рисунок 6. Размещение матрицы ДХ при проведении калибровки

В таком варианте калибровка возможна двумя способами:

- с использованием катушки тороидального магнитного поля (ТФС);
- с использованием катушек вертикального поля токамака КТМ (PF3, PF6).

Суть методики калибровки с использованием ТФС заключается в измерении датчиками Холла магнитного поля ТФС с заданным током катушки торои-

дального поля. При проведении калибровки с высокой точностью измеряется ток питания катушки тороидального поля с помощью стандартного шунта и далее по уравнению (1) [4] для определения магнитного поля тороидальной катушки вычисляется истинное значение поля в месте размещения матрицы датчиков Холла.

$$B_{TF} = \mu_0 \frac{NI_{TF}}{2\pi R}, \quad (1)$$

где  $NI_{TF}$  – число ампер витков тороидальной катушки,  $R$  – радиальная координата,  $\mu_0$  – магнитная постоянная.

Катушки PF3, PF6 имеют одинаковые геометрические параметры, расположены симметрично относительно ВК токамака КТМ и при последовательном соединении представляют собой большой аналог катушки Гельмгольца. Таким образом, при подаче тока на эти катушки в центре ВК образуется практически однородное магнитное поле. Для увеличения точности данной калибровки использовался расчетный код, позволяющий проводить расчеты распределения магнитного поля внутри ВК при подаче тока на эти катушки. Измеренные значения сигналов ДХ сравнивались с расчетными значениями по коду и по расчету по выражению (1).

Такая схема имеет ряд преимуществ: одновременная калибровка всех датчиков матрицы в условиях вакуумной камеры, калибровка в составе используемой системы регистрации. Для контроля и повышения достоверности результатов калибровки ДХ в вакуумной камере предварительно калибровался один из ДХ матрицы на малой катушке Гельмгольца.

Так как чувствительность ДХ несколько изменяется при отклонении напряжения питания и температуры от номинальных параметров, то во время проведения калибровки контролировался уровень напряжения питания, а также измерялась температура воздуха. Для достижения точности последующих измерений датчиками Холла после калибровки все эксперименты проводились при тех же уровнях напряжения питания и температуры.

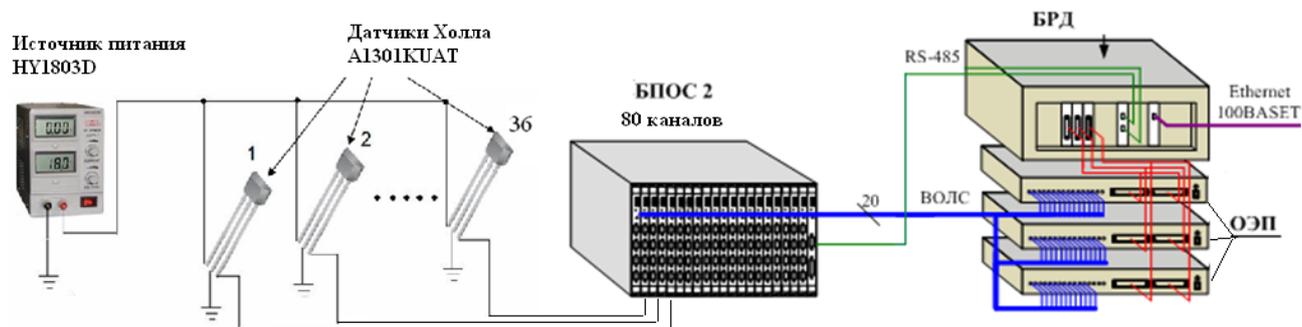


Рисунок 7. Схема измерения электрических сигналов с матрицы датчиков Холла

При проведении экспериментов сигналы с датчиков Холла регистрировались на восьмидесяти канальный блок первичной обработки сигналов (БПОС), входящий в состав ИИС КТМ и предназначенный для сбора данных с электромагнитных датчиков токамака КТМ. Частота регистрации равнялась 100 кГц на один канал при разрядности аналого-цифрового преобразователя 16 бит. Схема измерительной системы приведена на рисунке 7. Как видно из рисунка 7 сигнал с датчиков Холла регистрируется БПОС и далее в реальном времени оцифрованный сигнал передается по волоконно-оптической линии в блок регистрации данных (БРД), где и сохраняется.

Питание всех 36 датчиков матрицы осуществлялась от одного лабораторного источника питания фирмы Mastech модели NY1803D.

#### 4 РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЯ

Эксперименты проводились на токамаке КТМ, на которых предварительно была найдена конфигурация магнитного поля с нулем поля в полоидальном сечении ВК, а затем в область нуля поля была установлена, как показано на рисунке 6 матрица 36 ДХ. Так как область нуля большая, то измерения проводили на двух аналогичных экспериментах, в каждом из которых матрица имела свое положение в полоидальном сечении ВК со смещением второго положения в горизонтальном направлении на размер матрицы. Кроме того, в каждом положении матрицы измерялись вертикальные и горизонтальные компоненты магнитного поля. Для этого проводились еще по два аналогичных эксперимента, в каждом из которых устанавливалось одно из положений датчиков относительно вертикального или горизонтального поля поворотом матрицы на 90 градусов в полоидальной плоскости.

Таким образом в экспериментах в динамическом процессе изменения токов в катушках полоидального поля были измерены значения вертикальных и горизонтальных компонент магнитного поля во всех точках расположения ДХ в матрице. Из-за большого объема данных для примера были выбраны результаты измерений магнитных полей для одного из моментов времени. На рисунках 8-10 представлены результаты измерений магнитных полей только для одного столбца (ряда) и одной строки (уровня) матрицы в данный момент времени, на которых результаты измерений сравниваются с данными, полученными с помощью расчетного кода с использованием экспериментальных сигналов с 12 и 24 датчиков напряжения обхода, соответственно. На рисунке 8 по-

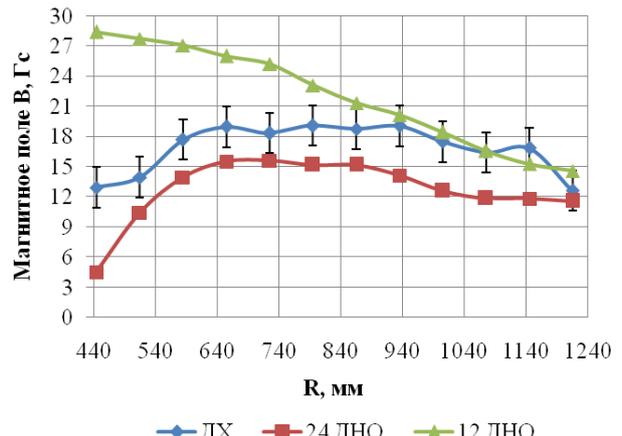
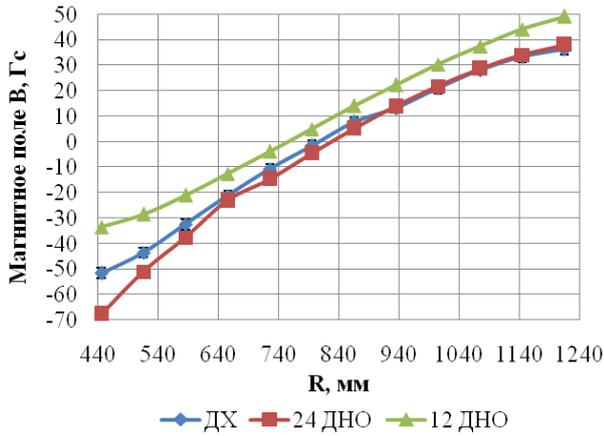
казано распределение вертикальной и горизонтальной компоненты магнитного поля по радиусу для уровня 2. На рисунке 9 показано распределение вертикальной и горизонтальной компоненты магнитного поля по вертикали для ряда 2. На рисунке 10 показано сравнение значений магнитного поля по модулю. На диаграммах сигналов ДХ показана стандартная погрешность, которая по оценкам составляет не более 2 Гаусс.

На рисунке 8а видно, что распределение вертикальной составляющей магнитного поля по радиусу подобно распределению, полученному по коду с 24 ДНО, и значительно отличается от распределения, полученного по коду с 12 ДНО. Это говорит о неточности расчетов по коду с 12 ДНО. В тоже время, измеренные значения вертикальной составляющей магнитного поля превышают примерно на 30% значения магнитных полей, полученные по коду с 24 ДНО. Такое несоответствие возможно связано с недостаточной точностью расчетов по коду даже с 24 ДНО или другими неучтенными факторами. На рисунке 8б видно, что распределение горизонтальной составляющей магнитного поля по радиусу подобно распределениям, полученным по коду с 12 и 24 ДНО. При этом отличие измеренных значений магнитного поля от данных по коду с 24 ДНО наблюдается только вблизи внутренней стенки ВК, где, как известно, значительный вклад в магнитную конфигурацию внутри ВК дают вихревые токи на стенке ВК. В этом случае, вероятно, расчеты по коду недостаточно точно учитывают вихревые токи на стенке ВК.

На рисунке 9а видно, что измеренные распределения вертикальной компоненты магнитного поля совпадают с расчетами по коду только по тенденции изменения по вертикали, но подобия не наблюдается и значения полей значительно отличаются от полученных по коду. На рисунке 9б видно, что измеренное распределение горизонтальной компоненты по вертикали существенно отличается от расчетов по коду, особенно для расчетов с 12 ДНО. В тоже время, отличие с расчетами по коду с 24 ДНО наблюдается значительно вблизи внешней стенки ВК, что объясняется влиянием вихревых токов на ней, плохо учтенных в расчетах по коду.

На рисунках 10а и 10б видно, что измерения и расчеты модуля магнитного поля имеют одинаковую тенденцию снижения значений магнитного поля вблизи нуля поля, хотя отличие в значениях модуля магнитного поля наблюдаются сильнее для расчетов с 12 ДНО.

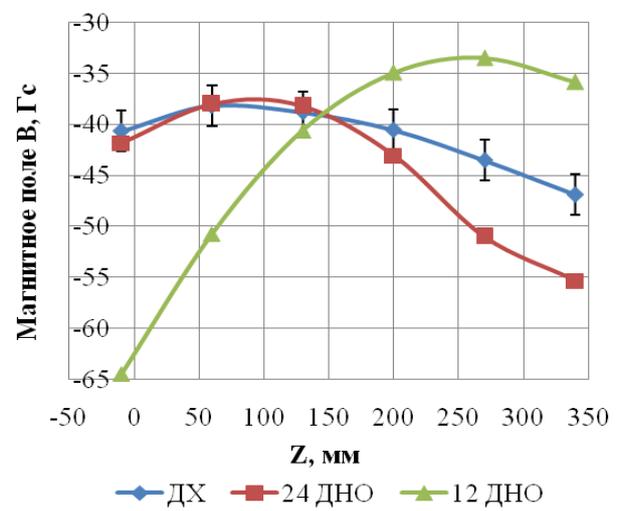
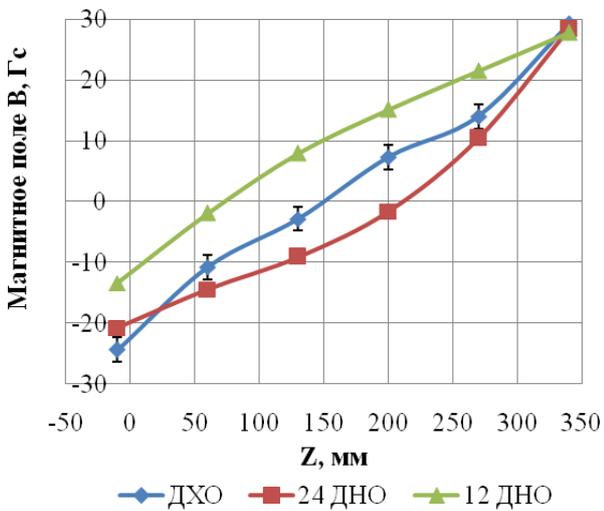
**МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАГНИТНЫХ ПОЛЕЙ  
В ВАКУУМНОЙ КАМЕРЕ ТОКАМАКА КТМ НА ОСНОВЕ МАТРИЦЫ ДАТЧИКОВ ХОЛЛА**



а) вертикальная составляющая магнитного поля

б) горизонтальная составляющая магнитного поля

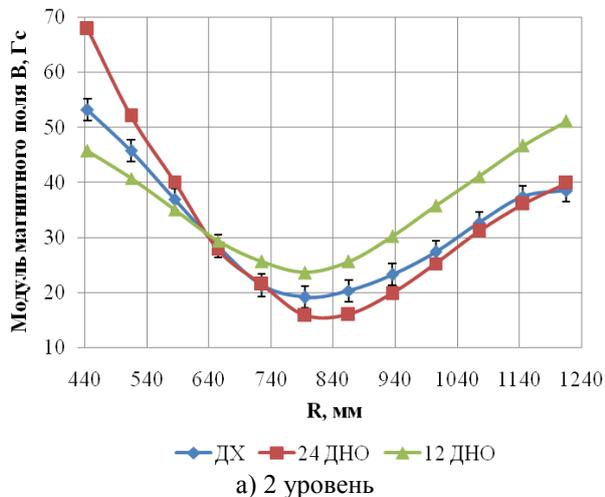
Рисунок 8. Результаты определения магнитного поля с использованием датчиков Холла и расчетного кода (2 уровень)



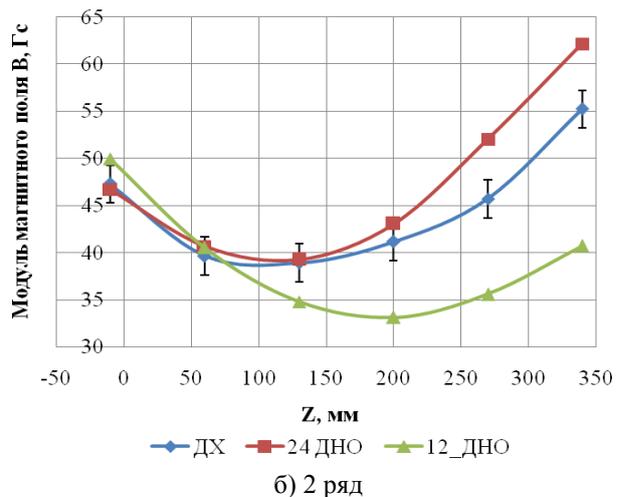
а) вертикальная составляющая магнитного поля

б) горизонтальная составляющая магнитного поля

Рисунок 9. Результаты определения магнитного поля с использованием датчиков Холла и расчетного кода (2 ряд)



а) 2 уровень



б) 2 ряд

Рисунок 10. Результаты определения магнитного поля с использованием датчиков Холла и расчетного кода

**МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАГНИТНЫХ ПОЛЕЙ  
В ВАКУУМНОЙ КАМЕРЕ ТОКАМАКА КТМ НА ОСНОВЕ МАТРИЦЫ ДАТЧИКОВ ХОЛЛА**

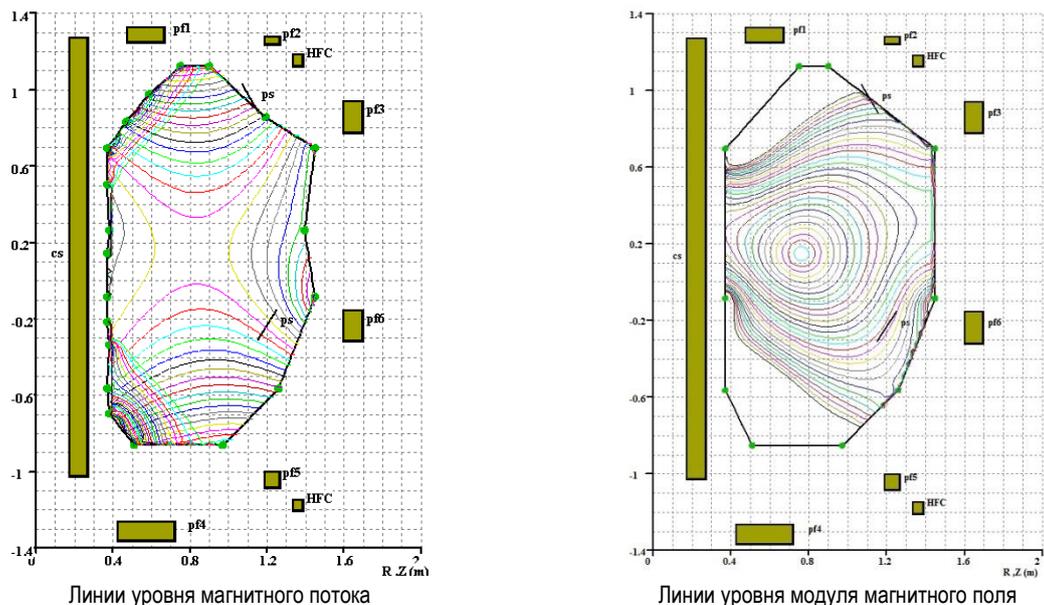


Рисунок 11. Карта магнитных полей, рассчитанная по коду для рассматриваемой временной точки

На рисунке 11 показана карта магнитного поля, построенная с помощью расчетного кода для рассматриваемого момента времени.

В таблицах 2-4 для наглядности приведены все значения распределение модулей магнитных полей в измеренной области вакуумной камеры в заданный момент времени. Красным цветом выделены значения области нуля поля, а синим – значения магнитного поля в центре нуля поля. Здесь можно наблюдать качественную картину нуля поля по измеренным и рассчитанным по коду значениям для модуля магнитного поля. Из данных таблиц видно, что положение нуля поля во всех трех случаях практически совпадает, что говорит о работоспособности методики и достоверности полученных по ней экспериментальных результатов.

Таким образом, анализ приведенных результатов измерений по сравнению с расчетами по коду показал, что измерения магнитных полей матрицей датчиков Холла совпадает с расчетами по коду с 24 ДНО по характеру и частично не совпадает по значениям. Вполне вероятно, что такие несовпадения связаны с неточностью определения магнитного поля по расчетному коду. Также видно, что значения магнитного поля, найденные по расчетному коду и 12 ДНО, резко отличаются вблизи внутренней стенки ВК, что связано, вероятно, с сильными электрическими наводками на элементах внутренней стенки вакуумной камеры, недостаточностью количества ДНО и неточностью восстановления магнитного поля с использованием расчетного кода.

Таблица 2. Распределение модулей магнитных полей (Гс), измеренных матрицей датчиков Холла

Z, mm \ R, mm	445	515	585	655	725	795	865	935	1005	1075	1145	1215
340	64.0	55.2	45.3	37.1	34.2	28.9	27.9	29.1	32.8	36.9	36.9	39.6
270	53.2	45.7	36.9	28.4	21.3	19.2	20.3	23.2	27.4	32.6	37.4	38.5
200	50.6	41.2	30.6	22.4	13.6	10.2	11.6	17.4	24.9	30.4	36.4	39.3
130	49.1	38.9	29.2	18.7	9.3	0.7	7.8	16.4	23.9	30.9	37.2	41.9
60	51.7	39.7	31.7	21.9	13.5	8.9	11.0	18.9	25.7	33.6	40.5	47.1
-10	57.3	47.3	38.7	29.9	22.2	17.1	18.9	23.2	28.8	36.4	44.7	52.8

Таблица 3. Распределение модулей магнитных полей (Гс), рассчитанных по коду с использованием сигналов 24 ДНО

Z, mm \ R, mm	445	515	585	655	725	795	865	935	1005	1075	1145	1215
340	76.2	62.2	49.7	37.2	30.6	25.8	24.9	26.5	29.8	34.3	38.3	41.3
270	67.8	52.1	40.1	27.8	21.4	15.8	16.1	19.8	25.2	31.1	36.1	39.8
200	55.1	43.1	34.2	21.8	14.6	6.9	8.1	14.9	22.6	29.3	36.1	40.7
130	43.3	39.2	32.1	21.4	13.7	4.8	6.2	14.6	22.1	29.9	37.7	43.5
60	44.6	40.6	33.9	25.1	18.5	12.8	13.7	18.2	25.6	32.3	40.7	47.7
-10	52.6	46.7	39.7	32.3	25.9	22.4	21.4	24.1	29.7	36.5	44.8	52.4

**МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАГНИТНЫХ ПОЛЕЙ  
В ВАКУУМНОЙ КАМЕРЕ ТОКАМАКА КТМ НА ОСНОВЕ МАТРИЦЫ ДАТЧИКОВ ХОЛЛА**

*Таблица 4. Распределение модулей магнитных полей (Гс), рассчитанных по коду с использованием сигналов 12 штатных ДНО*

Z, mm \ R, mm	445	515	585	655	725	795	865	935	1005	1075	1145	1215
340	45.7	40.7	35.0	29.3	25.5	23.6	25.6	30.2	35.7	41.1	46.6	51.1
270	41.4	35.5	28.3	21.4	16.1	15.1	19.1	25.2	32.2	38.7	45.1	50.1
200	40.5	33.1	24.3	15.7	8.1	7.4	14.4	22.3	30.5	37.8	44.9	50.5
130	43.5	34.7	24.5	15.1	6.4	5.7	13.8	22.1	30.6	38.3	45.6	52.3
60	51.5	40.5	29.8	21.1	14.7	13.4	18.1	25.3	32.8	40.3	47.9	55.2
-10	64.4	49.9	38.1	30.1	23.6	21.9	24.8	29.7	36.2	43.3	50.8	59.1

Полученные результаты показали, что в целом улучшенная методика, использующая вместо линейки матрицу ДХ, работоспособна и позволяет проводить измерения магнитных полей в полоидальном сечении ВК токамака КТМ. Необходимость проведения 4-х перестановок матрицы для одного измерения (режима токов в катушках полоидального поля) можно считать недостатком методики, который может быть устранен в дальнейшем путем использования двух или трех осевых ДХ и большего размера матрицы.

#### **6 Выводы**

В результате работы получена усовершенствованная методика прямого измерения магнитного поля в полоидальном сечении ВК токамака КТМ с использованием матрицы (6x6) из 36 датчиков Холла, которая по сравнению с использованием линейки датчиков Холла требует меньшее количество перестановок для измерений нуля поля. Повышена точность измерений применением датчиков Холла с большим соотношением сигнал/шум и позволяющим измерять большие значения индукции магнит-

ного поля. Была улучшена методика калибровки всей матрицы датчиков Холла, а также усовершенствована система регистрации сигналов с датчиков Холла путем применения каналов штатной системы регистрации токамака КТМ с частотой 100кГц при 16 разрядном аналого-цифровом преобразовании. Проведенные экспериментальные измерения магнитных полей внутри вакуумной камеры токамака КТМ и их сравнение с данными расчетов по коду показали работоспособность методики.

В дальнейшем планируется разработать новую измерительную матрицу с трехмерными линейными интегральными датчиками Холла. Это позволит проводить одновременное измерение радиальной и вертикальной составляющих магнитного поля. Новая конструкция позволит объединить достоинства двух предыдущих методик и нивелировать их недостатки.

*Работа выполнена в рамках координационного научно-исследовательского проекта МАГАТЭ F1.30.14, контракт № 17111/R1.*

#### **ЛИТЕРАТУРА**

1. Кавин, А.А. Лобанов, К.М. Методическое пособие по использованию расчетного кода для восстановления карты магнитного поля в вакуумной камере токамака КТМ по магнитным измерениям и токам в полоидальных обмотках. НИИЭФА имени Ефремова: 2009
2. Чектыбаев Б.Ж., Шаповалов Г.В., Маулимбердин Е.К. Экспериментальная методика определения магнитных полей в вакуумной камере токамака КТМ на основе датчиков Холла. Вестник НЯЦ РК, №3, 2011.
3. Корпорация Allegromicrosystems [Электронный ресурс]/ www.allegromicro.com. Спецификация. Ratiometric Linear Hall Effect Sensor ICs for High-Temperature Operation.
4. В.А. Глухих, В.А. Беляков, А.Б. Минеев Физико-технические основы управляемого термоядерного синтеза, Санкт-Петербург, Из-во Политехнического университета, 2006.

**ХОЛЛА ДАТЧИКТЕРІНІҢ МАТРИЦА НЕГІЗІНДЕ КТМ ТОКАМАГІНІҢ ВАКУУМДЫҚ  
КАМЕРАСЫНДА МАГНИТТІК ӨРІСТЕРДІ ТӘЖІРИБЕЛІК АНЫҚТАУ ӘДІСТЕМЕСІ**

**Чектыбаев Б.Ж., Шаповалов Г.В.**

*ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан*

Вакуумдық камераның полоидальдық қимасының екі өлшемді СА ласында магниттік өрістер динамигінің тұра өлшемдерін жүргізуге мүмкіндік беретін, Холланың 36 өте кішкене датчиктерінен матрицаны пайдаланумен КТМ токамагінің ішкі вакуумдық камераның магниттік өрістерді тәжірибелік анықтаудың жетілдірілген әдістемесі әзірленді. Холл датчиктерін мөлшерлеу үшін магниттік өрістердің дәлдік өлшемдерін арттыруға мүмкіндік беретін мөлшерлеу әдістемесі жетілдірілді. Өлшем сапасын арттыру және тіркеу каналдарын ұлғайту үшін КТМ токамагінің штаттық өлшем жүйесі пайдаланылды. Магниттік өрістің таратуын қалпына келтіру үшін айналма жол кернеуінің индукциялық датчиктерінен сигналдарды пайдаланылатын код бойынша есептер нәтижелерімен салыстырылатын КТМ токамагінің вакуумдық камерасында магниттік өріс өлшемдерінің нәтижелері алынды. АҚД санымен штаттық нұсқа жөнінде артырылған код бойынша есептерді тәжірибелік деректерді салыстыру және талдау жүргізу.

**THE METHOD OF EXPERIMENTAL DETERMINATION OF THE MAGNETIC FIELDS IN THE  
VACUUM CHAMBER OF KTM TOKAMAK ON THE BASIS OF THE HALL SENSOR MATRIX**

**B.Zh. Chektybayev, G.V. Shapovalov**

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

The improved method of experimental determination of the magnetic fields inside of the vacuum chamber of KTM tokamak using a matrix with 36 small-type Hall sensors, which allows performing direct measurements of the dynamics of magnetic fields in the two-dimensional domain of the poloidal cross section of the vacuum chamber, was developed. The calibration method was improved to calibrate of the Hall sensors that allows to increase of the precision of measurements of magnetic fields. The data acquisition system of KTM tokamak was used to increase of the measurement channels and improvement of the quality of measurements. The measuring results of the magnetic field in the vacuum chamber of KTM tokamak were obtained, which are compared with the results of calculations by numerical code that use the signals from the inductance sensors - voltage loop coils (VLC) for reconstruction of the magnetic field distribution. Analysis and comparison of experimental data with the calculations by the numerical code with increased amount of VLC were performed.

УДК 551.495:504.4.054:539.16

**ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИОННЫХ СВОЙСТВ ГРУНТОВ УЧАСТКА РУЧЬЯ КАРАБУЛАК**

Айдарханова А.К., Лукашенко С.Н., Коростелева С.В.

*Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

В данной статье рассмотрены сорбционные и десорбционные свойства грунта в статических и динамических условиях. Эксперименты в статических условиях характеризовали сорбционные процессы в местах поверхностных водопроявлений и в местах образования водосборов. В экспериментах в динамических условиях моделировалось движение подземных вод в водоносном горизонте.

Объектом исследований являлась экосистема (поверхностные и подземные воды, грунты, донные отложения) ручья Карабулак, загрязненная техногенными радионуклидами. Выбор данного объекта был обусловлен также тем, что в его долине расположен действующий хозяйствующий субъект, карьер флюоритового месторождения «Караджал».

В результате установлено, что в большинстве случаев  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  сорбируются полностью (100%) и не подвергаются десорбции. Сорбция радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  в зависимости от условий варьирует в широком диапазоне от 5% до 70%, при этом порядка 1% – 4% переходит обратно из грунта в раствор, т.е. десорбируется.

**ВВЕДЕНИЕ**

Проблема прогнозирования изменения радиационной ситуации на территории СИП является чрезвычайно актуальной и будет таковой еще в течение нескольких десятилетий. Это связано с большими периодами полураспада осколочных продуктов деления ( $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ) и трансурановых элементов ( $^{239+240,238}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$ ), чрезвычайно высокой их радиотоксичностью и специфичными особенностями миграции.

Радиационный мониторинг на территории горного массива Дегелен показал, что вынос радионуклидов из штолен с водопрооявлениями и накопление радиоактивности по руслам постоянных и временных водотоков продолжается до настоящего времени. Продолжающееся радиоактивное загрязнение окружающей среды поверхностными и подземными водами осложняет радиоэкологическую обстановку на полигоне и не исключается вынос радионуклидов за границы полигона. С учетом того, что на территории бывшего полигона активно ведется хозяйственная деятельность, необходимы исследования для разработки рекомендаций по безопасному ведению хозяйственной деятельности на этой территории.

Основной формой выхода радиоактивных продуктов из мест проведения ядерных испытаний является водная миграция радионуклидов. Изучение процессов и механизмов миграции техногенных радионуклидов с подземными и поверхностными водами неразрывно связано с изучением сорбционных процессов. Поэтому, для дальнейшего радиоэкологического прогнозирования необходимо изучить характер сорбции радионуклидов грунтами с территории СИП.

Таким образом, целью данной работы является определение сорбционных свойств грунта в статических и динамических условиях. В качестве объекта исследований выбран участок р. Карабулак.

**1 ОБЩАЯ ИНФОРМАЦИЯ****1.1 Объект исследования**

Объектом исследований данной работы являлась экосистема (поверхностные и подземные воды, грунты, донные отложения) р. Карабулак, загрязненная техногенными радионуклидами. Выбор данного радиационно-опасного объекта был обусловлен также тем, что в долине р. Карабулак расположен действующий хозяйствующий субъект, карьер флюоритового месторождения «Караджал» (рисунок 1).

Радиоэкологическая обстановка р. Карабулак определяется расположением его в непосредственной близости от горного массива Дегелен, который является одной из основных испытательных площадок СИП, где проводились подземные ядерные взрывы в горизонтальных горных выработках – штольнях. Все сооруженные на площадке «Дегелен» штольни расположены вблизи уровня подземных вод, либо в зоне инфильтрации атмосферных осадков, что обуславливает миграцию техногенных радионуклидов с водными потоками [1].

Ручей Карабулак образуется слиянием 3 водотоков, берущих свое начало из штолен №150, 152 и 511, расположенных на северных склонах горного массива Дегелен. В каждой из этих штолен проведены ядерные взрывы мощностью 20 кт. По результатам ранних исследований в водах р. Карабулак содержания техногенных радионуклидов  $^3\text{H}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  достигали 30 кБк/кг, 700 Бк/кг и 400 Бк/кг соответственно [2].

Поверхностный сток р. Карабулак прослеживается в период весеннего снеготаяния, в летний период долина пересыхает, представляя собой сухие участки и местами образуя водопрооявления переходящие в болотистые водоемы. Первый и второй водотоки, берущие начало из шт. №152 и 150 сливаются в 4 км от горного массива Дегелен и впадают в карьер флюоритового месторождения «Караджал» в виде

подземных вод. Третий водоток, начиная выход из шт. №511, проходит восточнее территории карьера и только потом присоединяется к р. Карабулак. В целом длина русла Карабулак прослеживается до 40 км от площадки «Дегелен» [3, 4].

Для проведения экспериментов по изучению сорбционных свойств горных пород были отобраны:

- донные отложения из русла р. Карабулак;
- горная порода, извлеченная из скважины посредством колонкового бурения – керн. Скважина была пробурена буровой установкой в той же точке, что и проба донных отложений.

В пробах донных отложений и керна определено содержание техногенных радионуклидов –  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{152,154}\text{Eu}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{90}\text{Sr}$ . По результатам  $\gamma$ -спектро-

метрических измерений проб грунта содержание  $^{137}\text{Cs}$  в пробе донных отложений составило  $30 \pm 3$  Бк/кг. Значения удельной активности остальных техногенных радионуклидов в оставшихся пробах находятся ниже предела обнаружения применяемой методики.

В точке отбора проб донных отложений в русле р. Карабулак произведен отбор пробы воды. В отобранной пробе определено содержание  $^3\text{H}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{239,240}\text{Pu}$ . По результатам радионуклидного анализа проб воды установлено присутствие техногенного радионуклида  $^3\text{H}$ , значения которого составило 35 000 Бк/кг. Значения удельной активности  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{239,240}\text{Pu}$  находятся ниже предела обнаружения применяемой методики.

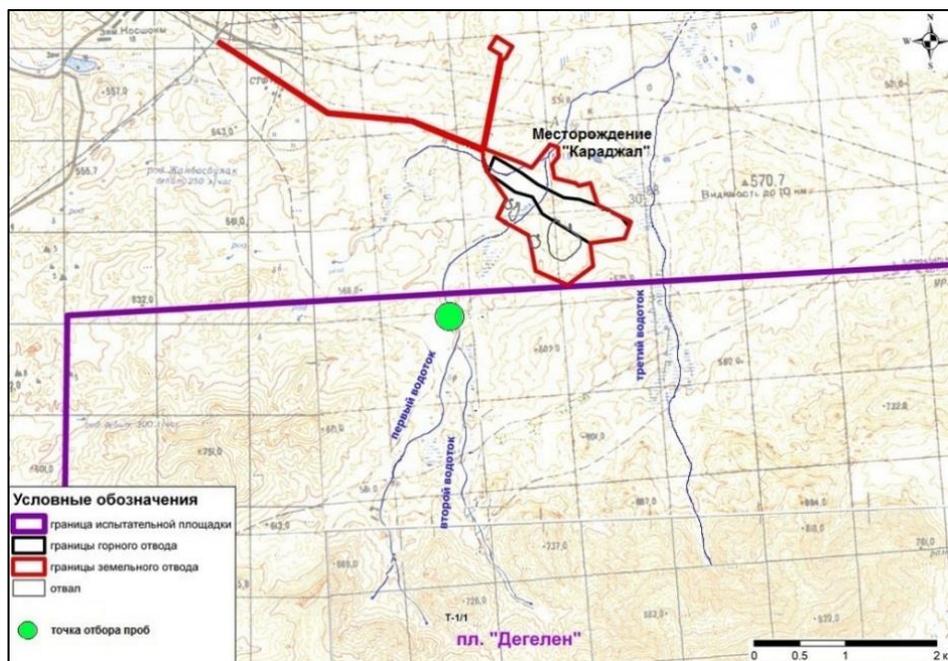


Рисунок 1. Схема расположения ручья Карабулак и месторождения «Караджал»

## 1.2 Общая методология

Как было отмечено ранее, русло р. Карабулак представляет собой отдельные, прерывистые водопоявления на поверхности земли, местами образуя водосборы. В связи с этим, эксперимент по изучению сорбционных процессов проводился в два этапа: в статических условиях и в динамических условиях. В статических условиях эксперимент характеризует сорбционные процессы в местах поверхностных водоявлений и в местах образования водосборов. В динамических условиях эксперимент характеризует сорбционные процессы, происходящие при прохождении подземных вод.

Ход эксперимента схематично представлен на рисунке 2.

Для проведения экспериментов в качестве сорбента использовались донные отложения и керн. В качестве сорбтива (поглощаемого сорбентом вещества) – модельный раствор с известными актив-

ностями радионуклидов, приготовленный на основе воды, отобранной в той же точке, что и донные отложения, и нейтрализованной кислотной вытяжки. Каждый эксперимент проводился в три стадии. На первой стадии изучения сорбционных процессов сорбтив приводился в контакт с сорбентом: для статических условий в емкости без перемешивания, для динамических условий в колонне, где сорбтив пропусклся через сорбент. Через определенное время проводился отбор проб и определение в них содержания радионуклидов. Вторая стадия изучения десорбционных процессов аналогична первой, но вместо сорбтива использовалась дистиллированная вода.

На третьей стадии изучения сорбционных свойств сорбента, после его послойного разделения проводилось определение содержания в нем радионуклидов. Более детально каждая стадия экспериментов приводится ниже.

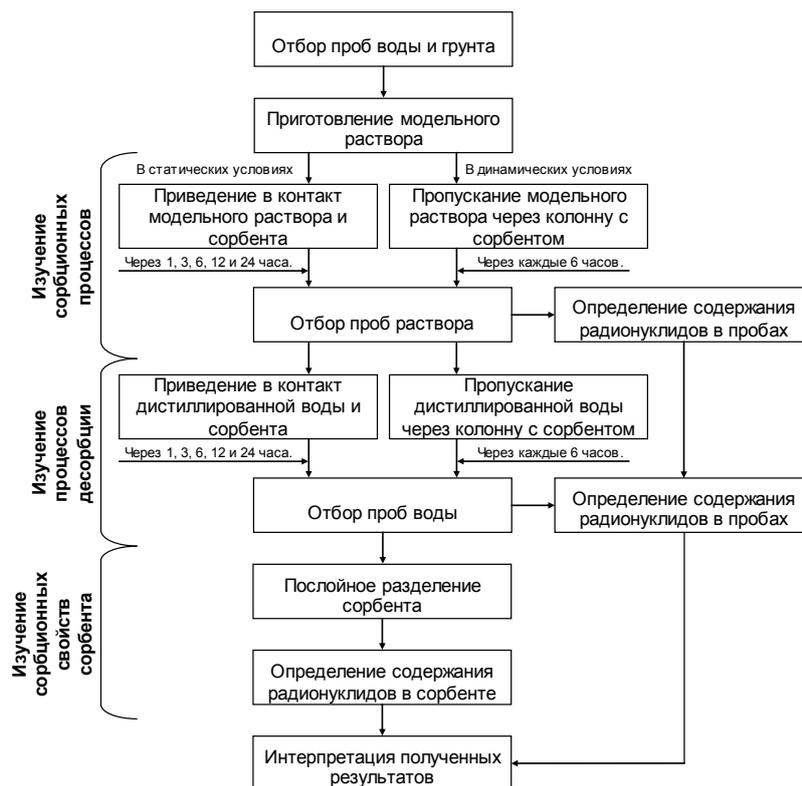


Рисунок 2. Схема проведения эксперимента

Работы по отбору проб окружающей среды проводились в соответствии с методиками и инструкциями по отбору проб [5, 6]. Для определения радионуклидного состава отобранные пробы проходили первичную обработку в соответствии с инструкциями и методиками по подготовке проб [7].

Лабораторные работы по определению содержания техногенных радионуклидов в отобранных пробах проводились в соответствии с методическими указаниями и инструкциями на поверенной лабораторной аппаратуре. Определение техногенных радионуклидов  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{152}\text{Eu}$  выполнялись  $\gamma$ -спектрометрическими измерениями в соответствии с методикой [8]. Определение содержания  $^{90}\text{Sr}$  проводили в соответствии с методикой [9, 10]. Определение концентраций  $^3\text{H}$ , в анализируемых пробах проводилось согласно методике  $\beta$ -спектрометрических измерений [11].

## 2 ИЗУЧЕНИЕ СОРБЦИОННЫХ ПРОЦЕССОВ

### 2.1 Изучение сорбционных процессов в статических условиях

На первом этапе проведен эксперимент по изучению сорбционных процессов в статических условиях, т.е. без какого-либо внешнего воздействия. Целью настоящего эксперимента являлось изучение сорбционных свойств грунтов в случае поверхностного контакта с загрязненной техногенными радионуклидами водой.

В качестве сорбтива использовался модельный раствор с набором радионуклидов, объемом 2 л. Со-

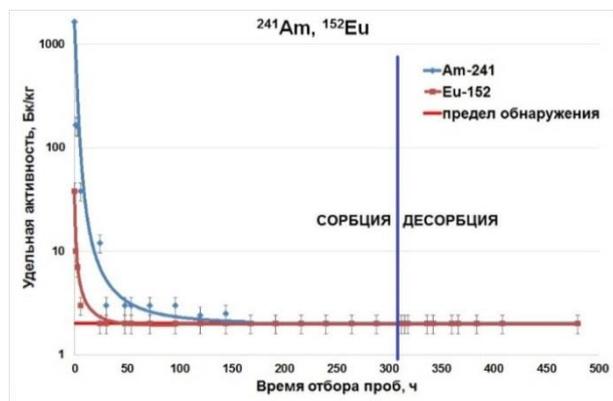
держание радионуклидов в модельном растворе составило: активность (A) ( $^{241}\text{Am}$ ) =  $1650 \pm 170$  Бк/кг; A ( $^{137}\text{Cs}$ ) =  $210 \pm 20$  Бк/кг; A ( $^{152}\text{Eu}$ ) =  $40 \pm 4$  Бк/кг.

Сорбент представлен грунтом массой 850 г, отобранным в русле ручья. Грунт поместили в емкость, представляющую собой прозрачный стеклянный стакан объемом 2 л, и залили модельным раствором без перемешивания. Из полученной системы «сорбтив + сорбент» производился систематический отбор проб воды, находящейся над грунтом. Отбор проб проводился не через равные промежутки времени, а через 1, 3, 6, 12 и 24 ч., т.е. время варьировалось в зависимости от результатов измерений раствора. Проба отбиралась объемом 200 мл. Отобранный раствор отфильтровывался и передавался на  $\gamma$ -спектрометрические измерения. После каждого измерения раствор возвращался в емкость с грунтом, таким образом объем раствора в течение всего эксперимента оставался постоянным. Эксперимент проводился до достижения равновесия в системе, когда активность остается неизменной (для  $^{137}\text{Cs}$ ), или находится ниже предела обнаружения используемой методики (для  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$ ).

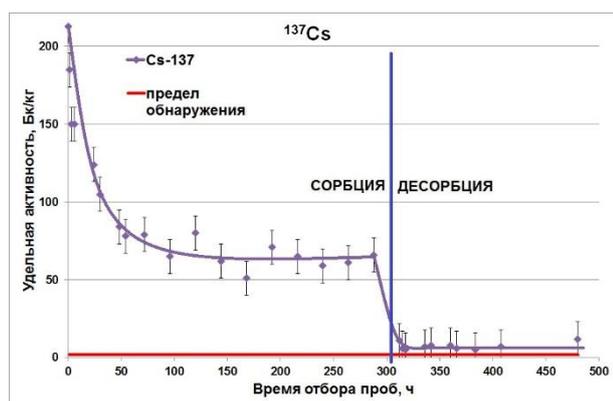
После достижения равновесия в системе, проведен эксперимент по изучению процессов десорбции. Для этого модельный раствор в системе заменен дистиллированной водой объемом 2 л без перемешивания. Пробы воды отбирались также, как и при проведении эксперимента по изучению процессов сорбции.

Результаты проведения эксперимента по изучению процессов сорбции и десорбции  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{152}\text{Eu}$  и  $^{137}\text{Cs}$  представлены на рисунке 3.

Изучение сорбционных процессов проводилось в течение первых 312 ч. (13 суток), десорбционные процессы в течение следующих 168 ч. (7 суток). Далее проводилось изучение сорбционных свойств сорбента.



а)



б)

Рисунок 3. Результаты проведения эксперимента по изучению сорбционных процессов в статических условиях: а) для  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$ ; б) для  $^{137}\text{Cs}$

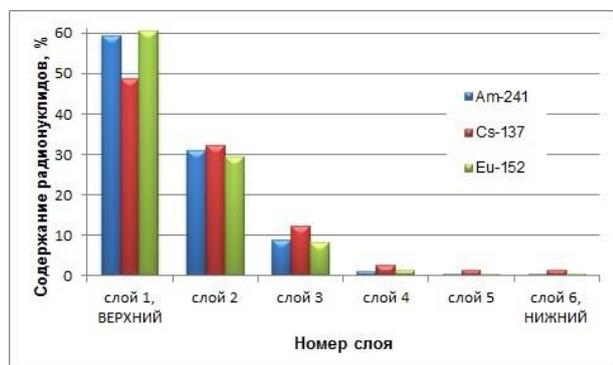
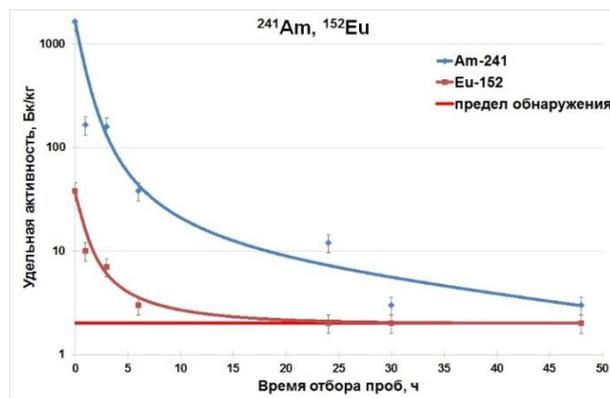


Рисунок 4. Результаты измерений грунта

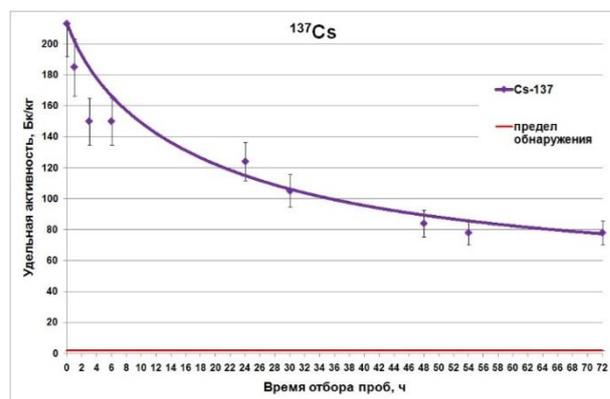
Для определения послойного распределения исследуемых радионуклидов в сорбенте, грунт, используемый в качестве сорбента, разделили на 6

равных частей. После высушивания и подготовки грунт передавался на  $\gamma$ -спектрометрические измерения. Результаты измерений грунта представлены на рисунке 4.

По результатам эксперимента следует, что максимальное количество радионуклидов  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152,154}\text{Eu}$ , т.е. 90% от начального содержания в растворе, сорбируется в первые три часа проведения эксперимента (рисунок 5). В отличие от  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  радионуклид  $^{137}\text{Cs}$  в первые три часа сорбируется только 30% от начального содержания.



а)



б)

Рисунок 5. Результаты проведения эксперимента по изучению процессов сорбции в статических условиях:

а) для  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  в течение первых 50 часов; б) для  $^{137}\text{Cs}$  в течение первых 70 часов

На 7 сутки проведения эксперимента (спустя 168 ч.)  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  сорбируются полностью практически 100% (рисунок 5). Несмотря на невысокую активность ( $210 \pm 20$  Бк/кг)  $^{137}\text{Cs}$  полностью не сорбируется, порядка 30% остается в растворе. Активность  $^{137}\text{Cs}$  в растворе остается на уровне  $70 \pm 7$  Бк/кг в течение 10 суток (время начиная с 54 по 288 ч.).

Опыты по изучению процессов десорбции показали, что радионуклиды  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  не подвергаются десорбции, т.е. не переходят в раствор. В отличие от них  $^{137}\text{Cs}$  подвергается процессу десорбции, и 4% от общего количества радионуклида, сорбированного из раствора и имеющегося в грунте, пере-

ходит из грунта в раствор, т.е. десорбируется (рисунок 3).

Отмечено, что характер распределения по слоям сорбента  $^{137}\text{Cs}$  отличен от характера распределения  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$ . В первом верхнем слое содержание  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  составляет порядка 60% от общего количества радионуклидов, сорбированных в грунте. Данное значение превышает содержание  $^{137}\text{Cs}$  в этом же слое, которое составляет порядка 50% от общего количества радионуклида, сорбированного и имеющегося в грунте. В нижних слоях 5 и 6 содержание  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  составляет порядка десятых долей %, что в 2-3 раза меньше содержания  $^{137}\text{Cs}$ , которое составляет 1,5%.

## 2.2 Изучение сорбционных процессов в динамических условиях

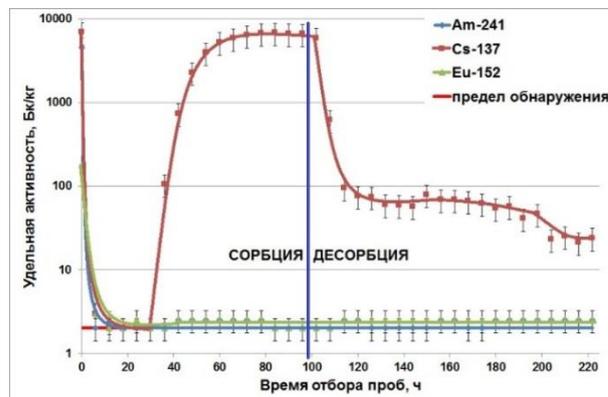
Вторым этапом стало проведение эксперимента по изучению сорбционных процессов в динамических условиях, т.е. моделировалось движение подземных вод в водоносном горизонте.

Для проведения эксперимента в качестве сорбтива приготовили модельный раствор объемом 4 л. Содержание радионуклидов в модельном растворе составило:  $A(^{241}\text{Am}) = 4500 \pm 500$  Бк/кг;  $A(^{137}\text{Cs}) = 6900 \pm 700$  Бк/кг;  $A(^{152}\text{Eu}) = 180 \pm 20$  Бк/кг.

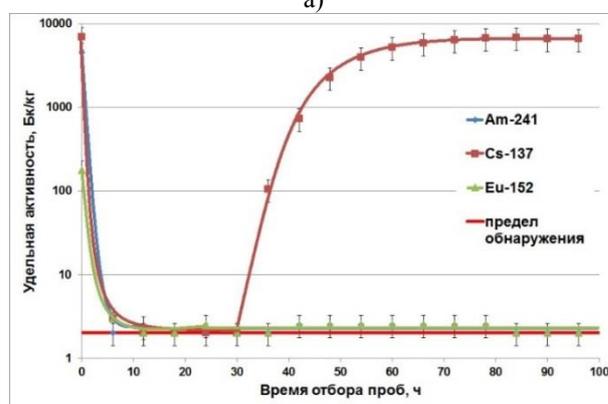
В качестве сорбента использовался тот же грунт, что и при проведении эксперимента в статических условиях. Грунт массой 635 г поместили в сорбционную колонну. Объем сорбента составил 2/3 объема колонны. Затем через колонну с грунтом пропускался сорбтив с определенной скоростью 50 мл/ч, примерно равной скорости движения подземных вод на исследуемом участке (для данной колонны с внутренним диаметром 5,7 см, высотой 48 см, объемом 1,2 л скорость прохождения составляет 1,2 м/сут). Колонна с сорбентом была постоянно залита сорбтивом, при уменьшении количества и прохождении через колонну сорбтив подливался. Пробы раствора, прошедшего через сорбент, отбирались через равные промежутки времени – каждые 6 ч., 4 раза в сутки, и передавались на  $\gamma$ -спектрометрические измерения. Объем одной пробы был равен порядка 250 мл. Эксперимент проводился до достижения равновесия в системе, когда активность остается неизменной (для  $^{137}\text{Cs}$ ), или находится ниже предела обнаружения используемой методики (для  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$ ).

После достижения равновесия в системе проведен эксперимент по изучению процессов десорбции. С этой целью через колонну пропускался не модельный раствор, а дистиллированная вода. Дистиллированная вода пропускалась до достижения в системе равновесия. Общий объем пропущенной воды составил 2 л. Пробы воды, прошедшей через колонну, отбирались также, как и при проведении эксперимента по изучению процессов сорбции, т.е. через равные промежутки времени – каждые 6 ч., 4 раза в сутки, и передавались на  $\gamma$ -спектрометрические измерения.

Результаты проведения эксперимента представлены на рисунке 6, а.



а)



б)

Рисунок 6. Результаты проведения эксперимента по изучению сорбционных процессов в динамических условиях: а) все результаты проведения эксперимента; б) результаты проведения эксперимента в течение первых 100 часов

Изучение сорбционных процессов проводилось в течение первых 90 ч. (4 суток), десорбционные процессы в течение следующих 132 ч. (5,5 суток). Далее проводилось изучение сорбционных свойств сорбента.

Для определения послойного распределения исследуемых радионуклидов в сорбенте, грунт, используемый в качестве сорбента, разделили на 6 равных частей, высушили, подготовили и провели  $\gamma$ -спектрометрические измерения. Результаты измерений грунта представлены на рисунке 7.

По результатам эксперимента следует, что радионуклиды  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  данным объемом грунта сорбируются полностью и не подвергаются десорбции. Значения активностей данных радионуклидов как при сорбции, так и при десорбции находится на уровне предела обнаружения используемой методики.

$^{137}\text{Cs}$  в течение первых суток (30 ч.) сорбируется полностью. Затем наступает насыщение и 100% сорбции уже не наблюдается. По истечении 3 суток (72 ч.) после начала эксперимента в системе насту-

пает равновесие, и сорбция  $^{137}\text{Cs}$  составляет 5% (рисунок 6, б). Степень десорбции составляет менее 1% от начальной активности раствора (рисунок 6, а).

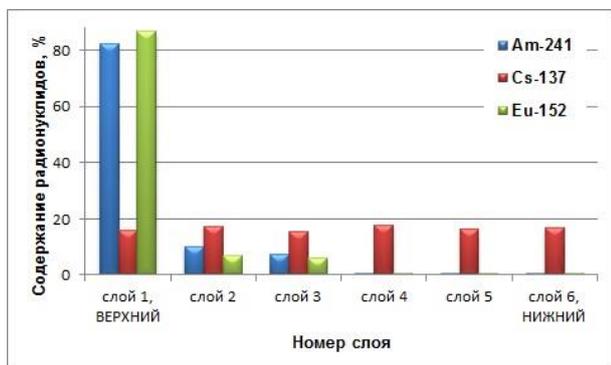


Рисунок 7. Результаты измерений грунта

При изучении сорбционных свойств сорбента наблюдалось прогнозируемое уменьшение содержания радионуклидов  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  в зависимости от глубины слоя. В первом верхнем слое содержание  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  составляло порядка 80% от общего количества радионуклидов, сорбировавшегося в грунте. В нижних слоях 4, 5 и 6 содержание  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  составляло менее 0,2 %. Характер распределения  $^{137}\text{Cs}$  кардинально отличался от характера распределения  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$ .  $^{137}\text{Cs}$  распределился равномерно по всему объему грунта, и в каждом слое в среднем составлял 17% от общего количества радионуклида, сорбировавшегося и имеющегося в грунте.

### 2.3 Изучение сорбционных процессов в динамических условиях с использованием в качестве сорбента керна

С целью сравнения сорбционных свойств поверхностных и подземных грунтов проведен третий этап. Он заключался в проведении эксперимента по изучению сорбционных процессов в динамических условиях, но в качестве сорбента использовался подземный грунт – керн. Для проведения эксперимента керн предварительно подготовили, измерили начальное содержание техногенных радионуклидов в пробе. Содержание  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{152}\text{Eu}$  находилось ниже предела обнаружения применяемой методики. В качестве сорбтива приготовили модельный раствор объемом 4 л. Содержание радионуклидов в модельном растворе составило: активность (А) ( $^{241}\text{Am}$ ) =  $2000 \pm 200$  Бк/кг; А ( $^{137}\text{Cs}$ ) =  $870 \pm 90$  Бк/кг; А ( $^{152}\text{Eu}$ ) =  $60 \pm 6$  Бк/кг.

Для проведения сравнительного анализа в качестве сорбента взяли керн такой же массы 635 г, как и поверхностный грунт при проведении эксперимента в динамических условиях. После помещения в колонну объем сорбента составил 1/2 объема колонны. Далее эксперимент проводился в аналогичных условиях, как и с поверхностным грунтом в динамических условиях, описанных в п. 2.2. Эксперимент про-

водился до достижения равновесия в системе, когда активность остается на одном уровне для всех радионуклидов.

После достижения равновесия в системе, проведен эксперимент по изучению процессов десорбции в аналогичных условиях, как и при проведении эксперимента по изучению процессов десорбции с поверхностным грунтом, описанных в п. 2.2. Результаты проведения эксперимента представлены на рисунке 8.

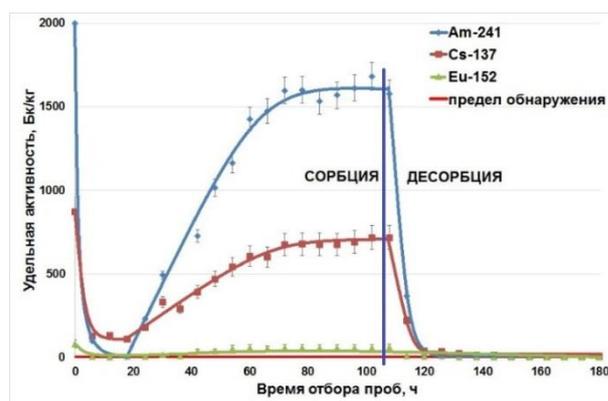


Рисунок 8. Результаты проведения эксперимента по изучению сорбционных процессов в динамических условиях с использованием подземных грунтов

Изучение сорбционных процессов проводилось в течение первых 108 ч. (4,5 суток), десорбционные процессы в течение следующих 72 ч. (3 суток). Далее проводилось изучение сорбционных свойств сорбента.

Для определения послойного распределения исследуемых радионуклидов в сорбенте, грунт, используемый в качестве сорбента, послойно разделили на 5 равных частей. Процесс разделения и подготовки грунта проводился так же, как описано в п. 2.2. Результаты измерений грунта представлены на рисунке 9.

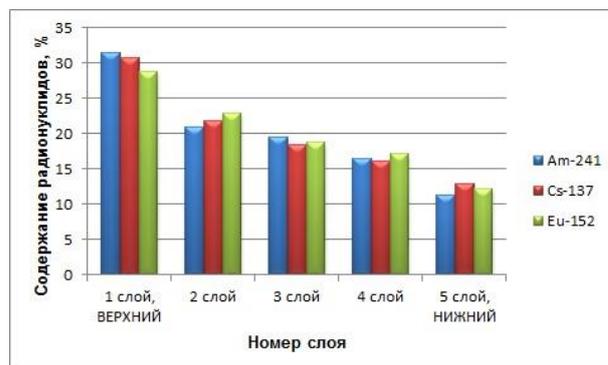
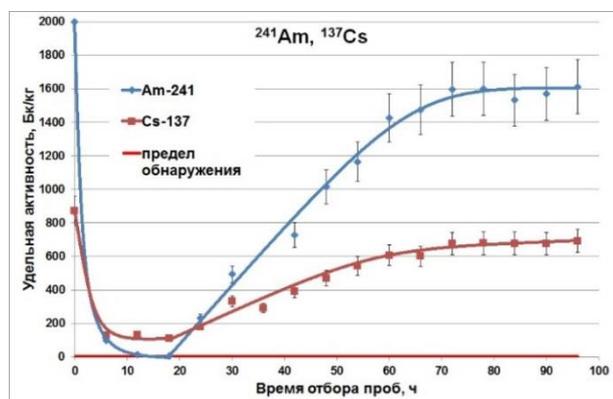


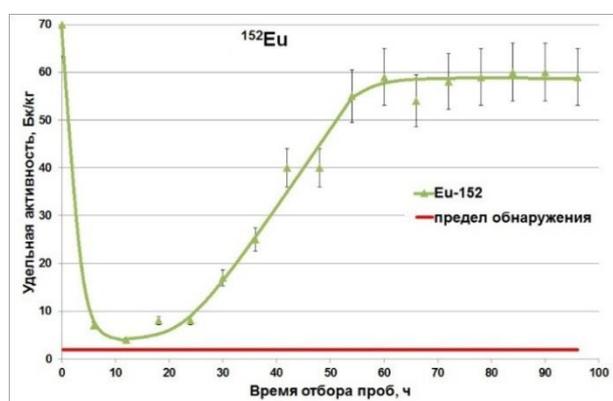
Рисунок 9. Результаты измерений проб грунта

По результатам эксперимента, наблюдается схожий характер проявления сорбционных свойств данного сорбента по отношению ко всем исследуемым радионуклидам. Максимальное количество радиону-

кливо сорбируется в первые 10 – 20 ч. проведения эксперимента (Рисунок 10). При этом радионуклиды  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  сорбируются практически на 95-100%,  $^{137}\text{Cs}$  – 80-85%.



а)



б)

Рисунок 10. Результаты проведения эксперимента по изучению процессов сорбции в динамических условиях с использованием в качестве сорбента зерна в течение первых 100 часов: а) для  $^{241}\text{Am}$  и  $^{137}\text{Cs}$ ; б) для  $^{152}\text{Eu}$

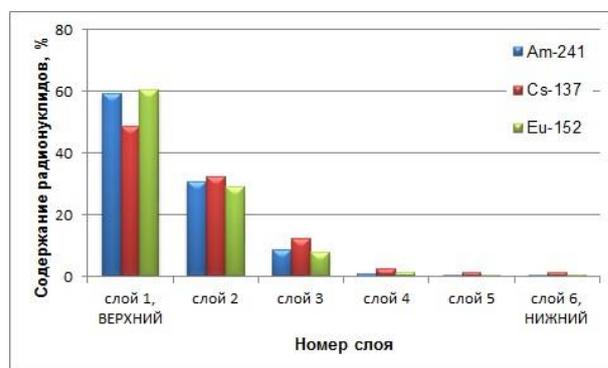
Затем наступает насыщение, и после установления равновесия, сорбция всех исследуемых радионуклидов составляет порядка 20% от начального содержания радионуклидов в модельном растворе (Рисунок 10). Десорбции исследуемые радионуклиды в данном случае не подвергаются.

По результатам измерения грунта, представленным на диаграмме (Рисунок 9), исследуемые радионуклиды распределились равномерно по всем пяти слоям грунта, и в среднем составляет от 30 до 15% от общего количества радионуклидов, сорбировавшихся в грунте.

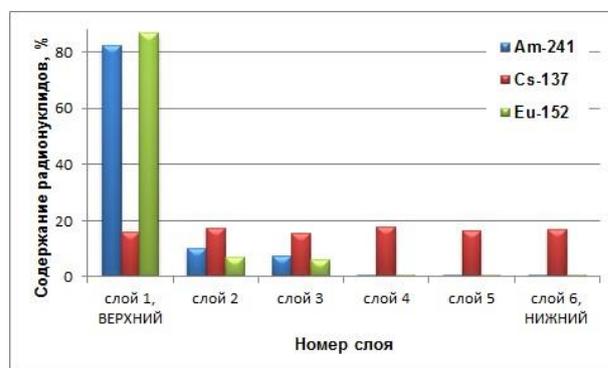
#### 2.4 Сравнительный анализ сорбционных свойств сорбентов при различных условиях

Для изучения сорбционных свойств горных пород проведен сравнительный анализ сорбционных свойств одного и того же сорбента в статических и динамических условиях. А также сравнительный анализ сорбционных свойств двух видов различных сорбентов в равных динамических условиях.

Графики сравнения сорбционных свойств одного и того же поверхностного грунта, используемого в качестве сорбента, в статических и динамических условиях представлены на рисунке 11.



а)



б)

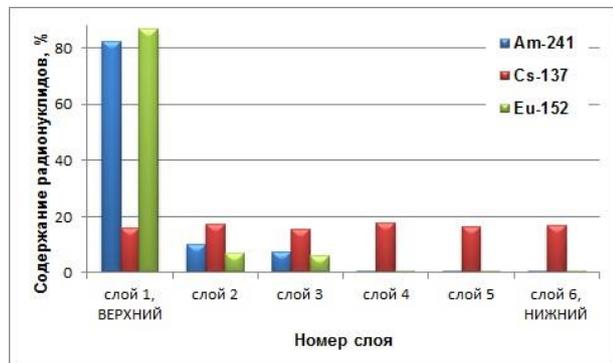
Рисунок 11. Результаты измерений грунта в статических и динамических условиях: а) статические условия; б) динамические условия

Для статических условий наблюдается прогнозируемое уменьшение содержания радионуклидов в зависимости от глубины слоя для всех исследуемых радионуклидов. В динамических условиях содержание  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  в первом верхнем слое на 20% превышает содержание данных радионуклидов в первом верхнем слое при проведении эксперимента в статических условиях, несмотря на то, что в качестве сорбента используется один и тот же грунт. Далее наблюдается уменьшение содержания радионуклидов  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  в зависимости от глубины слоя. Как было описано выше, достаточно очевидным является различный характер распределения  $^{137}\text{Cs}$  в статических и динамических условиях.

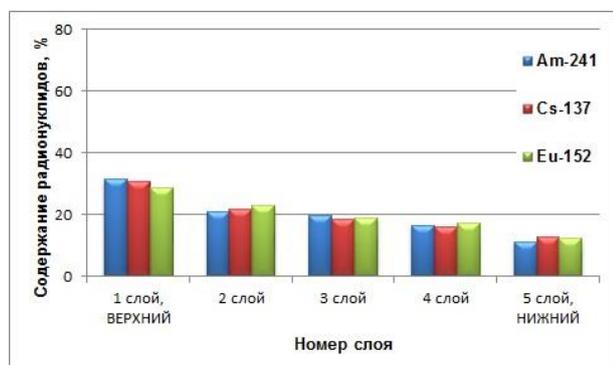
Графики сравнения сорбционных процессов в динамических условиях с использованием в качестве сорбента поверхностного грунта и зерна представлены на рисунке 12.

При проведении экспериментов в одинаковых динамических условиях с использованием различных сорбентов – поверхностного грунта и зерна, характер распределения по слоям аналогичен лишь для  $^{137}\text{Cs}$ . Это равномерное распределение по всему

объему грунта вне зависимости от слоя. Для радионуклидов <sup>241</sup>Am и <sup>152</sup>Eu в поверхностном грунте наблюдается уменьшение содержания данных радионуклидов в зависимости от глубины слоя, тогда как в керне данные радионуклиды распределяются равномерно по всей глубине.



а)



б)

Рисунок 12. Результаты измерений в динамических условиях: а) поверхностного грунта; б) керна

Сорбционная емкость сорбента (количество вещества, которое способен поглотить сорбент на еди-

ницу своей массы) при данных условиях это содержание радионуклида в верхнем слое сорбента. Сорбционная емкость сорбентов при различных условиях представлена в таблице 1.

Вероятно, что такой разброс в значениях сорбционной емкости сорбента из-за различного содержания данных радионуклидов в модельных растворах. Для проведения сравнительного анализа приведем с помощью пропорции содержание радионуклидов в модельном растворе к единому значению. Полученные расчеты представлены в таблице 2.

Полученные данные подтверждают тот факт, что в динамическая сорбционная емкость <sup>241</sup>Am и <sup>152</sup>Eu выше статической. Это обусловлено большей поверхностью соприкосновения и вследствие этого, большей возможностью насытить сорбент. Тем не менее, для <sup>137</sup>Cs наблюдается обратная картина. Это связано с большой подвижностью самого радионуклида <sup>137</sup>Cs, а также с так называемой «удерживающей способностью» сорбента. Таким образом, радионуклиды <sup>241</sup>Am и <sup>152</sup>Eu будут больше сорбироваться при прохождении загрязненных поверхностных вод сквозь грунт, тогда как <sup>137</sup>Cs – в местах поверхностных водопроявлений и в местах образования водосборов.

При сравнении различных видов сорбентов, по отношению к <sup>241</sup>Am и <sup>152</sup>Eu сорбционная емкость поверхностных грунтов почти в 8-12 раз превышает сорбционную емкость керна. По отношению к <sup>137</sup>Cs сорбционная емкость остается на одном уровне, как для поверхностных грунтов, так и для керна. Таким образом, радионуклиды <sup>241</sup>Am и <sup>152</sup>Eu будут больше сорбироваться при прохождении загрязненных поверхностных вод сквозь грунт, чем при движении загрязненных подземных вод. Для <sup>137</sup>Cs сорбция будет одинаковой при прохождении и поверхностных и подземных загрязненных вод.

Таблица 1. Сорбционная емкость сорбентов при различных условиях проведения процесса

Радионуклид	Сорбент – поверхностный грунт				Сорбент – керна	
	статические условия		динамические условия		динамические условия	
	Содержание в модельном растворе, Бк/кг	Сорбционная емкость, Бк/кг	Содержание в модельном растворе, Бк/кг	Сорбционная емкость, Бк/кг	Содержание в модельном растворе, Бк/кг	Сорбционная емкость, Бк/кг
<sup>241</sup> Am	1650 ± 170	10800 ± 1100	4500 ± 500	118500 ± 12000	2000 ± 200	6620 ± 660
<sup>137</sup> Cs	210 ± 20	1130 ± 110	6900 ± 700	21900 ± 2200	870 ± 90	2840 ± 280
<sup>152</sup> Eu	40 ± 4	540 ± 50	180 ± 20	5580 ± 560	60 ± 6	240 ± 20

Таблица 2. Сорбционная емкость сорбентов

Радионуклид	Содержание в модельном растворе, Бк/кг	Сорбент – поверхностный грунт		Сорбент – керна
		Сорбционная емкость		Сорбционная емкость в динамических условиях, Бк/кг
		в статических условиях, Бк/кг	в динамических условиях, Бк/кг	
<sup>241</sup> Am	2000 ± 200	13090 ± 1300	52700 ± 5300	6620 ± 660
<sup>137</sup> Cs	1000 ± 100	5400 ± 540	3200 ± 320	3300 ± 330
<sup>152</sup> Eu	60 ± 6	810 ± 80	1860 ± 190	240 ± 20

**ЗАКЛЮЧЕНИЕ**

В результате проведенных работ были изучены сорбционные свойства горных пород, залегающих в русле ручья, в статических и динамических условиях. Эксперименты в статических условиях характеризовали сорбционные процессы в местах поверхностных водопроявлений и в местах образования водосборов. Установлено, что сорбция радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  на участках поверхностного водотока р. Карабулак достигает всего лишь 70%, при этом 4% от общего количества радионуклида, сорбирувавшегося из раствора и имеющегося в грунте, переходит обратно из грунта в раствор, т.е. десорбируется. Радионуклиды  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$  сорбируются полностью (100%) и не подвергаются процессу десорбции. В случае с подземным водотоком максимальное коли-

чество радионуклидов сорбируется лишь в первые 10 – 20 ч, при этом сорбция  $^{137}\text{Cs}$  достигает 80-85%, радионуклиды  $^{241}\text{Am}$  и  $^{152}\text{Eu}$ , как и в случае с поверхностным водотоком, сорбируются полностью, т.е. на 100%. После установления равновесия, сорбция всех исследуемых радионуклидов составляет порядка 20% от начального содержания радионуклидов в модельном растворе.

Проведенные эксперименты в статических и динамических условиях позволили изучить сорбционные процессы, происходящие при движении загрязненных техногенными радионуклидами поверхностных и подземных вод. Полученные количественные данные по степени сорбции отдельных радионуклидов будут использованы в дальнейшем при моделировании миграционных процессов.

**ЛИТЕРАТУРА**

1. Субботин С.Б. Подземная миграция искусственных радионуклидов за пределы горного массива «Дегелен» / С.Б. Субботин, С.Н. Лукашенко, В.М. Каширский, Ю.Ю. Яковенко, Л.В. Бахтин // Актуальные вопросы радиозащиты Казахстана [Сборник трудов Института радиационной безопасности и экологии за 2007-2009гг.] / под рук. Лукашенко С.Н. – Павлодар: Дом печати, 2010. – С. 103-156.: ил. – ISBN 978-601-7112-8.
2. Айдарханов А.О. Радиозащитное состояние территории флюоритового месторождения «Караджал». / А.О. Айдарханов, С.Н. Лукашенко, С.Б. Субботин, В.И. Эдомин // Актуальные вопросы радиозащиты Казахстана [Сборник трудов Института радиационной безопасности и экологии за 2007-2009гг.] / под рук. Лукашенко С.Н. – Павлодар: Дом печати, 2010. – С. 245-274.: ил. – ISBN 978-601-7112-8.
3. Изучение современного состояния и последствий деятельности объектов атомной энергетики Семипалатинского полигона на окружающую среду: отчет о НИР (заключительный) за 2009-2011 гг. / Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК (ИРБЭ НЯЦ РК); рук. С.Н. Лукашенко, А.В. Паницкий, А.О. Айдарханов – Курчатова: ИРБЭ НЯЦ РК, 2011. – 216 с. – № ГР 0109РК01414. – Инв. № 0211РК01643.
4. Определение критериев и требований к организации системы водного мониторинга радиационно-опасных объектов: отчет о НИР (заключительный) за 2009-2011 гг., шифр: 01.01.04 / Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК (ИРБЭ НЯЦ РК); рук. Айдарханов А.О. – Курчатова: ИРБЭ НЯЦ РК, 2011. – 22с. – № ГР 0109РК01414.
5. 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.
6. ГОСТ 24481-80. Вода питьевая. Отбор проб. - Утв. 1980-29-12. № 6043. - М.: Изд-во стандартов, 1993. -5с.
7. Инструкция качество почвы. Предварительная обработка образцов для физико-химического анализа: № ИСО11964 от 1994 г.
8. МИ 2143-91 РК «Активность радионуклидов в объемных образцах. Методика выполнения измерений на гамма-спектрометре». - Введ. 1998-06-02. - Рег. № 5.06.001.98. - М.: НПО ВНИИФТРИ, 1991. - 18 с.
9. Методические рекомендации по санитарному контролю за содержанием радиоактивных веществ в объектах внешней среды. - Введ. 1999. - Рег. № 5.05.008.99.
10. Методика определения содержания искусственных радионуклидов  $^{239,240}\text{Pu}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в природных водах методом концентрирования. – Алматы: ИЯФ НЯЦ РК, 2001. - Регистрационный № 0307/3 от 5.04.2001.
11. Качество воды – определение активности трития, соответствующей данной концентрации – жидкостной метод сцинтилляционного счета. Международный стандарт ISO 9698:1989 (E). – Введ. 1989-12-01.– Москва: ВЦП НТЛИД, 1990. – 17с. – Инв. № Т-1008.

**ҚАРАБҰЛАҚ БҰЛАҒЫНЫҢ ТЕЛІМІНДЕГІ ТОПЫРАҚТЫҢ  
СІҢІРГІШТІК ҚАСИЕТІН ЗЕРТТЕУ**

**Айдарханова А.К., Лукашенко С.Н., Коростелева С.В.**

*ҚР ҰАО Радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Курчатов, Қазақстан*

Бұл мақалада, статикалық және динамикалық жағдайдағы топырақтың сіңіргіштік және десорбциялық қасиеттері қарастырылған. Статикалық жағдайдағы тәжірибелерде беткі су көрініс берген жерлер мен су жиналу пайда болған жерлердегі сіңіргіштік процестері сипатталды. Динамикалық жағдайдағы тәжірибелерде су тұнған көкжиектегі жерасты суларының қозғалысы үлгіге салынды.

Зерттеу нысаны ретінде, техногенді радионуклидтермен ластанған Қарабұлақ бұлағының экожүйесі (жерасты және жерүсті сулары, топырақтар, түптік шөгінділер) алынды. Аталған нысанды таңдау оның жазығында әрекет етіп жатқан қожалық етуші субъект, «Қаражал» флюоритті кенорнының орналасуымен шартталған.

Нәтижесінде, көп жағдайда  $^{241}\text{Am}$  және  $^{152}\text{Eu}$  толықтай сіңіріледі (100%) және десорбцияға ұшырамайтыны анықталды.  $^{137}\text{Cs}$  радионуклидінің сіңірілуі 5%-ден 70%-ға дейінгі кең диапазонда құбылады, сонымен бірге 1% – 4% есеге кері топырақтан ерітіндіге өтеді, б.а. десорбцияланады.

**RESEARCH OF SORPTION PROPERTIES OF THE GROUND  
OF THE KARABULAK STREAM AREA**

**A.K. Aidarkhanova, S.N. Lukashenko, S.V. Korosteleva**

*Institute of Radiation Safety and Ecology NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

The paper considers sorption and desorption properties of ground under static and dynamic conditions. Experiments under static conditions allowed to characterize sorption processes in places of surface water and places of water catchment formation. Experiments under dynamic conditions modeled the move of underground water through waterbearing horizon.

As a research object the ecosystem (surface and ground waters, grounds, bottom sediments) of Karabulak creek, contaminated with artificial radionuclides was taken. This object was chosen also due to the fact of presence in its valley of acting economic entity, the open pit of fluorite ore field “Karadzhal”.

It was found as a result that in most cases  $^{241}\text{Am}$  and  $^{152}\text{Eu}$  are completely sorbed (100%) and are not exposed to desorption. Sorption of  $^{137}\text{Cs}$  depends on conditions and varies within a wide range of 5% to 70%, at that about 1% – 4% return from ground into solution again i.e. desorbed.

УДК 577.391:581.5:539.16

**МЕТОДИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ ПОДГОТОВКИ ПРОБ РАСТЕНИЙ  
ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИОНУКЛИДА Cs-137**

Иванова А.Р., Ларионова Н.В., Лукашенко С.Н.

*Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

В статье представлены результаты эксперимента по модернизации методики подготовки проб растений для определения радионуклида  $^{137}\text{Cs}$ . Установлено, что оптимальная температура озоления растений, при которой плотность образца достаточна для ее корректного учета, а потери радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  минимальны, составляет  $400^\circ\text{C}$  (время озоления более 5 часов).

**ВВЕДЕНИЕ**

Стандартная методика подготовки проб растений для определения радионуклида  $^{137}\text{Cs}$ , предусматривает озоление при  $T=400-450^\circ\text{C}$ , так как по литературным данным потери  $^{137}\text{Cs}$  могут наблюдаться, если температура превышает примерно  $450^\circ\text{C}$ . При сухом озолении, даже если в муфельной печи термостатически поддерживается эта или ещё более низкая температура, может произойти возгорание растительных образцов, в результате чего в отдельных местах температура достигает значительно более высоких значений. Таким образом, хотя и описывается извлечение  $^{137}\text{Cs}$  из проб, подвергнутым озолению при данной температуре, достоверность данного температурного режима озоления сомнительна. В связи с этим поставлена задача установления температурного режима озоления растительных образцов, при котором потери радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  будут минимальны.

В данной работе представлены результаты эксперимента по модернизации методики подготовки проб растений для определения радионуклида  $^{137}\text{Cs}$ .

**МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ**

Для проведения эксперимента отобрана смешанная проба растительности по ГОСТ 27262 [2], массой 10 кг на площадке «Дегелен» в районе штольни №176. Во время проведения полевых работ для более точного выбора места отбора выполнено измерение МЭД и  $\beta$ -частиц. Всего 10 измерений МЭД и 10 измерений  $\beta$ -частиц. Результаты измерения МЭД достигают  $17,5 \text{ мкЗв/час}$ ,  $\beta - 887 \text{ част/(мин} \times \text{см}^2)$ .

Хранение, транспортирование и подготовка пробы к эксперименту выполнялась в соответствии с ГОСТ 27262 [2], ГОСТ 51419-99 [3]. Пробу растительного происхождения промыли, высушили, измельчили и тщательно гомогенизировали. Провели процесс минерализации, состоящий из трёх последовательных этапов - высушивания, обугливания, озоления. Измельчённые и взвешенные образцы проб массой 170 г в 3-х повторях, передали на гамма-спектрометрический анализ для определения содержания в них радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  в сухом виде. Минерализацию материала пробы осуществляли методом сухого озоления в муфельной печи. Первоначально образцы проб массой 60г в трёх повторях

предварительно обугливали, в закрытых фарфоровых чашках не допуская воспламенения проб при температуре  $250^\circ\text{C}$  в течение 2,5 часов. Обугленные сухие остатки озолляли в муфельной печи, в следующем температурном режиме: 300, 400, 500, 600, 700, 800,  $900^\circ\text{C}$  в течение 5 часов для каждого температурного режима. Через каждый 1 час озоления определяли массу остывшего зольного образца. Далее определяли коэффициент концентрации вещества при озолении – отношение массы исходного образца (массы вещества в образце, высушенном до воздушно-сухого состояния) к массе полученной золы.

Счётный образец получили размещением определённого количества золы пробы (4-6г) в измерительной кювете и передали на гамма-спектрометрический анализ для определения содержания в них радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  в золе в 3-х повторях, для каждого выше указанного температурного режима озоления. Измерения образцов проводились инструментальным гамма-спектрометрическим методом с использованием гамма-спектрометров, предназначенных для измерения энергетического распределения гамма-квантов. Расчет гамма-активности  $^{137}\text{Cs}$  выполнялся по измеренной скорости счета в соответствующем пике источника и эффективности регистрации гамма-излучения в расчете на массу сухой навески до озоления. Для этого масса озолённой навески, переданной на гамма-спектрометрический анализ переводится в массу исходного образца посредством деления на коэффициент озоления. Относительная эффективность регистрации, используемых для анализа спектрометров, не ниже 20%. Пределы обнаружения рассчитывались, исходя из геометрии приготовленного препарата и времени измерения. Измерения проводились в соответствии с методикой выполнения измерений на гамма-спектрометре № 5.06.001.98 РК (Активность радионуклидов в объемных образцах. Методика выполнения измерений на гамма-спектрометре) [1]. Всего выполнено 36 анализов проб растительности (некоторые пробы измерялись дважды для получения более точных данных).

**РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ**

В таблице 1 представлены окончательные результаты эксперимента, удельная активность радионуклида  $^{137}\text{Cs}$ .

ИССЛЕДОВАНИЕ СОРБЦИОННЫХ СВОЙСТВ ГРУНТОВ УЧАСТКА РУЧЬЯ КАРАБУЛАК

Таблица 1. Удельная активность радионуклидов в золе при различных температурных режимах озоления (в сухом образце пробы)

Температура озоления, °С	Повторность	Масса золы через каждый час в течение 5 часов					Масса золы на анализ, г	Коэффициент озоления	Удельная активность <sup>137</sup> Cs, Бк/кг	
		1	2	3	4	5				
20	1	170					сухой измельченный образец		1,6×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	2	170								
	3	170								
	среднее	170								
300	1	9,91	6,68	5,67	5,61	5,6	5,23	0,0883	1,6×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	2	9,63	6,61	6,32	6,26	6,08	6,07	0,1014	1,5×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	3	9,45	6,66	6,35	6,22	6,09	6,0	0,1002	1,5×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	среднее	9,66	6,65	6,11	6,03	5,92	5,77	0,097	1,53×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
400	1	8,47	5,13	4,59	4,56	4,54	4,42	0,0737	1,7×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	2	8,41	5,42	4,7	4,58	4,54	4,47	0,0746	1,8×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	3	8,8	5,56	4,69	4,6	4,55	4,52	0,0754	1,8×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	среднее	8,56	5,37	4,66	4,58	4,54	4,47	0,075	1,77×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
500	1	8,44	5,13	4,52	4,49	4,31	4,31	0,0718	1,7×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	2	7,51	4,93	4,51	4,47	4,31	4,31	0,0718	1,5×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	3	8,07	4,9	4,52	4,48	4,37	4,37	0,0728	1,4×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	среднее	8,0	4,99	4,52	4,48	4,33	4,33	0,072	1,53×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
600	1	8,3	4,75	4,51	4,35	4,34	4,20	0,0700	1,5×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	2	7,62	4,63	4,48	4,31	4,30	4,30	0,0717	1,4×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	3	7,55	4,74	4,47	4,31	4,31	4,21	0,0702	1,7×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	среднее	7,82	4,71	4,49	4,32	4,32	4,24	0,071	1,53×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
700	1	7,98	4,18	4,13	4,12	4,12	3,87	0,0645	1,4×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	2	8,45	4,21	4,13	4,12	4,12	3,83	0,0638	1,3×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	3	7,45	4,19	4,16	4,16	4,15	3,92	0,0653	1,1×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
	среднее	7,96	4,19	4,14	4,13	4,13	3,87	0,065	1,27×10 <sup>4</sup> ±0,3×10 <sup>4</sup>	
800	1	9,59	4,06	3,9	3,85	3,77	3,44	0,0576	3,9×10 <sup>3</sup> ±0,8×10 <sup>3</sup>	
	2	9,85	4,09	3,98	3,91	3,84	3,32	0,0556	3,4×10 <sup>3</sup> ±0,7×10 <sup>3</sup>	
	3	9,03	3,84	3,76	3,69	3,67	3,27	0,0547	4,0×10 <sup>3</sup> ±0,8×10 <sup>3</sup>	
	среднее	9,49	4,0	3,9	3,82	3,8	3,34	0,056	3,77×10 <sup>3</sup> ±0,8×10 <sup>3</sup>	
900	1	3,69	Прочное спекание с фарфором							-
	2	3,64	Прочное спекание с фарфором							-
	3	3,76	Прочное спекание с фарфором							-
	среднее	3,7	Прочное спекание с фарфором							-

Изменение массы золы и значений удельной активности радионуклида <sup>137</sup>Cs в растениях в зависимости от температуры пробоподготовки (озоления) проб представлено в виде графиков на рисунке 1.

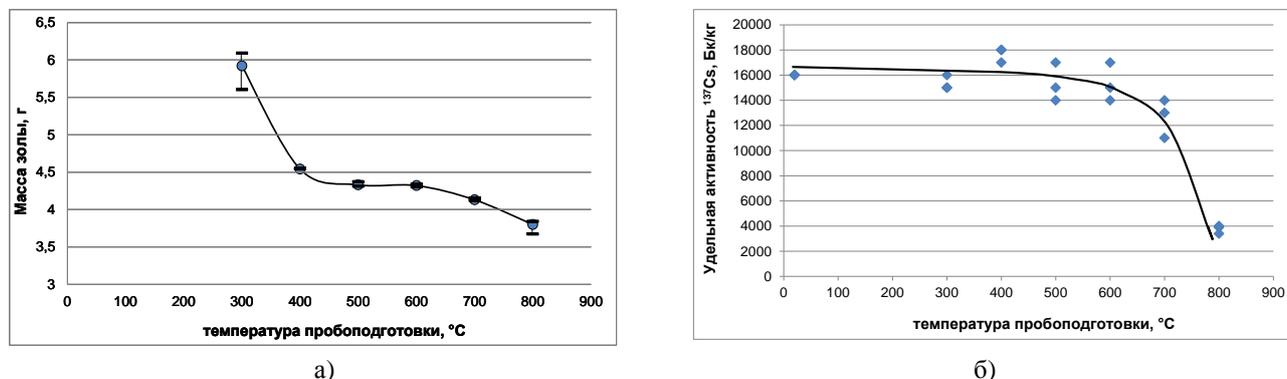


Рисунок 1. Зависимость массы золы (а) и удельной активности радионуклида <sup>137</sup>Cs в растительности (б) от температуры пробоподготовки (озоления)

Из графика (рисунок 1, а) видно, что масса золы становится постоянной при температуре 400 °С. Измерение удельной активности радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  в сухом образце и в золе (рисунок 2, б), полученной при температуре 300°, дает не вполне качественный результат, что, по всей видимости, связано с некорректным учетом плотности анализируемой пробы.

Оптимальная температура озоления растений, при которой плотность образца достаточна для ее корректного учета, а потери радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  минимальны, составляет 400°С.

Незначительное снижение ( $\approx 15\%$ ) удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  наблюдается при температуре 500-

600°С, более резко (на 30 %) его содержание в образце падает при температуре 700°С. Измерение же удельной активности  $^{137}\text{Cs}$  после пробоподготовки при температуре 800°С не имеет смысла, так как потери в этом случае составляют до 80%.

#### ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате проведенных исследований, установлено, что оптимальная температура озоления растений, при которой плотность образца достаточна для ее корректного учета, а потери радионуклида  $^{137}\text{Cs}$  минимальны, составляет 400°С (время озоления более 5 часов).

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Активность радионуклидов в объемных образцах. Методика выполнения измерений на гамма-спектрометре: МИ 2143-91. – Введ. 1998-06-02. – Рег. № 5.06.001.98. – М.: НПОВНИИФТРИ, 1991. – 17 с.
2. ГОСТ 27262-87 Корма растительного происхождения. Методы отбора проб.
3. ГОСТ Р 51419-99 (ИСО 6498-98) Корма, комбикорма, комбикормовое сырьё. Подготовка испытуемых проб.
4. ГОСТ 26226-95 Корма, комбикорма, комбикормовое сырьё. Методы определения сырой золы.
5. ГОСТ Р 54040-2010 Продукция растениеводства и корма. Метод определения  $^{137}\text{Cs}$ .

### CS-137 РАДИОНУКЛИДІН АНЫҚТАУ ҮШІН ӨСІМДІКТЕРДІҢ СЫНАМАЛАРЫН ДАЙЫНДАУДЫҢ ӘДІСТЕМЕЛІК ЕРЕКШЕЛІКТЕРІ

Иванова А.Р., Ларионова Н.В., Лукашенко С.Н.

*ҚР ҰЯО Радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Курчатов, Қазақстан*

Мақалада,  $^{137}\text{Cs}$  радионуклидін анықтау үшін өсімдіктердің сынамаларын дайындау әдісін жаңғырту бойынша тәжірибенің нәтижелері келтірілген. Өсімдіктерді күлдендірудің оңтайлы температурасы, үлгінің тығыздығы барысында оны ыңғайлы есепке алу үшін жеткілікті, ал  $^{137}\text{Cs}$  радионуклидін жоғалту минималды, 400°С-ты құрайтыны анықталды (күлдендіру уақыты 5 сағаттан аса).

### METHODICAL PARTICULARITIES IN PREPARATION OF PLANT SAMPLES FOR DETERMINATION OF Cs-137 RADIONUCLIDE

A.R. Ivanova, N.V. Larionova, S.N. Lukashenko

*Institute of Radiation Safety and Ecology NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

The paper provides results of experiment on modernization of technique of plant samples preparation for determination of  $^{137}\text{Cs}$  radionuclide. It was found that optimal temperature for plants ashing, at that sample density is enough for its correct accounting, and loss of  $^{137}\text{Cs}$  radionuclide is minimal is 400°С (ashing time is over 5 hours).

УДК 577.4:504.064:539.16

**ХАРАКТЕР И УРОВНИ РАДИОНУКЛИДНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ТЕРРИТОРИИ, ПРИЛЕГАЮЩЕЙ К ПЛОЩАДКЕ «ОПЫТНОЕ ПОЛЕ» СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА**<sup>1)</sup> Мошков А.С., <sup>1)</sup> Лукашенко С.Н., <sup>1)</sup> Осинцев А.Ю., <sup>1)</sup> Каширский В.В., <sup>2)</sup> Харкин П.В., <sup>1)</sup> Яковенко Ю.Ю.<sup>1)</sup> *Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*<sup>2)</sup> *Институт ядерной физики НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

Для оценки радионуклидного загрязнения территории, прилегающей к испытательной площадке «Опытное поле», была выбрана 6-километровая зона. На этой территории было проведено исследование, которое включало: отбор проб почвы по определенным координатам, равномерно распределенным по исследуемой территории; измерение интегральных радиационных параметров на месте отбора почвенных образцов; количественный гамма-спектрометрический анализ проб почвы; построение карт площадного загрязнения радионуклидами техногенного происхождения.

В результате проведенных работ было выявлено, что на юге, юго-востоке и северо-востоке имеется несколько площадных участков радиоактивного загрязнения продуктами деления и трансурановыми элементами. Стоит отметить значительное загрязнение трансурановыми элементами юга 6-километровой зоны, где, предположительно, могли производиться эксперименты по диспергированию делящихся материалов.

**ВВЕДЕНИЕ**

Площадка «Опытное поле» была предназначена для испытания первой советской атомной бомбы СССР, и в дальнейшем, после успешного испытания 29 августа 1949 года, активно использовалась для проведения как наземных, так и воздушных ядерных испытаний, которые проводились до конца 1962 года [1]. По мере проведения систематических исследований на территории испытательной площадки «Опытное поле» [2] и получения визуальной информации о радиационном состоянии испытательной площадки «Опытное поле», появилось предположение, что значительные концентрации продуктов деления и трансурановых элементов могут быть обнаружены за пределами площадки: области с повышенными концентрациями продуктов деления  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  зафиксированы в трех основных направлениях и могут выходить за пределы в северо-восточном, юго-восточном и юго-западном направлениях. Трансурановые элементы  $^{241}\text{Am}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$  в значительной мере сконцентрированы на юге и юго-востоке «Опытного поля» на технических площадках П-2, П-7 и представляют собой суперпозицию множества следов радиоактивных выпадений от ядерных взрывов различной мощности. Поэтому, учитывая ранее полученные данные [2], было сделано предположение, что в южной, юго-восточной и северо-восточной части прилегающей территории, возможно наличие повышенных концентраций техногенных радионуклидов.

С целью подтверждения или опровержения данного предположения, выяснения радиационной обстановки, а также инвентаризации радиационно-опасных объектов прилегающей территории, было проведено обследование 6-километровой зоны испытательной площадки «Опытное поле». Исследование включало в себя:

– оценку общего состояния прилегающей к испытательной площадке «Опытное поле» территории;

– отбор проб почвы, равномерно распределенных по 6-километровой зоне и измерение интегральных радиационных параметров в месте их отбора;

– определение характера и уровней загрязнения прилегающей территории;

– выявление механизмов формирования радиационной обстановки в 6-километровой зоне.

Анализируя весь комплекс исходной информации, можно сделать вывод, что приоритетными объектами для исследования должны быть участки возможных выпадений радиоактивных осадков в юго-западном, южном и юго-восточном направлениях относительно площадок П-2 и П-7. При этом, исходя из ранее полученных данных [2], необходимо учесть предполагаемую высокую плотность выпадений  $^{241}\text{Am}$  а, следовательно,  $^{239+240}\text{Pu}$  в южной и юго-восточной части прилегающей 6-километровой зоны.

**1 ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ**

Для выяснения радиационной обстановки было проведено масштабное исследование прилегающей к испытательной площадке «Опытное поле» территории. Исследование включало в себя определение координат точек отбора проб, равномерно распределенных по территории 6-километровой зоны с различной размерностью. В зону исследования входили некоторые масштабные объекты, такие как озеро Жаксыгуз, объект 4А (БРВ), заброшенный пункт управления подрывом первого советского устройства, объект РБШ, техническая и жилая зоны объекта «Ш». На этих объектах часть проб почвы отбиралась по смещенным координатам из-за наличия естественных и техногенных препятствий для пробоотбора. В северной части 6-километровой зоны, в том числе и на объекте 4А (БРВ) сеть обследования была разрежена, так как на данном объекте ранее

уже проводились работы по выяснению радиоэкологической обстановки с высокой плотностью сетей.

### 1.1 Полевые работы

Перед выполнением полевых работ, были определены координаты 1371 точки, которые были равномерно распределены по исследуемой территории по сети 500×500 метров, в северной части и на территории площадки 4А (БРВ), сеть была разрежена до размерности 1000×1000 метров. Площадь исследуемой территории составляла 431 км<sup>2</sup>. Карта-схема

отбора проб почвы представлена на рисунке 1. Определение геодезических координат на местности при проведении полевых работ осуществлялось при помощи портативного GPS-навигатора Garmin Oregon 550 с погрешностью определения геодезических координат ±5 м формата WGS 84. Определение координат на месте осуществлялось в соответствии с инструкцией по эксплуатации прибора [3].

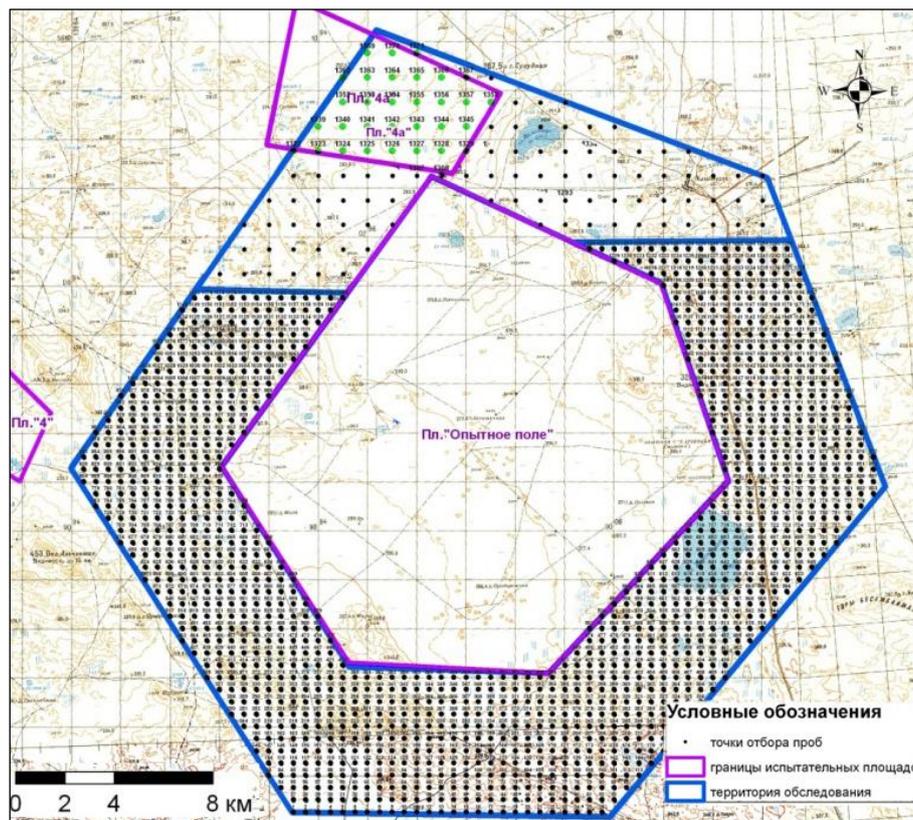


Рисунок 1. Карта-схема отбора проб почвы на территории 6-километровой зоны

Во всех узловых точках сети проводился точечный отбор проб почвы на глубину 5 см с площади 200 см<sup>2</sup>, а также измерение интегральных радиационных параметров: мощности эквивалентной дозы (МЭД) и плотности потока бета-частиц (ППб). Измерения проводились радиометром-дозиметром МКС АТ 6130 в соответствии с руководством по эксплуатации прибора [4] и методикой измерения гамма-фона территорий и помещений [5]. Отбор проб на озере Жаксытуз осуществлялся с площади 300 см<sup>2</sup>, где не ожидалось наличие загрязнения, так как образование продуктивного соляного пласта носит непрерывный характер. Поверхность озера, подвергаясь радиоактивному загрязнению во времена наземных ядерных испытаний, вероятнее всего, не имеет значимых концентраций техногенных радионуклидов.

Пробы упаковывались в двойные полиэтиленовые пакеты, затем в пластиковые ящики для пере-

возки проб окружающей среды в соответствии с требованиями к отбору проб почвы при общих и локальных загрязнениях [6] и транспортировались до лаборатории радиохимического анализа.

### 1.2 Аналитические работы

Для определения гамма-излучающих радионуклидов (<sup>137</sup>Cs, <sup>152</sup>Eu и <sup>241</sup>Am), отобранные пробы почвы сушили в сушильном шкафу при температуре 105-110°C в течение 6-12 часов, либо на стеллажах для сушки проб в пластмассовых кюветах под вытяжным куполом до воздушно-сухого состояния, периодически перемешивая пробы шпателем.

Из пробы просеиванием удалялись камни, корни. Для просеивания использовалось сито с размером ячеек 1 мм. Крупная фракция не измерялась. Высушенную пробу измельчали в шаровой мельнице или ступке и тщательно перемешивается до однородного

состояния. Для гамма-спектрометрического анализа отбиралась навеска массой от 500 до 700 грамм [7].

Для проведения анализа использовалась гамма-спектрометрическая установка фирмы Canberra с полупроводниковым детектором гамма-излучения GX 2020 относительной эффективности регистрации гамма-излучения 20%, с кристаллом из сверхчистого германия, анализатором импульсов Canberra InSpector 1200 и ПК с пакетом программного обеспечения Genie-2000 3.1 фирмы Canberra [8]. Измерения проводились в течение 2-3 часов в зависимости от степени активности исследуемой пробы. Средние пределы обнаружения составили: для  $^{137}\text{Cs}$  – 0,5 Бк/кг; для  $^{152}\text{Eu}$  – 2 Бк/кг и для  $^{241}\text{Am}$  – 0,5 Бк/кг.

### 1.3 Построение карт

Для подготовки карт использовались два программных продукта: Golden Surfer и ArcGis. Для построения карт распределения площадного загрязнения использовался метод пространственной интерполяции «Кригинг» программного продукта Golden Surfer. Применение данного метода позволяет построить изолинии в результате интерполяции данных для любой точки на обследованной территории и за ее пределами. Данные площадного загрязнения площадки «Опытное поле» и прилегающей территории обрабатывались данным методом совместно. Для удобства использования карт применялась цветовая дифференциация уровней загрязнения. Для отображения всех данных, в соответствии с их про-

странственной направленностью и оформления рисунков согласно требованиям, использовался программный продукт ArcGis.

## 2 РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТЫ

### 2.1 Общий характер загрязнения

При проведении отбора проб, параллельно проводились измерения интегральных радиационных параметров. Уровень МЭД варьировал от 0,10 до 0,60 мкЗв/ч. Уровень ПП<sub>β</sub> варьирует от <10 до 350 част/см<sup>2</sup>×мин. Максимумы МЭД и ПП<sub>β</sub> приурочены к испытательной площадке 4А (БРВ). Повышенные значения свидетельствуют о близости к эпицентру проведенного эксперимента. Остальные точки измерений, где были зафиксированы повышенный уровень МЭД и ПП<sub>β</sub>, расположены в южной и юго-восточной частях прилегающей территории.

### 2.2 Характер загрязнения территории 6-километровой зоны «Опытного поля» техногенными радионуклидами

На основе данных, полученных в результате проведения количественного анализа проб почвы, отобранных с территории 6-километровой зоны, а также ранее полученных данных о количественном содержании техногенных радионуклидов на территории площадки «Опытное поле», были построены карты площадного распределения концентраций техногенных радионуклидов (рисунки 2–4).

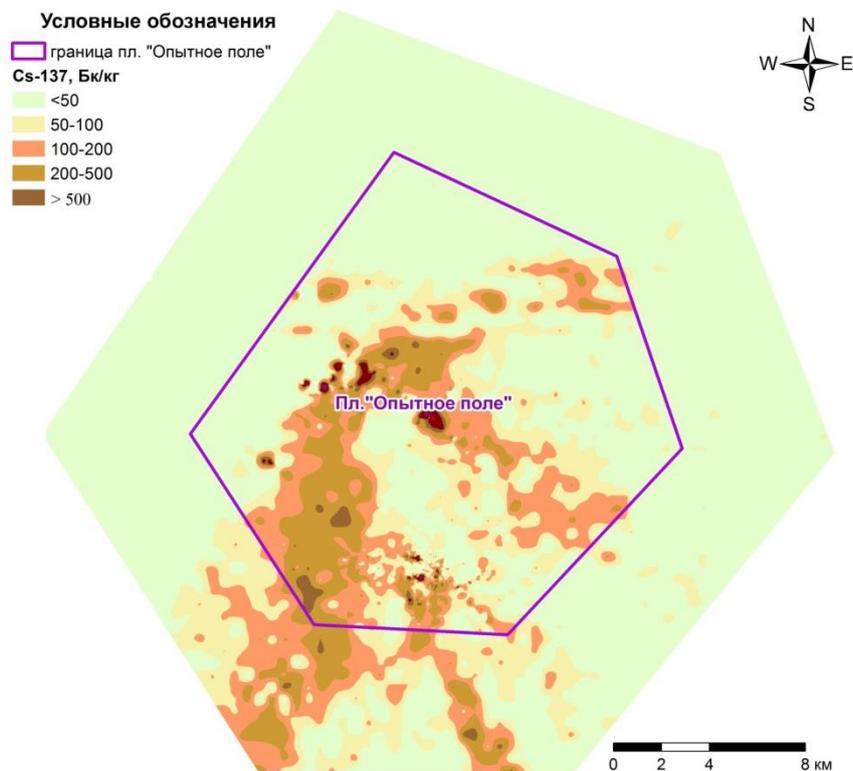


Рисунок 2. Карта-схема площадного распределения  $^{137}\text{Cs}$

Судя по характеру распределения  $^{137}\text{Cs}$  в 6-километровой зоне (см. рисунок 2) можно утверждать, что загрязнение выходит за административные границы испытательной площадки «Опытное поле». Наибольшие концентрации наблюдаются в южной – юго-западной части прилегающей территории. Стоит отметить, что концентрации продуктов деления на масштабных юго-восточном и северо-восточном следах за территорией площадки «Опытное поле» значительно снижаются и не превышают 200 Бк/кг, что может свидетельствовать о наличии так называемой «мертвой зоны», когда часть территории, приближенной к эпицентру не подвергалась радиоактивным выпадениям, но на более дальнем расстоянии плотность их выпадения вновь увеличивалась.

Масштабное загрязнение  $^{137}\text{Cs}$  сформировано выпадениями радиоактивных осадков от крупных наземных ядерных испытаний, проведенных на площадках П-5, П-3, П-2 и П-1. Незначительный вклад

в формирование загрязнения юго-восточной части прилегающей территории оказали испытания, проведенные на технической площадке П-7, откуда на северо-восток тянется расширяющийся след. На расстоянии около 2 километров севернее описанного следа, расположен другой, более масштабный след, уходящий параллельно на юго-восток. Его источником является самое мощное испытание на площадке П-2. При этом, след значительно расширяется по мере удаления, а концентрации  $^{137}\text{Cs}$  увеличиваются. Помимо этого, в прилегающей территории наблюдаются признаки наличия отдельных следов радиоактивных выпадений, источники которых, предположительно, могут находиться вне территории площадки «Опытное поле». Поэтому дальнейшее исследование прилегающей территории в южном направлении является приоритетной задачей. Концентрации  $^{137}\text{Cs}$  на территории прилегающей территории варьируют от 0,5 до 800 Бк/кг.

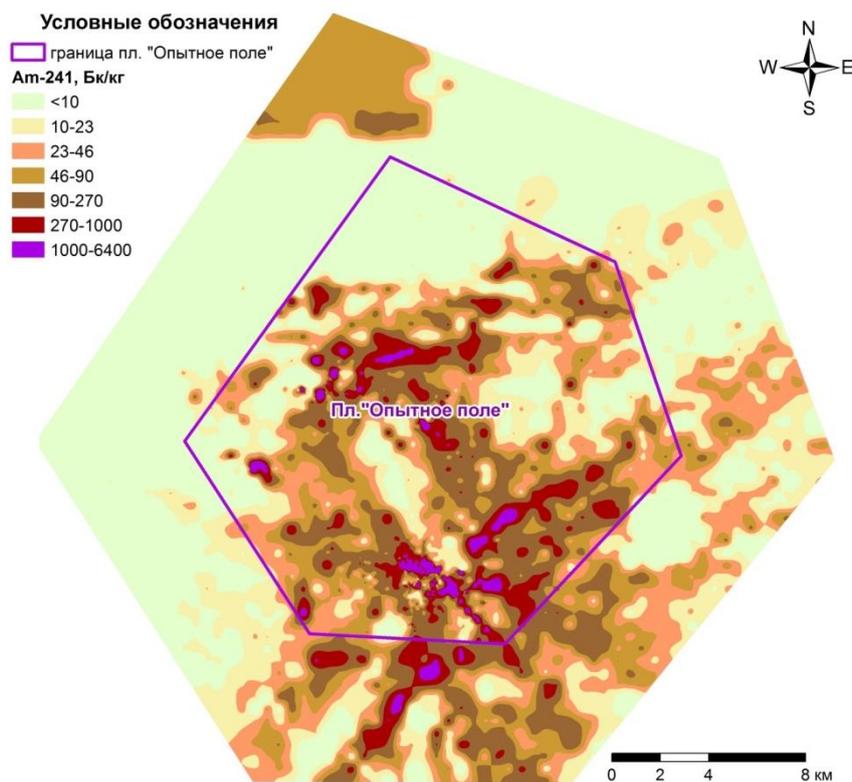


Рисунок 3. Карта-схема площадного распределения  $^{241}\text{Am}$

Площадное загрязнение  $^{241}\text{Am}$ , как видно из карты, сформировано в большей части в результате суперпозиции множества следов радиоактивных выпадений и наиболее выражено в южной и юго-восточной части прилегающей территории. Площадь загрязнения трансурановыми элементами гораздо больше, чем площадь загрязнения продуктами деления. Как и ожидалось, в восточной части, в месте расположения соленого озера Жаксытуз, концентрации  $^{241}\text{Am}$  резко снижаются до уровня ниже фоновых значений. Это связано с тем, что загрязнение,

выпавшее на поверхность озера Жаксытуз со временем «захоронилось» под вновь нарастающими пластами соли.

На территории юго-восточного и северо-восточного следов концентрации  $^{241}\text{Am}$  не превышают 270 Бк/кг. Следует отметить, что в северо-восточном направлении проявился еще один масштабный след, исходящий с территории площадки П-7, источником которого, вероятно, стали испытания с крайне низкой степенью реализации ядерной реакции.

Повышенные концентрации от 30 до 270 Бк/кг зафиксированы на севере 6-километровой зоны, где выпадения радиоактивных осадков за время наземных испытаний не происходило. Причиной возникновения загрязнений являются испытания боевых радиоактивных веществ, проведенные на испытательной площадке «4А» (БРВ). Для определения четких границ этого участка необходимо провести дополнительные исследования с отбором проб почвы по более плотной сети, так как применение метода пешеходной гамма-спектрометрической съемки при данных концентрациях  $^{241}\text{Am}$  малоэффективно. В целом, на северо-северо-востоке, северо-западе и западе прилегающей территории можно выделить чистые участки большой площади, где не зафиксировано значимых концентраций делящихся материалов.

Наибольшие концентрации от 1000 до 6400 Бк/кг зафиксированы на юге 6-километровой зоны. Загрязнение представляет собой несколько следов радиоактивных выпадений, источники которых, вероятнее всего, находятся не только на территории площадок П-2, П-7, П-3 и П-5. Один из эпицентров может находиться в южной части прилегающей территории. Причиной данного предположения являются юго-западный и юго-восточный следы, исходящие с южной части прилегающей территории. С целью поиска и идентификации источника загрязнений (возможного эпицентра испытаний), необходимо в дальнейшем провести полевое дешифрирование техногенных объектов интересующей местности, а также произвести пешеходную гамма-спектрометрическую съемку территории.

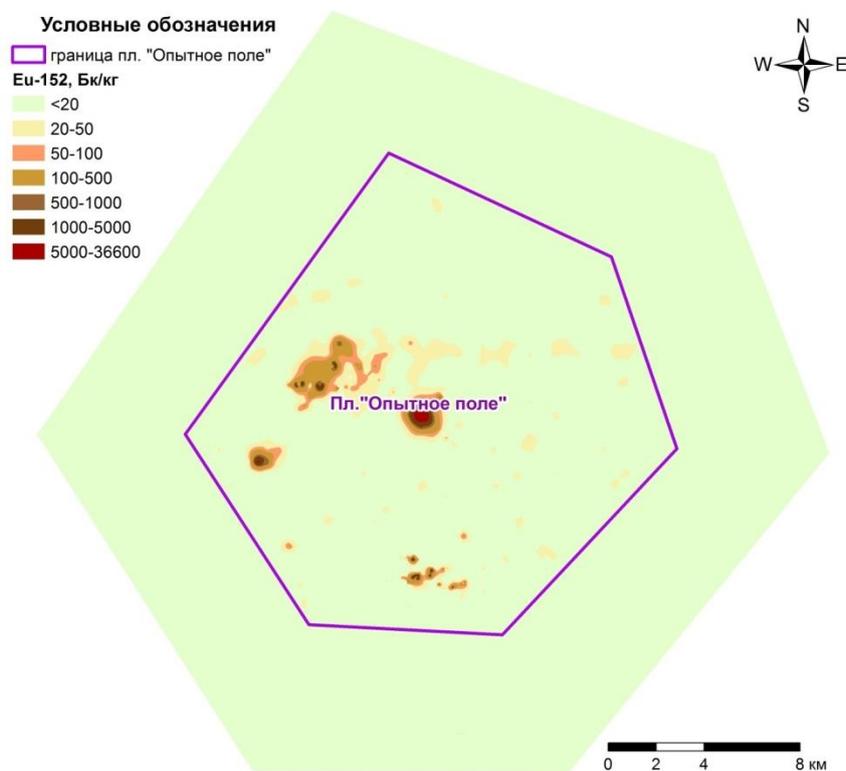


Рисунок 4. Карта-схема площадного распределения  $^{152}\text{Eu}$

Как видно из карты-схемы, на прилегающей территории нет выраженного загрязнения продуктами активации, не смотря на наличие крупных следов радиоактивных выпадений продуктов деления и трансурановых элементов, особенно в южной части прилегающей территории. Концентрации  $^{152}\text{Eu}$  не превысили 24 Бк/кг.

### 3. ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ И ВЫВОДЫ

Для оценки степени радиоактивного загрязнения земель, были использованы параметр минимально-значимой удельной активности (МЗУА), а также

критерии отнесения территорий к зонам с различной степенью экологической напряженности, представленные в таблице 1.

Исходя из данных таблицы 1, можно оценить площадь территорий, которые должны быть отнесены к различным зонам по критерию загрязненности  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{239+240}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{Pu}$  на территории, прилегающей к площадке «Опытное поле». Результаты приведены в таблице 2. При подсчете концентрации  $^{239+240}\text{Pu}$  и использовался коэффициент соотношения  $^{239+240}\text{Pu}/^{241}\text{Am}$  равный 10.

**ХАРАКТЕР И УРОВНИ РАДИОНУКЛИДНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ТЕРРИТОРИИ, ПРИЛЕГАЮЩЕЙ  
К ПЛОЩАДКЕ «ОПЫТНОЕ ПОЛЕ» СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА**

Таблица 1. Показатели радиоактивного загрязнения почв [1]

Показатель	Параметр		
	Экологическое бедствие	Чрезвычайная экологическая ситуация	Относительно удовлетворительная ситуация
	Радиоактивное загрязнение, Бк/кг*		
<sup>137</sup> Cs	свыше 18500	6938 – 18500	до 6938
<sup>239+240</sup> Pu, <sup>238</sup> Pu	свыше 46,3	23,1 – 46,3	до 23,1

Примечание: \* удельная активность рассчитана для слоя почвы глубиной 5 см, и плотности почвы 1,6 кг/дм<sup>3</sup>

Таблица 2. Площади зон с различной степенью радиоэкологической напряженности

Радионуклид	Удельная активность, Бк/кг	Площадь радиоактивных отходов (РАО)	Площадь территории экологического бедствия	Площадь территории чрезвычайной экологической ситуации	Площадь территории с относительно удовлетворительной экологической ситуацией
<sup>137</sup> Cs	от <50 до 812	около 0 км <sup>2</sup>	0 км <sup>2</sup>	около 0 км <sup>2</sup>	431 км <sup>2</sup>
<sup>239+240</sup> Pu, <sup>238</sup> Pu	<100 до 6400	около 37 км <sup>2</sup>	90 км <sup>2</sup>	около 51 км <sup>2с</sup>	около 290 км <sup>2</sup>

Как видно из таблицы, на прилегающей территории существует значительное количество радиоактивных отходов, а площадь экологического бедствия занимает не менее 20% от всей территории 6-километровой зоны.

Значительная часть загрязнения <sup>137</sup>Cs в 6-километровой зоне выходит за административные границы площадки «Опытное поле». Наибольшие концентрации наблюдаются в южной – юго-западной части прилегающей территории. Стоит отметить, что концентрации продуктов деления на юго-восточном и северо-восточном следах за территорией площадки «Опытное поле» значительно снижаются и не превышают 200 Бк/кг, что может свидетельствовать о наличии так называемой «мертвой зоны», когда часть территории, приближенной к эпицентру не подвергалась радиоактивным выпадениям, но на более дальнем расстоянии плотность их выпадения вновь увеличивалась. Масштабное загрязнение <sup>137</sup>Cs сформировано выпадениями радиоактивных осадков от крупных наземных ядерных испытаний, проведенных на площадках П-5, П-3, П-2 и П-1. Незначительный вклад в формирование загрязнения юго-восточной части прилегающей территории оказали испытания, проведенные на технической площадке П-7, откуда на северо-восток тянется расширяющийся след. На расстоянии около 2 километров севернее описанного следа, расположен другой, более масштабный след, уходящий параллельно на юго-восток. Его источником является самое мощное испытание на площадке П-2. При этом, след значительно расширяется по мере удаления, а концентрации <sup>137</sup>Cs увеличиваются. Помимо этого, в прилегающей территории наблюдаются признаки наличия отдельных следов радиоактивных выпадений, источники которых, предположительно, могут находиться вне территории площадки «Опытное поле». Поэтому дальнейшее исследование прилегающей территории в южном направлении является приоритетной задачей. Концентрации <sup>137</sup>Cs не превышают уровня МЗУА [9]. По критериям радиоэкологической напряженности земель, всю территорию 6-километро-

вой зоны по <sup>137</sup>Cs можно отнести к зоне с относительно удовлетворительной радиоэкологической ситуацией.

Площадное загрязнение <sup>241</sup>Am сформировано в большей части в результате суперпозиции множества следов радиоактивных выпадений и наиболее выражено в южной и юго-восточной части прилегающей территории. Площадь загрязнения трансурановыми элементами гораздо более масштабна, чем загрязнение продуктами деления. В восточной части, в месте расположения соленого озера Жаксыгуз, концентрации <sup>241</sup>Am резко снижаются до уровня ниже фоновых значений.

На территории юго-восточного и северо-восточного следов концентрации <sup>241</sup>Am не превышают 270 Бк/кг. Следует отметить, что в северо-восточном направлении проявился еще один масштабный след, исходящий с территории площадки П-7, источником которого, вероятно, стали испытания с крайне низкой степенью реализации ядерной реакции.

Повышенные концентрации от 30 до 270 Бк/кг зафиксированы на севере 6-километровой зоны, где выпадения радиоактивных осадков за время наземных испытаний не происходило. Причиной возникновения загрязнений являются испытания боевых радиоактивных веществ, проведенные на испытательной площадке «4А» (БРВ). Для определения четких границ этого участка необходимо провести дополнительные исследования с отбором проб почвы по более плотной сети, так как применение метода пешеходной гамма-спектрометрической съемки при данных концентрациях <sup>241</sup>Am малоэффективно. В целом, на северо-северо-востоке, северо-западе и западе прилегающей территории можно выделить чистые участки большой площади, где не зафиксировано значимых концентраций делящихся материалов.

Наибольшие концентрации <sup>241</sup>Am от 1000 до 6400 Бк/кг зафиксированы на юге 6-километровой зоны. Загрязнение представляет собой несколько следов радиоактивных выпадений, источники которых, вероятнее всего, находятся не только на территории

площадок П-2, П-7, П-3 и П-5. Один из эпицентров может находиться в южной части прилегающей территории. Причиной данного предположения являются юго-западный и юго-восточный следы, исходящие с южной части прилегающей территории. С целью поиска и идентификации источника загрязнений (возможного эпицентра испытаний), необходимо в дальнейшем провести полевое дешифрирование техногенных объектов интересующей местности, а также произвести пешеходную гамма-спектрометрическую съемку территории.

Продукты активации зафиксированы в крайне малых количествах. Во время ядерного взрыва часть активированного грунта из эпицентральной зоны переносилась на далекие расстояния и выпадала в виде радиоактивных осадков. Тем не менее, даже на следе радиоактивных выпадений, проходящем через южную часть прилегающей территории с технической площадки П-2, максимальное значение концентрации  $^{152}\text{Eu}$  составило 24 Бк/кг.

Проведенные исследования позволяют дать общую оценку запасов РАО по  $^{239+240}\text{Pu}$  на территории 6-километровой зоны, которые можно рассчитать путем подсчета произведения площади изолиний  $>90$  Бк/кг по  $^{241}\text{Am}$  и среднюю глубину залегания равную 2,5 см. Площадь РАО составляет 37 км<sup>2</sup>,

объем РАО =  $3,7 \times 10^7 \text{ м}^2 \times 0,025 \text{ м} = 925000 \text{ м}^3 \approx 0,93$  млн. кубометров РАО.

Учитывая существенные объемы радиоактивных отходов и обширность загрязненных площадей прилегающей территории, проводить ремедиационные мероприятия нецелесообразно. Тем не менее, с целью получения более детальной информации, необходимо провести более подробное исследование юга 6-километровой зоны с применением пешеходной гамма-спектрометрической съемки высокого разрешения. Необходимо рассмотреть вопрос об изменении административных границ испытательной площадки «Опытное поле» в соответствии реальной радиоэкологической ситуацией.

*Авторы статьи выражают благодарность сотрудникам ИРБЭ НЯЦ РК, прежде всего, участникам полевых исследований Александровичу И.А., Рак В.Ф., Нефедову Р.А., Кондратьеву А.П. за качественное проведение полевых работ, сотрудникам ЛРХИ Берекпулову К.Т., Тулеубаевой Р.К., Шатрову А.Н., Сальменбаеву С.Е. за выполнение аналитических работ, сотрудникам лаборатории ГИС-технологий Еременко Е.А., Абишевой М.Т. за подготовку картографического материала.*

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана [Радиоэкологическое состояние «Северной» части территории Семипалатинского испытательного полигона] / под рук. Лукашенко С.Н. – Вып. 1. – Павлодар: Дом печати, 2010. – 36-45.: ил. - Библиогр.: С.224-231. - ISBN 978-601-7112-28-8.
2. Актуальные вопросы радиоэкологии Казахстана [Сборник трудов Национального ядерного центра Республики Казахстан за 2010 г.] / под рук. С.Н. Лукашенко. – Вып.3. – Т.1. – Павлодар: Дом печати, 2010. - 234 с.
3. <https://buy.garmin.com/shop/shop.do?pID=26875&ra=true>.
4. Дозиметры-радиометры МКС-АТ6130, МКС-АТ6130А, МКС-АТ6130В, руководство по эксплуатации. - Атомтех: Научно-производственное унитарное предприятие. – 84с.
5. Методика измерения гамма - фона территорий и помещений: утв. Санэпидстанцией РК 1997- 25-08. – 4 с.
6. Инструкция и методические указания по наземному обследованию радиационной обстановки на загрязненной территории: утв. Межведомственной комиссией по радиационному контролю природной среды при Госкомгидромете СССР. - М., 1989.
7. МИ 2143-91 № 5.06.001.98 Активность радионуклидов в объемных образцах. Методика выполнения измерений на гамма-спектрометре. Рекомендация. Государственная система обеспечения единства измерений. - Введ.1998-06-02. - 1991. – 17 с.
8. Инструкция по эксплуатации гамма-спектрометра Canberra с программным обеспечением Genie 2000.
9. Санитарные правила «Санитарно-эпидемиологические требования к обеспечению радиационной безопасности» от 3 февраля 2012 года № 202, Республика Казахстан.

**СЕМЕЙ СЫНАҚ ПОЛИГОНЫНЫҢ «ТӘЖІРИБЕ ДАЛАСЫ» АЛАҢЫНА ЖАҚЫН  
ЖАТҚАН АУМАҚТЫҢ РАДИОНУКЛИДТІК ЛАСТАНУ ДЕҢГЕЙІ МЕН СИПАТЫ**

<sup>1)</sup> Мошков А.С., <sup>1)</sup> Лукашенко С.Н., <sup>1)</sup> Осинцев А.Ю., <sup>1)</sup> Каширский В.В., <sup>2)</sup> Харкин П.В., <sup>1)</sup> Яковенко Ю.Ю.

<sup>1)</sup> ҚР ҰАО Радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Курчатов, Қазақстан

<sup>2)</sup> ҚР ҰАО Ядролық физика институты, Курчатов, Қазақстан

«Тәжірибе даласы» сынақ алаңына жақын жатқан аумақтың радионуклидтік ластануын бағалау үшін 6 километрлік аумақ таңдап алынды. Бұл аумақта жүргізілген зерттеулерге келесілер енді: зерттеліп жатқан аумақ бойынша тегіс таралған белгілі координаттар бойымен топырақтың сынамасын іріктеп алу; топырақ үлгілеріне іріктеу жүргізілетін жердегі интегралды радиациялық параметрлерді өлшеу; топырақтың сынамаларына мөлшерлік гамма-спектрометриялық талдама жасау; шығу тегі техногенді радионуклидтермен алаңдық ластану картасын құру.

Өткізілген жұмыстардың нәтижесінде, оңтүстікте, оңтүстік-шығыста және солтүстік-шығыста трансуранды элементтермен және тағам бөлінісімен радиоактивті ластанған алаңдардың бірнеше телімдері бар екені анықталды. Айта кету қажет, оңтүстіктегі 6 километрлік аймақтың трансуранды элементтермен қомақты ластануы орын алды, бұл жерде бөлінетін материалдарды шашырату бойынша тәжірибелер жүргізілуі мүмкін деген болжам бар.

**CHARACTER AND LEVELS OF RADIOACTIVE CONTAMINATION OF THE TERRITORY  
ADJACENT TO “EXPERIMENTAL FIELD” SITE OF SEMIPALATINSK TEST SITE**

<sup>1)</sup> A.S. Moshkov, <sup>1)</sup> S.N. Lukashenko, <sup>1)</sup> A.Yu. Oussintsev, <sup>1)</sup> V.V. Kashirskiy, <sup>2)</sup> P.V. Kharkin, <sup>1)</sup> Yu.Yu. Yakovenko

<sup>1)</sup> *Institute of Radiation Safety and Ecology NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

<sup>2)</sup> *Institute of Nuclear Physics NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

To assess radioactive contamination of the territory adjacent to “Experimental Field”, site a 6-km zone was selected. At this territory a research was performed that included the following stages: soil sampling by definite coordinates, uniformly distributed over the territory under study; measurement of integral radiation parameters at the place of soil sampling; quantitative gamma-spectrometric analysis of soil samples; construction of maps of areal contamination with artificial radionuclides.

As a result of performed works it was found that some spots radioactively contaminated with fission products and transuranium elements present in south, southeast and northeast parts of the territory. There should be noted a significant contamination with transuranium elements in the south of 6-kilometers zone where, the experiments on dispersion of fission materials could supposedly be made.

УДК 622.278: 577.4:504.064

## ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО ПОЛЯ ПОДЗЕМНЫХ ВОД НА ИСПЫТАТЕЛЬНОЙ ПЛОЩАДКЕ БАЛАПАН

<sup>1)</sup> Романенко В.В., <sup>1)</sup> Козтаева У.П., <sup>2)</sup> Субботин С.Б., <sup>3)</sup> Аюнов Д.Е.

<sup>1)</sup> Государственный университет им. Шакарима г. Семей, Казахстан

<sup>2)</sup> Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

<sup>3)</sup> Институт нефтегазовой геологии и геофизики им. А.А. Трофимука СО РАН, Новосибирск, Россия

В статье приводятся результаты исследования температурных полей подземных вод на испытательной площадке «Балапан» бывшего СИП. Обнаружено наличие отклонений градиентов температуры подземных вод от фоновых значений, связанное с процессами тепловыделения в местах проведения подземных ядерных взрывов.

### ВВЕДЕНИЕ

На территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона (СИП) в местах проведения подземных ядерных взрывов (ПЯВ) были обнаружены участки с тепловой аномалией. В 1997 году [1] были начаты работы по исследованию этого явления. Исследование температур подземных вод показало наличие прогревности верхнего чехла горных пород в местах проведения ПЯВ.

Известно, что большая часть энергии подземного ядерного взрыва (ПЯВ) выделяется в виде тепла вблизи участка взрыва. Из-за низкой теплопроводности породы тепло остается локализованным в течение длительного периода времени [2]. Тепловое равновесие между зоной взрыва и окружающим массивом восстанавливается в течение  $10^8 - 10^{10}$  сек (~ от 3 до 300 лет). Проникновение воды в полость ускоряет процессы остывания расплава в полости и увеличивает скорость выравнивания температуры в горном массиве [3]. Таким образом, до настоящего времени на СИП в результате медленного остывания полостей могут иметься неоднородности теплового поля в местах проведения подземных ядерных испытаний. Наличие неостывших полостей может свидетельствовать о незаконченных поствзрывных процессах, природа которых до сих пор детально не изучена.

Целью данной работы является получение обобщенной картины теплового поля в местах проведения ПЯВ и выявление возможных тепловых аномалий.

### 1 ВЫБОР ОБЪЕКТОВ ИССЛЕДОВАНИЙ

Для выявления возможных температурных аномалий выполнены измерения температуры в гидрогеологических скважинах на территории испытательной площадки «Балапан».

Для проведения температурных измерений в 2009 году пробурено 8 наблюдательных скважин, расположенных вблизи «боевых» скважин, которые были использованы для наблюдений. Дополнительно для измерений использовались другие, ранее пробуренные гидрогеологические скважины.

Схема расположения «боевых» и гидрогеологических скважин приведена на рисунке 1. Скважины были условно сгруппированы на участки: «Северный», «Центральный» и «Южный».

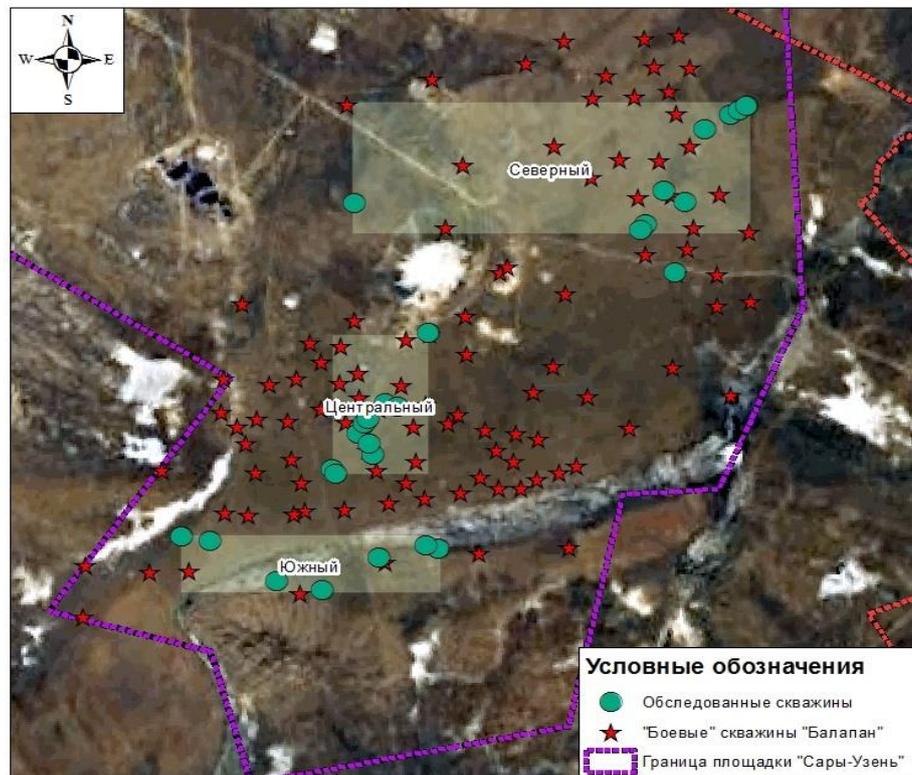


Рисунок 1. Схема расположения обследованных скважин на площадке «Балапан»

**2 ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ**

**Измерения температуры подземных вод** проводились переносным электротермометром, изготовленным на базе Института нефтегазовой геологии и геофизики им. А.А. Трофимука СО РАН. Погрешность измерений составляла  $\pm 0,03^{\circ}\text{C}$ . Прямые результаты регистрировались в виде сопротивления (Ом) затем через уравнение зависимости сопротивления от температуры, полученное при градуировке в эталонной скважине, пересчитывались в температуру. Шаг измерений составлял 5 м. Измерения проводились в воде гидрогеологических скважин, начиная в диапазоне глубин от 0,5 до 97 м (таблица 1).

Таблица 1. Сведения о скважинах

Скважина	Ближайшая «боевая» скважина	Диапазон глубин измерений от дневной поверхности		Абсолютная отметка устья, м
		Верхний уровень, м	Нижний уровень, м	
1010/2	1010	20,0	59	-
1010/1	1010	0,5	60	-
1061/1	1061	20	39	-
1267/1	1267	30,0	54,5	-
4018	1061	16,0	51	337
4019	1315,1061	20,0	77,5	336,1
4020	1315	20,0	55	333,2
4023	1315, 1236	12,0	55	334,8
4025	1061бис	20	54	338,1
4027	1061бис	20	57	-
1053/1	1053	15,0	48	-
4116	1410	20,0	38	312,2
4006	1204	12,0	90	301
4007	1204	12,0	65	299,6
4008	1204	12,0	105	298,5
4009	1204	12,0	55	304,4
4098	1203	18,0	97	312,2
4115	1410	14	33	310,2
4141	1203	16	55	312,7
538	1080	25	94	-
4033	1352	17	34	344,9
4034	1352	10	54	341,3
4054	1388	12	49	347,6
4066	1388	12	26	347,8
4099	1348	10	54	328
4100	1350	15	74	334,9
4103	1348	10	51	326

**Сведения о составе пород.** Состав пород в исследуемых участках характеризуется следующими данными, приведенными в таблицах 2–4 [4].

Таблица 2. Глубины залегания пород на участке «Северный»

Диапазон глубин, м	Описание пород
<b>Скважина 4009</b>	
0-13	песок с включением гальки
13-25,6	глина, плотная, опесчанена, с включениями дресвы и щебня
25,6-64	глина, плотная, жирная, карбонатизирована, ожелезнена, с редкими гнёздами омарганцевания
64-65,4	туф андезитовый порфиритов, крепкий выветрелый
<b>Скважина 1053/1</b>	
0-11	песок с включениями щебня
11-34	глина тугопластичная
34-84,5	глина пластичная, жирная, слабоомарганцевана, прослой песка и галечника
84,5-89	песчаник трещиноватый выветрелый

Таблица 3. Глубины залегания пород на участке «Центральный»

Диапазон глубин, м	Описание пород
<b>Скважина 1061/1</b>	
0-10	песок с включениями гальки, незнач. прослойки суглинков
10-35	глина, тугопластичная маловлажная с включениями из гипса в интервале 20-25
35-39	аргиллиты, кора выветривания, трещиноватая, ожелезненная
<b>Скважина 1267/1</b>	
0-10	песок с примесью гравия
10-49	глина слабопластичная с прослойками песка
49-85	песчаник трещиноватый, по трещинам слабоомарганцован и лимонизирован

Таблица 4. Глубины залегания пород на участке «Южный»

Диапазон глубин, м	Описание пород
<b>Скважина 4100</b>	
0-7,5	песок, с гравием, галькой, с обломочным материалом, суглинок 1-3 м, глина 6-6,54 м
7,5-56,4	глина плотная, с обломками коренных пород, опесчаненная, ожелезненная, карбонатизированная, с прослоями и линзами песка крупнозернистого полимиктового
56,4-61,2	песок серый, с тонкими прослоями глин, с дресвой, щебнем
<b>Скважина 4033</b>	
0-2	суглинок коричнево-серый, твердый опесчаненный с дресвой и щебнем
2-11	песок коричнево-серый средней крупности
11-28	глина, плотная с прослойками песка, местами ожелезнение и омарганцевание
28-67	туф андезитовый порфиритов до 69 м, до 30 м интенсивно выветрелый

**3 РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТ**

**3.1 Термограммы скважин.** Для получения сведений об изменении температуры подземных вод с глубиной проведены измерения температуры подземных вод на площадке «Балапан» в 27 гидрогеологических скважинах.

*Участок «Северный».* На данном участке обследовано 10 скважин (рисунок 2). Графики температур в основном представляют собой с-образные кривые, за исключением графиков со скважин 538 и 1053/1. Значения температуры подземных вод находились в диапазоне от 7,7 до 9,3 °С.

*Участок «Центральный».* На данном участке обследовано 10 скважин (рисунок 3). Графики температур представлены в виде ломанных кривых, за исключением с-образных термограмм скважин 1010/2, 4023, 4025, 4027. При этом наблюдается заметное отличие от термограмм для участка «Северный». Диапазон наблюдаемых температур от 7,8 до 11,5 °С.

*Участок «Южный», площадка «Балапан».* На данном участке обследовано 7 скважин (рисунок 4). Диапазон температур подземных вод составил от 7,9 до 9,2 °С.

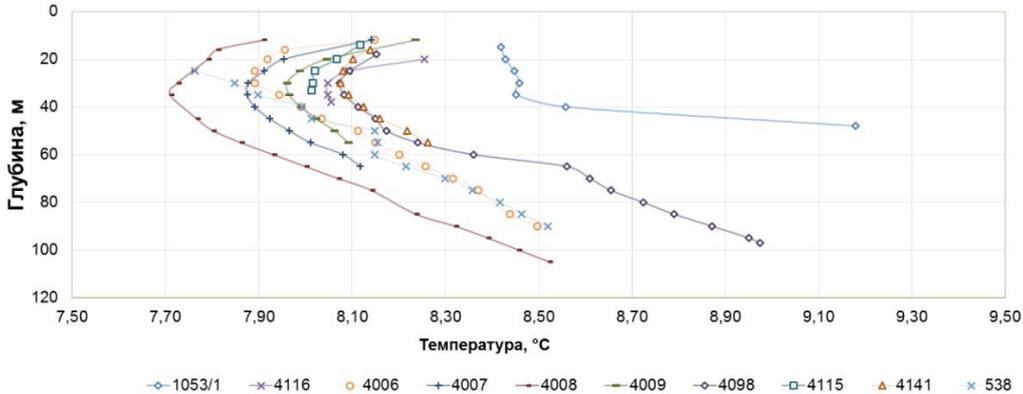


Рисунок 2. Результат измерения температуры на участке «Северный»

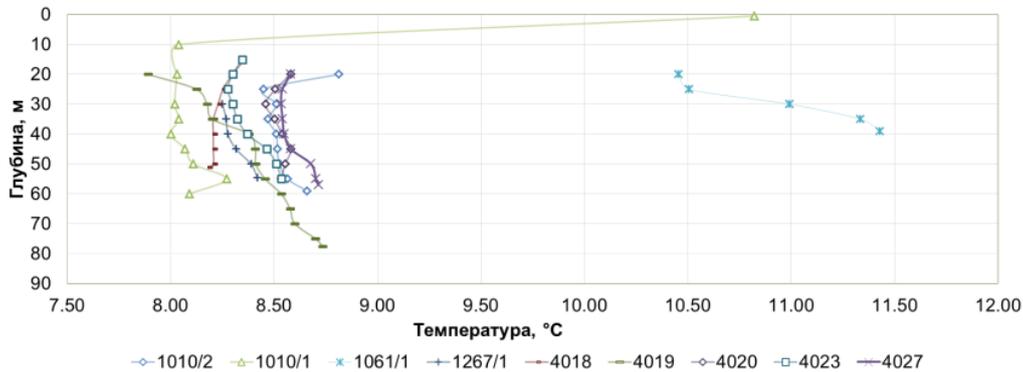


Рисунок 3. Схема относительного расположения скважин (слева) и результат измерения температуры (справа) на участке «Центральный»

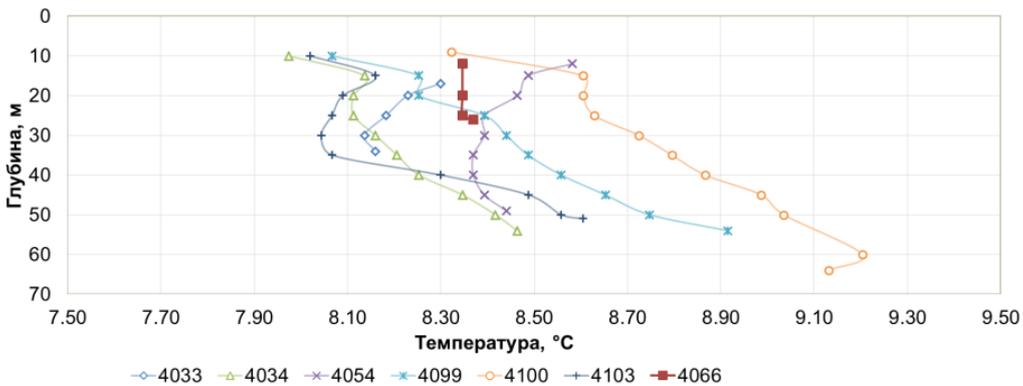


Рисунок 4. Результат измерения температуры на участке «Южный»: температура подземных вод на глубине 45 м (а); градиент температуры скважин (б)

#### 4 ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

**4.1 Средняя температура на площадке.** Средняя условно «фоновая» температура на уровне ~ 20 м в северной части Центрального Казахстана, где расположен СИП, составляет 6-7 °С [5]. Среднее значение температур подземных вод на глубине 20 м, полученное в ходе измерений (таблица 5) превышает условный уровень на 1°С. В скважине 1061/1 температура на отметке 20 метров составляет 10,4 °С. Что в принципе позволяет ее рассматривать, как аномальную.

Таким образом, учитывая приведенные данные можно предположить, что на территории площадки «Балапан» имеются температурные аномалии подземных вод.

**4.2. Температурный градиент.** Разумеется, для сравнения полученными значениями с «фоновыми» литературными данными более информативным будет сравнение градиента температур, поскольку он не зависит от абсолютного значения температуры. В таблице 6 приведены рассчитанные значения температурных градиентов для исследованных скважин.

Таблица 5. Результаты измерений. Средняя температура подземных вод в обследованных скважинах

Глубина, м	Средняя температура							
	«Северный»	N	«Центральный»	N	«Южный»	N	Средняя	N
15					8.38	5	8.38	7
20	8.04	8	8.40	8	8.3	7	8.25	23
25	7.96	9	8.39	7	8.29	7	8.21	23
30	7.95	8	8.34	9	8.29	6	8.19	23
35	7.95	8	8.35	9	8.31	6	8.20	23
40	8.02	7	8.38	9	8.42	5	8.27	21
45	8.01	7	8.42	9	8.51	5	8.31	21
50	8.07	7	8.46	9	8.58	5	8.37	21
55	8.11	7	8.53	8	8.71	3	8.45	18
60	8.14	5					8.40	8
65	8.23	5					8.51	7
70	8.32	4					8.64	6
75	8.38	3					8.69	5
80	8.53	3					8.71	4
85	8.50	4						
90	8.57	3						

Примечание: N – число скважин

Таблица 6. Результаты определения градиента температур

№ п/п	Скважина	Расстояние до ближайшей «боевой» скважины	Температура на уровне 45 м [°С]	Диапазон глубин для расчета градиента температур, [м-м]	Температурный градиент, мК/м
<b>Участок «Северный»</b>					
1	538	3.5	8.0	35-90	10.8
2	4006	2	8.0	30-90	10.2
3	4007	2.3	7.9	35-65	8.5
4	4008	2.7	7.8	35-105	12.3
5	4009	0.86	8.0	35-55	6.5
6	4098	1.2	8.2	35-97	15.6
7	4115	0.6	8.0	(глубина <35 м)	—
8	4116	0.34	8.1	35-48	6.9
9	4141	1.04	8.2	35-55	8.7
10	1053/1	0.06	9.2	35-48	58
<b>Участок «Центральный»</b>					
11	1010/1	0.12	8.1	20-60	4.1
12	1061/1	0.11	11.4	25-39	67.0
13	1267/1	0.06	8.3	35-54.5	8.4
14	4018	0.4	8.2	35-50	0.0
15	4019	0.6	8.4	35-77.5	10.7

№ п/п	Скважина	Расстояние до ближайшей «боевой» скважины	Температура на уровне 45 м [°C]	Диапазон глубин для расчета градиента температур, [м-м]	Температурный градиент, мК/м
16	4020	0.301	8.6	35-55	18.1
17	4023	0.7	8.5	25-55	9.6
18	4025	0.23	8.7	35-54.5	11.6
19	4027	0.3	8.6	30-57	7.5
20	1010/2	0.09	8.5	25-59	4.6
<b>Участок «Южный»</b>					
21	4033	0.8	8.2	недостаточная глубина	—
22	4034	1.1	8.3	35-54	9.3
23	4054	1.26	8.4	недостаточная глубина	—
24	4066	1.4	8.4	недостаточная глубина	—
25	4099	1.6	8.7	25-54	17.0
26	4103	1.7	8.5	35-51	32.1
27	4100	0.27	8.7	25-74	11.6

Градиент температур определялся как тангенс угла наклона между двумя точками линейной регрессии в диапазонах от «точки перегиба» на графике до нижнего уровня измерений. «Точкой перегиба» является точка на термограмме, которая в большинстве случаев занимает крайнее левое положение на шкале температуры, точка, где уравнивается влияние поверхностных и подземных колебаний температуры, обычно расположена в диапазоне от 20 до 35 м.

Диапазон градиентов температур составляет от 0 до 67 мК/м. Согласно литературным данным [6] для данной местности нормальный градиент температур составляет ~ 30 мК/м, пониженный – 5-10 мК/м. Таким образом, 12 скважин имеют низкий градиент, 2 скважины высокий и 8 нормальный.

Следует обратить внимание, что в скважинах 1261/1 и 1053/1 наблюдаются как повышенные температуры подземных вод, так и градиенты, что поз-

воляет однозначно утверждать о наличии на данных участках, вблизи скважин 1261 и 1053 процессов тепловыделения.

**4.3. Горизонтальный температурный градиент.** Рассмотрим изменение температуры подземных вод от расстояния до «боевой» скважины. На рисунке 5 приведен график, где по оси X расположены значения расстояния от гидрогеологических до «боевых» скважин, а по оси Y значение температуры подземных вод в этих скважинах на отметках 20 и 45 м. Данные показывают, что с увеличением расстояния от «боевой» скважины уменьшается температура подземных вод на глубине 45 метров.

Вычислив наклон прямой линейной регрессии точек на графиках получаем горизонтальный градиент температур подземных вод 0,23 и 0,21 К/км. Таким образом, в среднем, при удалении от боевой скважины на 1 км температура подземных вод снижается на 0,2 градуса.

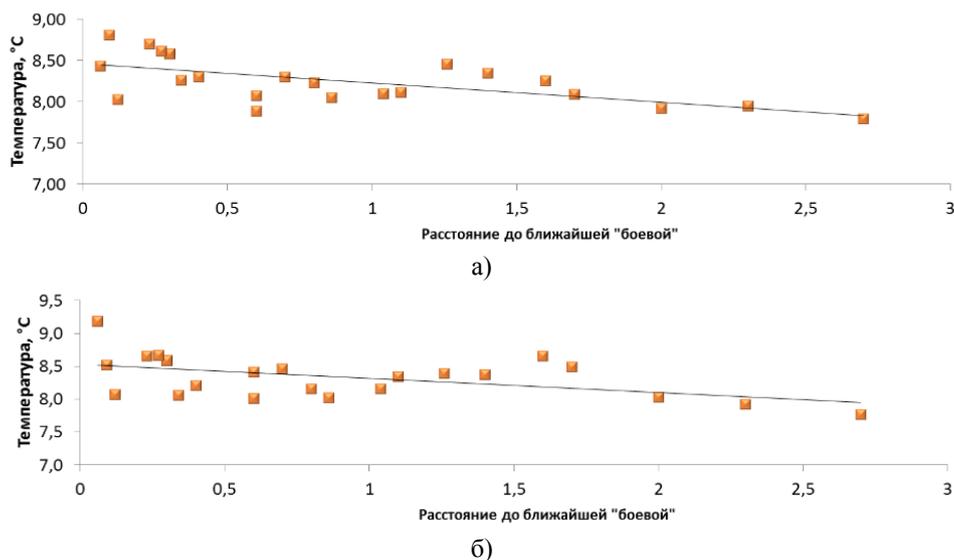


Рисунок 5. Графики зависимости температуры подземных вод от расстояния до ближайшей «боевой» скважины: а – на отметке 20 м; б – на отметке 45 м.

### ВЫВОДЫ

В ходе работы были получены термограммы гидрогеологических скважин на территории испытательной площадки «Балапан». Средняя температура подземных вод на уровне нейтрального слоя выше, чем фоновая, наблюдаются значительные аномалии температур подземных вод.

Установлено наличие как низких, так и высоких температурных градиентов подземных вод, по сравнению с литературными данными.

Выявлено снижение температуры подземных вод при удалении от боевых скважин, которое составляет 0,2 К/км. Данный факт требует дальнейшего изучения.

Выявлены аномальные участки, расположенные в районе «боевых» скважин 1061 и 1053, которые свидетельствуют о наличии тепловыделения, данные процессы могут быть связаны с остаточными эффектами подземных ядерных взрывов.

### ЛИТЕРАТУРА

1. Мелентьев М.И., Великанов А.Е. О природе региональной тепловой аномалии в районе Семипалатинского испытательного полигона, выявленной по данным дистанционного космического зондирования // Геофизика и проблемы нераспространения. 2003. Вып. 2.
2. Р.У. Тейлор. Тепловые эффекты подземных ядерных взрывов.- перевод с англ. Nuclear technology, №18, №2, pp 185-193, May 1973.
3. Ядерные испытания СССР. Т2. Кол. авторов под рук. академика РАН В. Н. Михайлова 1997. с. 117-119.
4. Объединенная база данных ядерных испытаний. ИГИ и ИРБЭ НЯЦ РК.
5. Дучков А.Д., Казанцев С.А., Аюнов Д.Е., Пермяков М.Е., Субботин С.Б. Результаты измерения температуры в наблюдательных скважинах площадки «Балапан» [Текст] / А.Д. Дучков // Семипалатинский испытательный полигон. Радиационное наследие и перспективы развития: Материалы IV Международной конференции. Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК. 25-27 августа 2010 г. – Курчатова. Павлодар: ТОО «Дом печати», 2010. - С. 112-113.
6. Череманский Г.А. Прикладная геотермия. Л., «Недра», 1977. с. 26.

### БАЛАПАН СЫНАҚ АЛАҢЫНДАҒЫ ЖЕРАСТЫ СУЛАРЫНЫҢ ТЕМПЕРАТУРАЛЫҚ ӨРІСІН ЗЕРТТЕУ

<sup>1)</sup> Романенко В.В., <sup>1)</sup> Қозтаева Ұ.П., <sup>2)</sup> Субботин С.Б., <sup>3)</sup> Аюнов Д.Е.

<sup>1)</sup> *Шәкәрім атындағы мемлекеттік университет, Семей, Қазақстан*

<sup>2)</sup> *ҚР ҰЯО Радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Курчатова, Қазақстан*

<sup>3)</sup> *РФА СБ-нің А.А. Трофимук атындағы Мұнай-газ геологиясы мен геофизикасы институты, Новосибирск, Ресей*

Мақалада бұрынғы ССП-ның «Балапан» сынақ алаңындағы жерасты суларының температуралық өрістерін зерттеу нәтижелері берілген. Жерасты ядролық жарылыстары жүргізілген жерлердегі жылу бөліну процестеріне байланысты жерасты суларының температура градиенттерінің аялық мәндерден ауытқуы анықталды.

### STUDY OF UNDERGROUND WATERS TEMPERATURE FIELD AT BALAPAN TESTING SITE

<sup>1)</sup> V.V. Romanenko, <sup>1)</sup> U.P. Koztayeve, <sup>2)</sup> S.B. Subbotin, <sup>3)</sup> D.E. Ayunov

<sup>1)</sup> *Shakarim State University, Semey, Kazakhstan*

<sup>2)</sup> *Institute of Radiation Safety and Ecology NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

<sup>3)</sup> *Trofimuk Institute of Petroleum Geology and Geophysics SB RAS, Novosibirsk, Russia*

Results of underwater temperature field survey at “Balapan” site of the former STS is presented in the article. Underwater temperature gradient deviation from background values due to heat release processes in places of underground nuclear explosion conduction is determined.

УДК 669.293'6'71:539.23:537.312.62

## ИССЛЕДОВАНИЕ КОРРОЗИОННЫХ И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ПОКРЫТИЙ НА ОСНОВЕ СЛОЖНЫХ НИТРИДОВ

<sup>1)</sup> Жаканбаев Е.А., <sup>2)</sup> Мухаметжарова Р.А.

<sup>1)</sup> *Институт ядерной физики РК, Алматы, Казахстан*

<sup>2)</sup> *Евразийский национальный университет им. Л.Н. Гумилева, Астана, Казахстан*

В данной работе описывается получение защитных металлических покрытий из нитридов тугоплавких металлов, предохраняющих изделия от коррозии и механических воздействий и сокращающих расход дорогостоящих металлов и сплавов.

В работе применен метод магнетронного осаждения, который позволяет получить нитриды тугоплавких металлов при температуре синтеза не превышающей 200°C. Использование метода магнетронного осаждения позволило получить покрытия из сложных нитридов с различным соотношением компонент таких как Ta-W-N, Ta-Mo-N, Ta-Al-N, Ta-Zr-N, W-Mo-N, W-Zr-N.

Проведены механические испытания полученных покрытий сложных нитридов методом микротвёрдости на сканирующем нанотвердометре, а также определены скорости коррозии методом измерения электродных потенциалов (техника Тейфеля).

В результате проведенных исследований обнаружено, что покрытия Ta-W-N с соотношением компонент Ta (80%) – W (20%) и Ta (40%) – W (60%) обладают лучшими показателями по твердости покрытия и наименьшей скоростью коррозии.

Нержавеющие легированные стали и цветные металлы используются при изготовлении изделий и оборудования, эксплуатируемых в жестких агрессивных средах. Однако не всегда экономически выгодно и технически возможно применение этих материалов. В связи с этим большое значение при производстве изделий и оборудования приобрели защитные металлические покрытия. Применение таких покрытий, предохраняющих изделия от коррозии и механических воздействий сокращает расход дорогостоящих металлов и сплавов и снижает стоимость созданного оборудования [1].

В настоящее время для защиты от коррозии нашли применение следующие способы нанесения металлических покрытий: гальваническое высаживание при электролизе, газотермическое напыление или металлизация, термодиффузионное насыщение в порошке, погружение в расплавленный металл. Выбор металла покрытия и способа его нанесения определяются видом и особенностями изделия, его размерами, условиями эксплуатации, планируемой долговечностью и экономическими соображениями [2]. Перспективным защитным покрытием являются нитриды металлов, обладающие уникальными свойствами по сравнению с чистыми металлами и сплавами [2-4]. В последнее десятилетие нитриды привлекают внимание широкого круга специалистов, занимающихся синтезом этих соединений, изучением их структуры и разнообразных свойств, а также применения материалов на основе нитридов в различных отраслях современной техники. Высокая температура плавления многих нитридов, их своеобразные механические физические и химические свойства (большая твердость, абразивная способность, тугоплавкость, коррозионная стойкость и др.) обусло-

вливают широкий интерес к материалам на их основе [5-10].

При этом существующие на данный момент методики получения нитридов металлов, особенно тугоплавких, достаточно сложные и иногда включают в себя многоступенчатые технологические процессы. Наиболее распространённым методом является метод азотирования металла, но при этом азотирование происходит при высоких температурах, что делает данный метод не приемлемым для нанесения покрытий на материалы с низкой температурой плавления. Многостадийные и сложные технологии получения нитридов не всегда экономически выгодны для производства [11].

Всех этих недостатков лишен метод магнетронного осаждения, который позволяет получать нитриды тугоплавких металлов при температуре синтеза не превышающей 200°C. Магнетронная установка с четырьмя независимыми каналами позволяет распылять одновременно до четырех различных металлов. Соотношением количества распыляемых металлов легко управлять, варьируя подаваемую на магнетрон мощность. Это позволяет точно управлять стехиометрией получаемого покрытия, что дает возможность получать сложную смесь нитридов с управляемым составом.

Использование метода магнетронного осаждения позволило получить покрытия сложных нитридов Ta-W-N, Ta-Mo-N, Ta-Zr-N, Ta-Al-N W-Mo-N и W-Zr-N с различным соотношением компонент.

*Измерения микротвердости.* Проведены механические испытания микротвёрдости полученных покрытий сложных нитридов Ta-W-N, Ta-Mo-N, Ta-Zr-N, Ta-Al-N W-Mo-N и W-Zr-N с различным соотношением компонент.

**ИССЛЕДОВАНИЕ КОРРОЗИОННЫХ И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ ПОКРЫТИЙ  
НА ОСНОВЕ СЛОЖНЫХ НИТРИДОВ**

Измерения микротвердости полученных покрытий проводились на сканирующем нано твердомере «НаноСкан-Компакт», предназначенном для измерения геометрических параметров топографии поверхности с нанометровым пространственным разрешением, измерений твердости методами склерометрии, измерений модуля упругости (Юнга) методом силовой спектроскопии. В данном нанотвердомере применяется пьезо резонансный зонд с высокой изгибной жесткостью консоли. Использование режима резонансных колебаний позволяет осуществлять контроль контакта острия зонда с поверхностью по двум параметрам: изменение амплитуды  $A$  и частоты  $F$  колебаний зонда. Это позволяет разделить соответственно вязкую и упругую компоненту взаимодействия острия с поверхностью и различать упругую поверхность и вязкое загрязнение на ней, неизбежно возникающее на открытом воздухе, измерять механические свойства поверхностей, а также, в комбинации с модулем электрических измерений, проводить измерение локальной проводимости, вольтамперных характеристик (ВАХ). Высокая изгибная же-

сткость консоли зонда позволяет проникать сквозь вязкий слой до контакта с упругой поверхностью, а также проводить индентирование и царапание поверхности. В качестве наконечников используются алмазные инденторы разных типов.

Благодаря высокой изгибной жесткости консоли зонда и применению игл из твердых материалов нанотвердомер позволяет проводить индентирование и царапание поверхности. Индентирование проводится путем нагружения иглы в определенной точке поверхности. Царапание осуществляется путем нагружения, аналогично индентированию, и последующего горизонтального перемещения индентора под нагрузкой. Размер отпечатка или царапины определяется путем сканирования рельефа до и после индентирования.

В результате проведенных исследований получены данные о микротвердости полученных покрытий сложных нитридов Ta-W-N, Ta-Mo-N, Ta-Zr-N, Ta-Al-N W-Mo-N и W-Zr-N с различным соотношением компонент, которые представлены в таблице 1.

*Таблица 1. Данные механических испытаний покрытий сложных нитридов Ta-W-N, Ta-Mo-N, Ta-Zr-N, Ta-Al-N W-Mo-N и W-Zr-N с различным соотношением компонент*

№	Соотношение элементов	H, ГПа	dH, %	N <sub>мин</sub> , мН	Шероховатость, нм			
					Ra	Rms	Rz	hmax
<b>Ta-W(N)</b>								
1	80/20	38,4	36	5	8,34	12,72	101,27	104,08
2	40/60	19,48	30	2	15,01	19,67	210,44	214,93
3	20/80	3,9	12	5	15,88	20,3	182,74	189,37
<b>Ta-Mo(N)</b>								
1	20/80	4,22	43	0,5	24371	29,33	184,2	188,39
2	40/60	3,5	23	5	20,5	23,34	67,14	67,58
3	80/20	2,8	20	4	35	24,56	82,51	48,25
<b>W-Zr(N)</b>								
1	80/20	3,2	14	1	14,33	16,98	112	116,49
2	50/50	5,12	31	10	78,12	23,64	121,96	125,32
3	20/80	3,9	42	0,5	26,74	31,36	217,59	223,25
<b>Ta-Zr(N)</b>								
1	80/20	6,15	26	2	75,21	31,44	135,21	162,54
2	50/50	3,4	17	5	20,58	24,84	155,46	147,33
3	20/80	4,14	19	1	35,5	15,85	88,27	78,32
<b>Ta-Al(N)</b>								
1	80/20	4,1	38	5	64,05	20,12	129,21	145,32
2	50/50	3,21	10	5	8,74	12,53	108,87	103,35
3	20/80	1,8	19	4	51,74	18,38	168,24	131,47

*Исследование коррозионных свойств.* Для определения скорости коррозии в работе использовался метод измерения электродных потенциалов (техника Тейфеля). Техника Тейфеля дает калиброванную оценку скорости коррозии металла в растворе. Суть метода заключается в определении сопротивления электролита методом измерения электродных потенциалов при прохождении тока через электролит.

При подаче определенного потенциала на поверхность образца (анод), ионы металла переходят в электролит и оседают на катоде, в результате чего возникает ток. Измеряя ток на электродах и сравнивая его с потенциалом, определяется сопротивление ячейки по закону Ома. Из полученных данных по закону Фарадея определяется соотношение между электрохимическими и физическими свойствами вещества.

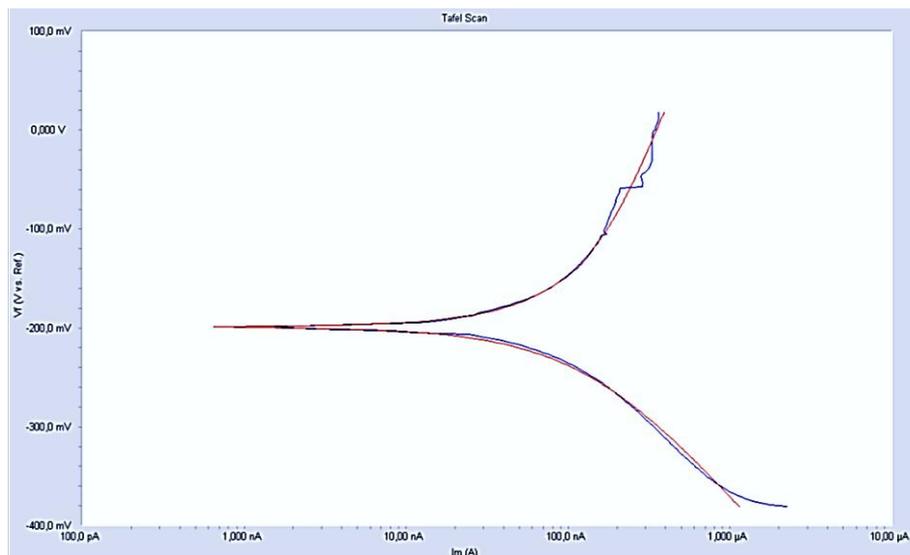
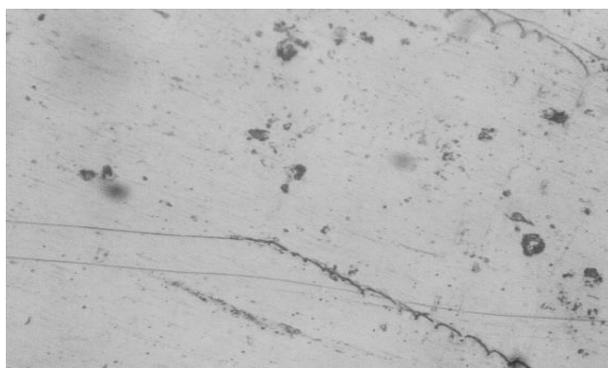
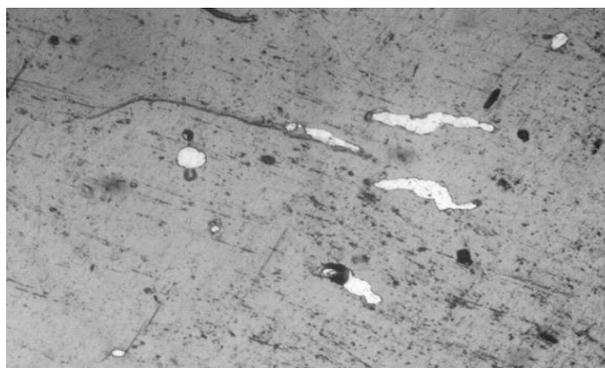


Рисунок 1. Диаграмма Тейфеля для покрытия тройного нитрида Ta(50%)-W(50%)-N



а)



б)

Рисунок 2. Снимки поверхности покрытия тройного нитрида Ta (50%)-W (50%)-N до (а) и после (б) коррозионных испытаний

Скорость коррозии вычисляется с помощью общего уравнения Батлера-Вольмера, включающее в себя уравнения Тейфеля для анодной и катодной реакций. Результатом эксперимента является графический вывод (график регистрационного тока от потенциала).

При исследовании покрытий сложных нитридов определялась плотность, эквивалентный вес и рабочая площадь образцов для испытаний. В качестве электролита использовался раствор NaCl. Также для эксперимента были заданы следующие параметры: начальный и конечный потенциал  $\pm 200$  мВ, скорость сканирования 1 мВ/с, период сканирования 2с.

На рисунке 1 представлена диаграмма Тейфеля для покрытия тройного нитрида Ta(50%)-W(50%)-N, при съемке которой коррозионный ток ( $I_{корр}$ ) составил 122 нА, коррозионный потенциал ( $E_{корр}$ ) составил  $-199$  мВ, при этом рассчитанная скорость коррозии ( $V_{корр}$ ) составила  $-711,2 \cdot 10^{-6}$  мм/год. На рисунке 2 представлены снимки поверхности покрытия тройного нитрида Ta(50%)-W(50%)-N до и после проведенных коррозионных испытаний.

Таблица 2. Вычисленные параметры коррозии покрытия нитрида Ta(50%)-W(50%)-N

Коррозионный ток $I_{корр}$ , нА	Коррозионный потенциал $E_{корр}$ , мВ	Скорость коррозии $V_{корр}$ , мм/год
122	-199	$711,2 \cdot 10^{-6}$

В результате проведенных исследований проведены механические испытания микротвёрдости покрытий сложных нитридов Ta-W-N, Ta-Mo-N, Ta-Zr-N, Ta-Al-N W-Mo-N и W-Zr-N с различным соотношением компонент. В результате обнаружено, что покрытия Ta-W-N с соотношением компонент Ta(80%)-W(20%)и Ta(40%)-W(60%)обладают лучшими показателями по твердости покрытия. Определена скорость коррозии полученных тройных нитридов по методу измерения электродных потенциалов.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Гнесин Г.Г., Фоменко С.Н. Износостойкие покрытия на инструментальных материалах (обзор) // Порошковая металлургия. – 1996. – № 9-10. – 172 с.
2. Свойства получение и применение тугоплавких соединений. Справочник/ под ред. Косолаповой Т.Я. – М.: Металлургия, 1986. – 928 с.
3. Андриевский Р.А., Спивак И.И. Прочность тугоплавких соединений и материалов на их основе. Справочник. – Ч.: “Металлургия”, 1989. – 368 с.
4. Самсонов Г.В. Нитриды. – К.: “Наукова думка”, 1969. – 380 с.
5. Анищик В.М., Углов В.В., Злоцкий С.В., Емельянов В.А., Пономарь В.Н., Ухов В.А. Многослойные наноструктурированные покрытия TiN/ZrN: структура и механические свойства // Перспективные материалы.–2003. –№ 4. –С. 75-78.
6. Musil J., Dohnal P., Zeman P. Physical properties and high-temperature oxidation resistance of sputtered Si<sub>3</sub>N<sub>4</sub>/MoN<sub>x</sub> nanocomposite coatings // J. Vac. Sci. Technology. – 2005. –Vol. 23, № 4. –P. 1568-1574.
7. Кунченко В.В., Кунченко Ю.В., Каргмзов Г.Н., Неклюдов И.М., Мигаль А.А., Романов А.А., Гладких Н.Т., Крышталь А.П., Казаринов Ю.Г. Наноструктурные сверхтвердые покрытия nc-TiN/ $\alpha$ -Si<sub>3</sub>N<sub>4</sub>, полученные методом вакуумно-дугового осаждения // Вопросы атомной науки и техники. – 2006. –№ 4.–С. 185-190.
8. Кунченко Ю.В., Кунченко В.В., Неклюдов И.М., Каргмазов Г.Н., Андреев А.А. Слоистые Ti-Cr-N-покрытия, получаемые методом вакуумно-дугового осаждения // Вопросы атомной науки и техники. – 2007. –№ 2. –С. 203-214.
9. Холлек Х. Двойные и тройные карбидные и нитридные системы переходных металлов / Ред. Ю.В. Левинский. – М.: Металлургия, 1988. – 319 с.
10. Musil J., Daniel R., Zeman P., Takai O. Structure and properties of magnetron sputtered Zr- Si-N films with a high ( $\geq 25$  at.%) Sicontent // Thin Solid Films.–2005. –Vol. 478. – P. 238-247.
11. Ивановский А.Л. Тройные карбиды и нитриды на основе переходных металлов // Успехи химии. – 1996. – Т. 64, № 6. – С.499-518.

#### КҮРДЕЛІ НИТРИДТЕР НЕГІЗІНДЕ ЖАБЫНЫНЫҢ КОРРОЗИЯЛЫҚ ЖӘНЕ МЕХАНИКАЛЫҚ ҚАСИЕТТЕРІН ЗЕРТТЕУ

<sup>1)</sup> Жақанбаев Е.А., <sup>2)</sup> Мұхаметжарова Р.Ә.

<sup>1)</sup> ҚР ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

<sup>2)</sup> Л.Н. Гумилев атындағы Еуразия ұлттық университеті, Астана, Қазақстан

Осы мақалада қымбат металл және балқымаларға деген шығындарды азайтатын және бұйымдарды коррозия мен механикалық әсерден қорғайтын баяу балқитын металдар нитридтерінен жасалған қорғаныс метал жабындарды алу сипатталады.

Осы жұмыста 200°C синтез температурасында баяу балқитын металдарды өндіріп алудың магнетронды тұндыру тәсілі қарастырылған. Магнетронды тұндыру тәсілін пайдалану Та-W-N, Та-Mo-N, Та-Al-N, Та-Zr-N, W-Mo-N, W-Zr-N сияқты күрделі нитридтер жабындарын алуға мүмкіндік берді.

Сканерлеуші нанокаттылықты өлшегіш прибор арқылы алынған күрделі нитридтер жабындарының микрокаттылығының механикалық сынақтары жүргізіліп, электродтық потенциалды өлшеу әдісімен коррозия жылдамдығы анықталды (Тейфель техникасы).

Жүргізілген зерттеулер нәтижесінде Та (80%) – W (20%) и Та (40%) – W (60%) компоненттер қатынасында Та-W-N жабыны қаттылық бойынша ең жақсы көрсеткіш пен ең төмен коррозия жылдамдығына ие екендігі анықталды.

#### STUDY OF CORROSION AND MECHANICAL PROPERTIES OF COATINGS OF COMPLEX NITRIDES

<sup>1)</sup> E.A. Zhakanbayev, <sup>2)</sup> R.A. Mukhametzharova

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

<sup>2)</sup> L.N. Gumilyov Eurasian National University, Astana, Kazakhstan

In this paper the production of protective metal coatings from nitrides of refractory metals that protect products against corrosion and mechanical impact and reduce the consumption of expensive metals and alloys is described.

In this paper method of magnetron sputtering, which allows obtaining nitrides of refractory metals at temperatures of synthesis not exceeding 200°C is used. Usage of magnetron sputtering method allowed us to obtain coatings of complex nitrides with various ratios of components such as Ta-W-N, Ta-Mo-N, Ta-Al-N, Ta-Zr-N, W-Mo-N, W-Zr-N.

Mechanical tests of obtained coatings of complex nitrides with microhardness method on scanning nanoindenter were conducted and the rates of corrosion by method of measuring the electrode potential were determined (Teyfel's technic).

As a result of conducted studies it was found that the coating Ta-W-N with component ratio Ta (80%) - W (20%) and Ta (40%) - W (60%) have the better performance in hardness of the coating and the lower corrosion rate.

УДК 577.4:504.064:539.16

## ОЦЕНКА ЗАПЫЛЕННОСТИ ВОЗДУШНОЙ СРЕДЫ НА ТЕРРИТОРИИ СИП И ПРИЛЕГАЮЩИХ ТЕРРИТОРИЯХ

Турченко Д.В., Лукашенко С.Н., Айдарханов А.О.

*Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

Определены уровни содержания взвешенных аэрозольных частиц с размерами менее 10 мкм (PM10) в воздушной среде при проведении сельскохозяйственных работ, искусственном пылении и в естественных условиях. Мониторинг воздушной среды позволил получить количественные данные о содержании взвешенных аэрозольных частиц в воздушной среде г. Курчатова с размерами менее 2,5 мкм (PM2.5). Среднегодовая концентрация взвешенных аэрозольных частиц в воздухе г. Курчатова составляет 12,5 мкг/м<sup>3</sup>.

### ВВЕДЕНИЕ

При оценке степени радиоэкологической опасности какого-либо объекта или территории ключевой характеристикой являются уровни загрязненности воздушной среды радиоактивными изотопами. Допустимые уровни наиболее значимых искусственных радионуклидов (ИРН) в воздухе находятся на уровнях  $n \cdot 10^{-3}$  Бк/м<sup>3</sup> [1]. Это означает, что при использовании традиционных методов  $\alpha$ ,  $\beta$ ,  $\gamma$  – спектрометрического анализа, для получения количественных результатов, необходимо проводить отбор воздушных аэрозолей весьма значительных объемов воздуха, что часто сопряжено со значительными техническими сложностями.

Альтернативой прямому определению ИРН в воздухе может стать теоретическая оценка, которая базируется на следующих допущениях. В зависимости от типа объекта или территории основным источником взвешенных аэрозольных частиц в воздухе являются тонкие фракции почвы (<40 мкм) в подстилающей поверхности и сезонные выбросы аэрозолей в атмосферу при сжигании каменного угля. Безусловно, уровень содержания взвешенных частиц в воздухе будет зависеть и от климатических условий местности: пыльные бури, степные пожары, производственная и сельскохозяйственная деятельность, связанная с техногенным воздействием на почвенный покров. Соответственно, уровень концентрации ИРН в воздухе можно определить, как произведение массовой концентрации взвешенных аэрозолей в воздухе и концентрации (удельной активности) определяемых радионуклидов в почве.

При определении массовой концентрации взвешенных аэрозольных частиц в воздухе необходимо учитывать степень опасности для человека тех или иных фракций взвешенных аэрозольных частиц в воздухе. В международной практике [2] для оценки качества воздушной среды принято определять концентрацию взвешенных аэрозольных частиц <2,5 мкм (PM2.5) и <10 мкм (PM10) в атмосферном воздухе. Прежде всего это связано с тем, что взвешенные частицы с размерами 1-10 мкм беспрепятственно поступают в органы дыхания и в больших концентрациях могут представлять опасность для чело-

века. Международной организацией здравоохранения (ВОЗ) в 2005 году были рекомендованы следующие концентрации взвешенных частиц в атмосферном воздухе:

– для PM2.5, среднегодовая концентрация 10 мкг/м<sup>3</sup>, среднесуточная концентрация 25 мкг/м<sup>3</sup> (ее превышение не должно продолжаться более 3 дней в году);

– для PM10, среднегодовая концентрация 20 мкг/м<sup>3</sup>, среднесуточная концентрация 50 мкг/м<sup>3</sup>.

В некоторых литературных источниках [3] используются следующие среднегодовые значения запыленности воздушной среды (в помещении и на открытой местности): в естественных условиях концентрация аэрозольных частиц составляет 10<sup>-7</sup> кг/м<sup>3</sup>, в условиях повышенного запыления – не превышает 10<sup>-6</sup> кг/м<sup>3</sup>. В крупных населенных пунктах, имеющих промышленные источники загрязнения воздушной среды, для оценки качества воздуха и прогноза трансграничного переноса проводятся мониторинговые исследования. Мониторинг включает определение массовой концентрации взвешенных аэрозольных частиц (PM2.5, PM10) с последующим анализом на содержание тяжелых металлов в воздухе, определение содержания канцерогенных газов в атмосфере (оксид углерода, диоксид углерода, метан и др.). Мониторинг воздушной среды позволяет сделать качественный прогноз трансграничного переноса взвешенных частиц, тем не менее, для осуществления качественного мониторинга воздуха требуется специальная лаборатория, оснащенная дорогостоящим оборудованием.

На территории СИП отсутствуют крупные промышленные комплексы, поэтому основными источниками поступления взвешенных частиц в атмосферу является пылевой перенос «тонких» аэрозольных частиц из подстилающей поверхности почвы, промышленные работы, связанные с добычей полезных ископаемых, а также сезонные выбросы в атмосферу при сжигании каменного угля.

*Цель работы:* определить концентрацию взвешенных аэрозольных частиц на СИП в естественных условиях, условиях искусственного пыления и при проведении сельскохозяйственной деятельности.

**МЕТОДОЛОГИЯ ПРОВЕДЕННЫХ РАБОТ****Определение концентрации аэрозольных частиц в естественных условиях и условиях повышенного запыления**

Измерения запыленности воздушной среды проводились с использованием анализатора аэрозольных частиц Квант-1М. Диапазон размеров аэрозольных частиц составлял 1-10 мкм (<10 мкм), время экспозиции – 1 мин. Для оценки фоновых концентраций взвешенных частиц в воздухе проведены измерения запыленности атмосферного воздуха (в естественных условиях) на следующих объектах СИП:

- в жилых помещениях и производственной зоне месторождения «Караджал»;
- в помещении лаборатории и на открытой местности в г. Курчатова;
- на открытой местности в п. Долонь;
- в жилой и сельскохозяйственной зоне площадки «Опытное поле»;
- на территории радиационно-опасных объектов СИП.

На каждом исследовательском объекте проведено по 10-15 измерений массовой концентрации аэрозольных частиц в воздухе на высоте 1 м от поверхности почвы, с периодичностью каждые 30-60 мин. Для выявления зависимости содержания взвешенных частиц в воздухе и климатических условий, при проведении измерений запыленности фиксировались метеорологические параметры (скорость ветра, влажность и температура воздуха). Измерения запыленности воздушной среды были разбиты по группам (условиям):

- естественные (нормальные) условия, отсутствуют источники пыли;
- проведение сельскохозяйственных работ, связанных с техногенным воздействием на почвенный покров;
- искусственное пыление.

***Запыленность воздушной среды при ведении сельскохозяйственных работ***

Для определения уровня запыленности воздушной среды в процессе сельскохозяйственных работ (прополка грядок) проведены экспериментальные исследования на площадке «Опытное поле». Анализатор устанавливался на высоте 0,3, 1, 1,3 и 1,5 м от поверхности почвы и на расстоянии 3-5 м от участка проведения сельскохозяйственных работ.

***Искусственное пыление***

Экспериментальное определение искусственного пыления проводилось на площадке «Опытное поле». Повышенное пыление осуществлялось механическим способом при помощи совковой лопаты (загр-

балась часть почвы в лопату и высыпалась с высоты 1,5 м). Измерения запыленности проводились на высоте 0,3, 1, 1,3 и 1,5 м от поверхности почвы, на расстоянии 0,5 м от источника пыления. Перед началом искусственного пыления измерялась фоновая концентрация пыли в воздухе.

**Определение среднегодовой концентрации аэрозольных частиц**

С августа 2014 г. на территории ИРБЭ организован регулярный мониторинг воздушной среды, в соответствии с международными стандартами МАГАТЭ [3]. Отбор проб воздуха осуществлялся на стационарный пробоотборник MVS-6с расходом воздуха 2,3 м<sup>3</sup>/час. В качестве фильтрующего элемента использовался фильтр-мембрана PTFE 46,2 мм с низким уровнем содержания тяжелых металлов. Для осаждения на фильтре взвешенных частиц с размерами <2,5 мкм, впускной тракт пробоотборника воздуха оснащался насадкой PM2.5, установленной на высоте 4 м от поверхности почвы. Перед проведением отбора проб воздуха и после отбора, каждый воздушный фильтр отстаивался в эксикаторе не менее 12 часов, по разности масс определялась массовая концентрация взвешенных аэрозольных частиц в воздухе. Измерение массы проводилось на аналитических весах с точностью до 0,0001 г. Отбор проб воздуха осуществлялся на протяжении 24 часов в сутки, 1 раз за 3 дня.

**РЕЗУЛЬТАТЫ****Определение концентрации взвешенных аэрозольных частиц в естественных условиях и условиях повышенного запыления*****Естественные условия***

В период проведения исследований в воздушной среде не наблюдалось резких климатических изменений (пыльные бури, осадки), скорость ветра составляла 1-3 м/с, относительная влажность атмосферного воздуха – от 25 до 40 %. Температура атмосферного воздуха варьировала от 22 до 28 °С. В таблице 1 представлены средние концентрации взвешенных аэрозольных частиц на исследовательских объектах СИП в естественных условиях. Для удобства представления полученных данных массовая концентрация аэрозольных частиц представлена в мкг/м<sup>3</sup>.

Средняя концентрация аэрозольных частиц в воздушной среде исследуемых объектов составляла от 3,7 до 12,3 мкг/м<sup>3</sup>. В населенных пунктах г. Курчатова и п. Долонь отмечено повышенное содержание пыли в воздухе. Также можно заметить, что концентрация взвешенных частиц в воздухе помещений больше, чем на открытой местности.

**ОЦЕНКА ЗАПЫЛЕННОСТИ ВОЗДУШНОЙ СРЕДЫ НА ТЕРРИТОРИИ СИП И ПРИЛЕГАЮЩИХ ТЕРРИТОРИЯХ**

*Таблица 1. Средняя массовая концентрация аэрозольных частиц в воздушной среде*

Объект	Дата измерения	Диапазон значений концентрации частиц, мкг/м <sup>3</sup>	Средняя концентрация частиц, мкг/м <sup>3</sup>	Диапазон относительной влажности воздуха, %
<b>Населенные пункты и производственные объекты СИП</b>				
м. Караджал, помещения	07.08.2012	6,1-8,6	7,1	—
м. Караджал, водоем	07.08.2012	4,6-7,0	5,8	25-31
г. Курчатов, помещения	15.05.2012	9,6-10,6	10,2	—
г. Курчатов, на открытой местности	16.05.2012	7,8-9,6	8,8	21-28
п. Долонь, на открытой местности	20.05.2014	10,5-13,2	12,3	28-32
<b>Радиационно-опасные объекты СИП</b>				
«Опытное поле» жилая зона	30.05.2012	3,0-4,2	3,7	32-40
«Опытное поле» ПБ	06.06.2013	6,3-7,6	6,7	—
«Дегелен» штольня 138	07.06.2013	6,1-7,2	6,4	—
«Телькем»	07.06.2013	4,9-7,0	6,1	—
<b>Среднее значение для СИП, мкг/м<sup>3</sup></b>		<b>—</b>	<b>7,4</b>	<b>—</b>

*Таблица 2. Средняя концентрация аэрозольных частиц в воздушной среде в процессе проведения сельскохозяйственных работ*

Высота от поверхности почвы, м	Дата измерения	Диапазон значений концентрации частиц, мкг/м <sup>3</sup>	Средняя концентрация частиц, мкг/м <sup>3</sup>
0,3	30.05.2012	3,9-5,0	20,5
1	30.05.2012	3,2-9,1	5,9
1,3	30.05.2012	3,7-12,9	7,8
1,5	30.05.2012	4,3-6,7	6,0

*Таблица 3. Концентрация аэрозольных частиц в воздушной среде при искусственном пылении*

Высота от поверхности почвы, м	Дата измерения	Концентрация частиц, мкг/м <sup>3</sup>		
		Фоновые измерения		Искусственное пыление, среднее
		Диапазон	Среднее	
0,3	30.05.2012	3,4-4,2	3,8	181,0
1	30.05.2012	2,9-3,4	3,2	27,4
1,3	30.05.2012	2,8-3,2	3,0	48,8
1,5	30.05.2012	3,2-3,6	3,3	30,9
<b>Среднее при искусственном пылении, мкг/м<sup>3</sup></b>		<b>—</b>	<b>3,3</b>	<b>72,0</b>

***Запыленность воздушной среды при проведении сельскохозяйственных работ***

В таблице 2 представлены средние концентрации аэрозольных частиц в воздушной среде в процессе прополки грядок на различной высоте от поверхности почвы, в условиях радиоактивного загрязнения.

При посадке сельскохозяйственных культур разовая концентрация аэрозольных частиц в воздухе, на высоте 0,3 м от поверхности почвы, достигала 50 мкг/м<sup>3</sup>, при этом средняя концентрация частиц составила 20 мкг/м<sup>3</sup>. Таким образом, при проведении сельскохозяйственных работ концентрация аэрозольных частиц в воздухе может быть в 3-5 раз выше фоновых концентраций аэрозольных частиц для данной местности.

***Искусственное пыление***

В таблице 3 представлены фоновые концентрации аэрозольных частиц в воздухе и в процессе искусственного пыления.

Максимальная концентрация взвешенных частиц пыли в воздухе обнаружена на высоте 0,3 м от по-

верхности почвы. При этом средняя концентрация аэрозольных частиц в воздухе составляла 72 мкг/м<sup>3</sup>, что более чем на порядок (в 10 раз) больше средней фоновых концентраций пыли в воздухе при естественных условиях (см. таблицу 3). Какой-либо зависимости содержания взвешенных частиц в воздухе от климатических условий обнаружить не удалось.

***Определение среднегодовой концентрации аэрозольных частиц***

На рисунках 1 и 2 представлены суточные и месячные концентрации взвешенных аэрозольных частиц PM<sub>2.5</sub> в воздушной среде г. Курчатова в период с августа 2014 г. по апрель 2015 г.

В период проведения мониторинга воздушной среды отмечено 2 случая (2 февраля и 7 апреля 2015 г.) превышения среднесуточной концентрации взвешенных частиц PM<sub>2.5</sub> в воздухе, которые составили 30 и 34 мкг/м<sup>3</sup> соответственно. Вероятно, повышенные концентрации взвешенных частиц в этот период связаны с чисткой отопительных котлов угольных котельных города Курчатова.

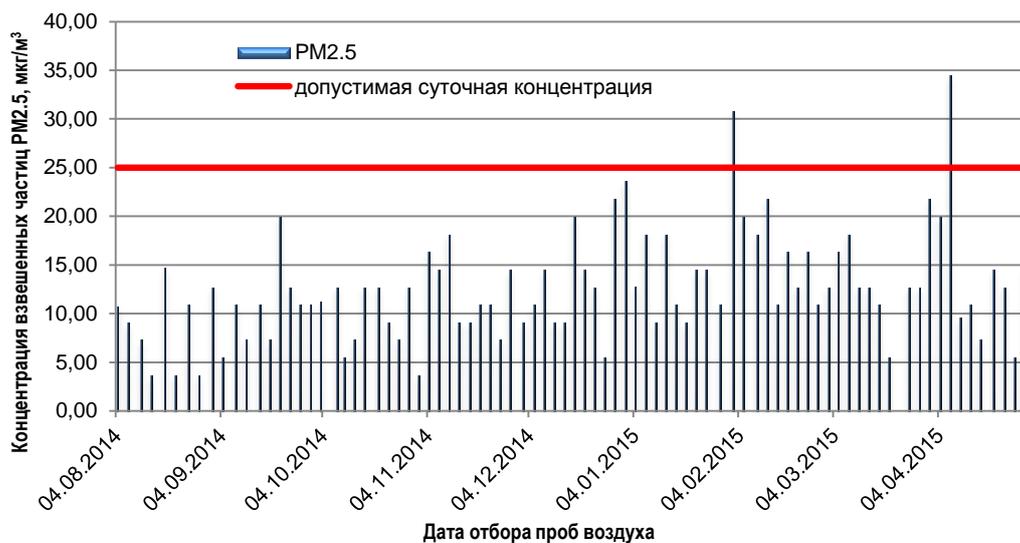


Рисунок 1. Суточная концентрация взвешенных аэрозольных частиц PM2.5 в воздушной среде г. Курчатов

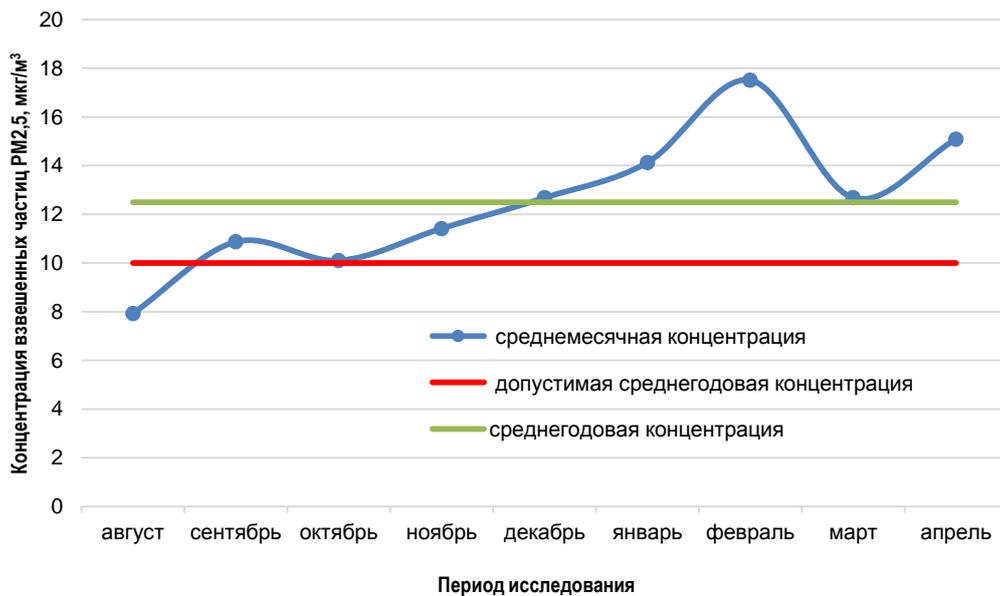


Рисунок 2. Месячная концентрация взвешенных аэрозольных частиц PM2.5 в воздушной среде г. Курчатов

Среднегодовая концентрация аэрозольных частиц PM2.5 в воздушной среде г. Курчатов составила  $12,5 \text{ мкг/м}^3$ , что на  $2,5 \text{ мкг/м}^3$  выше допустимой среднегодовой концентрации, рекомендованной ВОЗ. Повышенные концентрации взвешенных частиц в воздухе отмечаются в период «отопительного сезона» с декабря по апрель и составляют от 12 до  $17 \text{ мкг/м}^3$ .

**ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ И ВЫВОДЫ**

Какой-либо зависимости концентрации взвешенных аэрозольных частиц в воздухе и метеорологических параметров обнаружить не удалось, возможно потому, что резких климатических изменений атмосферы в период исследования не наблюдалось.

Сравнение результатов измерения запыленности воздушной среды и мониторинговых исследований показало хорошую сходимость полученных результатов. В естественных условиях запыленности воздушной среды, уровень содержания взвешенных частиц в воздухе составляет от 7 до  $17 \text{ мкг/м}^3$ . Полученный уровень запыленности воздушной среды хорошо согласуется с уровнем запыленности воздуха в Америке и странах Европейского союза. Таким образом, при проведении теоретической оценки загрязненности воздушной среды искусственными радионуклидами в естественных условиях (на высоте 1,5 м) необходимо использовать значение среднегодовой запыленности воздушной среды равное  $12 \text{ мкг/м}^3$  ( $1,2 \cdot 10^{-8} \text{ кг/м}^3$ ). В условиях повышенной за-

пыленности на высоте 1,5 м от поверхности почвы концентрация пыли в воздухе составляет 30 мкг/м<sup>3</sup> (3,0·10<sup>-8</sup> кг/м<sup>3</sup>). Максимальные концентрации аэрозольных частиц в воздушной среде обнаружены на

высоте 0,3 м от поверхности почвы при проведении сельскохозяйственных работ и искусственном пылении, которые достигают 50 и 180 мкг/м<sup>3</sup> соответственно.

#### ЛИТЕРАТУРА

1. Гигиенические требования к безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов: Санитарные правила и нормы №4.01.071.03: утв. приказом министерства здравоохранения РК от 11 июня 2003 г., №447.
2. Field test experiments to validate the CEN standard measurement method for PM 2.5 //Final Report, 2006.
3. Oatway W.B. Methodology for Estimating The Doses to Members of the Public from the Future Use of Land Previously Contaminated with Radioactivity / W.B. Oatway, S.F. Mobbs //Report NRPB W36 National Radiological Protection Board. - Gteit Britanion, 2003.

### ССП АУМАҒЫНДАҒЫ ЖӘНЕ ОҒАН ЖАҚЫН ЖАТҚАН АУМАҚТАҒЫ АУА ОРТАСЫНЫҢ ШАҢДАНУЫН БАҒАЛАУ

Турченко Д.В., Лукашенко С.Н., Айдарханов А.О.

*ҚР ҰЯО Радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Курчатов, Қазақстан*

Ауылшаруашылығы жұмыстарын жүргізу барысындағы, жасанды шаңдандыру және табиғи жағдайдағы ауа ортасындағы көлемі 10 мкм (PM10) төмен, өлшенген аэрозолды бөлшектердің құрамының деңгейі анықталды. Ауа ортасын мониторингілеу барысында көлемі 2,5 мкм (PM2.5) төмен, Курчатов қ. ауа ортасындағы өлшенген аэрозолды бөлшектердің құрамы жайлы мөлшерлік деректералуға мүмкіндік туды. Өлшенген аэрозолды бөлшектердің орташа жылдық шоғырлануы Курчатов қ. ауасында 12,5 мкг/м<sup>3</sup> құрады.

### ASSESSMENT OF DUST CONTENT IN AIR ENVIRONMENT AT THE STS AND ADJACENT TERRITORY

D.V. Turchenko, S.N. Lukashenko, A.O. Aidarkhanov

*Institute of Radiation Safety and Ecology NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan*

In this work concentration levels of less than 10 μm (PM10) particulate matter in air environment during farm operations, artificial dusting and under natural conditions were determined. Monitoring of air environment allowed to obtain quantitative data on content of particulate matter with the size of less than 2,5 μm (PM2.5) in air environment of Kurchatov city. Mean annual concentration of particulate matter in air of Kurchatov city is 12,5 μg/m<sup>3</sup>.

## СПИСОК АВТОРОВ

- Айдарханов А.О., 107  
Айдарханова А.К., 75  
Аюнов Д.Е., 96  
Байгожина А.А., 51  
Бакланов В.В., 47  
Витюк В.А., 55  
Вурим А.Д., 55  
Гайдайчук В.А., 55  
Гановичев Д.А., 61  
Дерявко И.И., 47  
Жаканбаев Е.А., 102  
Зверев В.В., 33, 41, 55  
Зуев В.А., 61  
Ибраева Е.Т., 27  
Иванова А.Р., 85  
Иркимбеков Р.А., 51, 55  
Каширский В.В., 88
- Козтаева У.П., 96  
Колодешников А.А., 61  
Коростелева С.В., 75  
Коянбаев Е.Т., 47  
Курбанбеков Ш.Р., 47  
Ларионова Н.В., 85  
Лукашенко С.Н., 75, 85, 88, 107  
Максимкин О.П., 5, 10, 17, 47  
Миллер А.А., 51  
Миниязов А.Ж., 61  
Мошков А.С., 88  
Мукенева С.А., 33  
Мухаметжарова Р.А., 102  
Осинцев А.Ю., 88  
Пахниц А.В., 55  
Перепелкин Д.И., 33  
Рахадиллов Б.К., 61
- Романенко В.В., 96  
Рубан С.В., 5  
Скаков М.К., 47  
Скопченко М.Е., 33  
Соколов И.А., 61  
Субботин С.Б., 96  
Темербаев А.А., 27  
Туленбергенов Т.Р., 61  
Тур Е.С., 33, 41  
Турченко Д.В., 107  
Узиков Ю.Н., 27  
Харкин П.В., 88  
Цынгаев В.М., 33, 41  
Чектыбаев Б.Ж., 66  
Шаповалов Г.В., 66  
Яковенко Ю.Ю., 88

---

## 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 подписочных 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 разрешениями 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. У.П. Козтаева  
тел. (722-51) 2-33-35, E-mail: KOZTAEVA@NNC.KZ

**Технический редактор** И.Г. Перепелкин  
тел. (722-51) 2-33-33, E-mail: IGOR@NNC.KZ

---

**Адрес редакции:** 071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 2, зд. 054Б  
<http://www.nnc.kz/vestnik>

---

© Редакция сборника «Вестник НЯЦ РК», 2015

---

**Регистрационное свидетельство №1203-Ж от 15.04.2000 г.**  
Выдано Министерством культуры, информации и общественного согласия 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

