ISSN 1729-7516

Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

ВЫПУСК 4(44), ОКТЯБРЬ 2010

Издается с января 2000 г.

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР – д.ф.-м.н. КАДЫРЖАНОВ К.К.

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ: к.х.н. АРТЕМЬЕВ О.И., д.ф.-м.н. БАТЫРБЕКОВ Э.Г.,
БЕЛЯШОВА Н.Н., к.ф.-м.н. ВОЛКОВА Т.В. к.т.н. ГИЛЬМАНОВ Д.Г.,
д.ф.-м.н. ЖОТАБАЕВ Ж.Р. – **заместитель главного редактора**, к.б.н. КАДЫРОВА Н.Ж., к.ф.-м.н. КЕНЖИН Е.А.,
д.ф.-м.н. КОПНИЧЕВ Ю.Ф., д.г.-м.н. КРАСНОПЕРОВ В.А., д.ф.-м.н. МИХАЙЛОВА Н.Н.,
д.т.н. МУКУШЕВА М.К., д.г.-м.н. НУРМАГАМБЕТОВ А.Н., д.б.н. ПАНИН М.С.,
к.г.-м.н. ПОДГОРНАЯ Л.Е., д.т.н. САТОВ М.Ж., д.ф.-м.н. СОЛОДУХИН В.П.

ҚР ҰЯО Жаршысы

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫНЫҢ
МЕРЗІМДІК ҒЫЛЫМИ-ТЕХНИКАЛЫҚ ЖУРНАЛЫ

4(44) ШЫҒАРЫМ, ҚАЗАН, 2010 ЖЫЛ

NNC RK Bulletin

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

ISSUE 4(44), OCTOBER 2010

Сообщаем Вам, что периодический научно-технический журнал "Вестник НЯЦ РК", решением Комитета по надзору и аттестации в сфере науки и образования включен в перечень изданий, рекомендованных для публикации материалов кандидатских и докторских диссертаций:

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

СОДЕРЖАНИЕ

Н-ИНДЕКС НАУКИ КАЗАХСТАНА И ЕЕ МЕСТО В МИРОВОМ "НАУЧНОМ ПАРАДЕ" **5**
Жданов С.В., Тулеушев А.Ж.

К ОБОСНОВАНИЮ РЕАКТОРНОЙ СТРАТЕГИИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В КАЗАХСТАНЕ **17**
Батырбеков Г.А., Кадыржанов К.К., Маханов У.М., Гучева О.А., Жанабатырова Д., Акимбаева Д.М.

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННОГО ПОЛОЖЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ КАНАЛЕ РЕАКТОРА ИГР **26**
Вурим А.Д., Витюк В.А., Жотабаев Ж.Р.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ НА РЕАКТОРЕ ИГР В ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННОГО ПОЛОЖЕНИЯ ТОПЛИВА В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВАХ В УСЛОВИЯХ, ИМИТИРУЮЩИХ ТЯЖЕЛЫЕ АВАРИИ С РАЗРУШЕНИЕМ И ПЛАВЛЕНИЕМ ТОПЛИВА **33**
Вурим А.Д., Витюк В.А., Гайдайчук В.А., Истомин Ю.Л., Алейников Ю.В., Жотабаев Ж.Р.

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДИКИ КОСВЕННОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАССЫ ТОПЛИВА В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ КАНАЛЕ РЕАКТОРА ИГР ПО ПАРАМЕТРАМ ПОЛЯ ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ **41**
Вурим А.Д., Попов Ю.А., Витюк В.А., Жотабаев Ж.Р.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ПОЛИГОНА «АЗГИР» НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ. СОВРЕМЕННЫЕ ДАННЫЕ **50**
Севериненко М.А., Артемова В.А., Кабдрахимова Г.Д., Полешко А.Н.

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ СТАЦИОНАРНОГО СОСТОЯНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ИР ВВР-К ПРИ ИСПЫТАНИЯХ ОПЫТНЫХ ТВС **54**
Шаймерденов А.А., Аринкин Ф.М., Колточник С.Н., Чекушина Л.В.

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ЗАМЕНЫ ВЫСОКООБОГАЩЕННОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ИВГ.1М НА КЕРМЕТНОЕ ТОПЛИВО С ПОНИЖЕННЫМ ОБОГАЩЕНИЕМ **60**
Жумадилова У.А., Алейников Ю.В., Прозорова И.В., Гановичев Д.А.

РАСЧЕТ ОБОСНОВАНИЯ КОНСТРУКЦИИ И РЕЖИМОВ РАБОТЫ ХЛОРАТОРА **69**
Котов В.М., Мухаметжарова Р.А.

ВЫБОР РЕЖИМА РАЗОГРЕВА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ **74**
Курпешева А.М., Витюк В.А., Романенко В.В.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАВЛЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТВС РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ **79**
Шумаев Н.С., Пахниц А.В., Мурзагалиева А.А., Курпешева А.М.

СИСТЕМА ВИЗУАЛИЗАЦИИ ДАННЫХ НА ПКП ДЛЯ ЗАПУСКА УСТАНОВКИ КТМ **84**
Колокольцов М.В., Кретинин А.А., Макаров Д.А.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ РЕАКТОРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА СКОРОСТЬ ПРОНИКНОВЕНИЯ ИЗОТОПОВ ВОДОРОДА СКВОЗЬ МЕДЬ **89**
Тулубаев Е.Ю. Кульсартов Т.В. Заурбекова Ж.А.

ОСОБЕННОСТИ ИДЕНТИФИКАЦИИ СТЕРЖНЕВЫХ ТВЭЛОВ ЯРД **95**
Дерявко И.И., Чернядьев В.В., Горин Н.В., Черепнин Ю.С., Тухватулин Ш.Т.

СИСТЕМА РЕГИСТРАЦИИ ПАРАМЕТРОВ ОБЛУЧЕНИЯ В ИССЛЕДОВАНИЯХ РАДИАЦИОННОГО РАЗОГРЕВА КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ 106
Избасханова А.Т., Гайдайчук В.А., Козловский Е.В.

РАСЧЕТ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА ИГР..... 114
Жотабаев Ж.Р., Котов В.М., Курпешева А.М., Иркимбеков Р.А.

ДЕФОРМАЦИОННОЕ УПРОЧНЕНИЕ СТАЛИ ГАДФИЛЬДА..... 118
Жилкашинова А.М., Скаков М.К.

О ПОЛНЫХ СЕЧЕНИЯХ РЕАКЦИЙ ИОНОВ ГЕЛИЯ-4,6 НА ЯДРЕ КРЕМНИЙ-28 ПРИ НИЗКИХ И СРЕДНИХ ЭНЕРГИЯХ 124
Кутербеков К.А., Мухамбетжан А.М., Пенионжкевич Ю.Э., Соболев Ю.Г., Уразина М.Т.

ВЛИЯНИЕ ГАММА И ЭЛЕКТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЙ НА ФАЗОВЫЕ ПЕРЕХОДЫ В ПОЛИТЕТРАФТОРЭТИЛЕНЕ НА ОСНОВЕ ИЗУЧЕНИЯ ТЕПЛОВЫХ СВОЙСТВ, РЕНТГЕНОДИФРАКТОГРАММ И ИК-СПЕКТРОВ..... 128
Купчишин А.И., Пивоваров С.П., Тлебаев К.Б.

ИССЛЕДОВАНИЕ ОБРАЗОВАНИЯ СВОБОДНЫХ РАДИКАЛОВ В γ-ОБЛУЧЕННОМ ПОЛИТЕТРАФТОРЭТИЛЕНЕ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ ТЕМПЕРАТУРАХ..... 134
Купчишин А.И., Пивоваров С.П., Тлебаев К.Б.

ПОЛЕВЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ В РАЗВИТИИ ИНСПЕКЦИИ НА МЕСТЕ 138
Мукушева М., Беляшов А.

К ПРОБЛЕМЕ ОЦЕНКИ СЕЙСМИЧЕСКОЙ ОПАСНОСТИ ЗАПАДНОГО КАЗАХСТАНА 142
Мукамбаев А. С. Михайлова Н. Н.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ ПЕРЕХОДА ИСКУССТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ОРГАНЫ И ТКАНИ ОВЕЦ В УСЛОВИЯХ СИП..... 148
Байгазинов Ж.А., Паницкий А.В., Лукашенко С.Н.

ДЛИННОВОЛНОВАЯ ФОТОЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ КВАНТОВЫХ ТОЧЕК ГЕРМАНИЯ В КРЕМНИИ..... 155
Исова А.Т., Клименов В.В., Никифоров А.И., Паханов Н.А., Пчеляков О.П., Талочкин А.Б., Якимов А.И., Токмолдин С.Ж.

ФОРМИРОВАНИЕ НАНОРАЗМЕРНЫХ СТРУКТУР ZnO_X НА ПОВЕРХНОСТИ ПОЛУПРОВОДНИКОВОГО КРЕМНИЯ..... 161
Исова А.Т., Клименов В.В.

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ГЛАУБЕРА-СИТЕНКО ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ РЕАКЦИИ ПЕРЕДАЧИ С ЛЕГКИМИ КЛАСТЕРНЫМИ ЯДРАМИ 167
Исматов Е.И., Убаев Ж.К.

О ПРЕДЕЛЬНОЙ ПОГРЕШНОСТИ НЕТОЧНОЙ ИНФОРМАЦИИ ПРИ ОПТИМАЛЬНОМ ВОССТАНОВЛЕНИИ ФУНКЦИЙ ИЗ КЛАССОВ E_s^r И SW_2^r В МЕТРИКЕ L^2 ПО ТРИГОНОМЕТРИЧЕСКИМ КОЭФФИЦИЕНТАМ ФУРЬЕ..... 172
Таугынбаева Г.Е., Темиргалиев Н.

УДК 510+519.24/27

Н-ИНДЕКС НАУКИ КАЗАХСТАНА И ЕЕ МЕСТО В МИРОВОМ "НАУЧНОМ ПАРАДЕ"

Жданов С.В., Тулеушев А.Ж.

Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

Настоящая работа посвящена анализу возможности использования сравнительно нового библиометрического индикатора, так называемого индекса Хирша (Н-индекс), для получения оценки состояния науки Казахстана и выявления ее позиций в мире. При сопоставлении значений Н-индекса стран в зависимости от затрат на науку и объема валового внутреннего продукта было продемонстрировано, что эта величина является информативным показателем состояния науки страны за определенный период времени, а также эффективности использования средств, выделяемых на научные исследования. Установлено, что Н-индекс науки Казахстана примерно в два раза ниже, чем у стран с сопоставимыми затратами на науку. Показано, что при повышении эффективности затрат на науку до среднего уровня и доведении их объема до 1% от валового внутреннего продукта (доля затрат на науку в Бразилии) Казахстан в будущем мог бы занять достойное место в международном "научном параде" среди пятидесяти наиболее развитых стран мира. Предложены меры, направленные на достижение этой цели.

ВВЕДЕНИЕ

Сегодня ни у кого не вызывает сомнения, что преимущественно сырьевая направленность экономики Казахстана не соответствует основным положениям концепции устойчивого социально-экономического развития, при котором «нынешнее поколение людей удовлетворяет свои потребности, не подрывая потенциальные возможности будущих поколений удовлетворять свои» [1]. Неотъемлемым элементом такого развития является рациональное использование природного капитала на основе эффективного применения экологически безопасных и ресурсосберегающих технологий.

В основе этих технологий лежат знания, полученные при проведении фундаментальных и прикладных научных исследований. Важнейшая роль науки в современном мире очевидна – наукоемкие производства составляют основу экономики наиболее развитых стран.

Менее очевидно другое. Зачем нужна отечественная наука развивающимся странам с относительно небольшим населением, когда большая часть знаний необходимых этим странам для решения насущных социальных и экономических задач уже существует в виде научных и технических публикаций, написанных учеными развитых стран, или в виде готовых технологических линий? Можно просто заимствовать основы нужных стране технологий из зарубежной литературы или покупать современное оборудование. Иными словами, можно строить инновационный процесс вне всякой связи с уровнем развития отечественной науки или вовсе без нее. Тогда зачем расходовать ограниченные финансовые ресурсы страны на развитие затратной и, во многом, непредсказуемой сферы деятельности, каковой является современная наука? В результате возникает довольно популярный тезис о том, что "*развитие науки есть удел богатых стран*".

Однако, заимствование иностранных технологий требует определенной научно-технической осведомленности и достаточно высокой квалификации отечественных кадров, что предъявляет определенные требования к уровню отечественного образования. Покрытие кадровых потребностей за счет привлечения иностранных специалистов рассматривается многими странами как слишком дорогостоящая, а потому исключительно временная, мера. Справедливость логической цепочки – *«плохая» наука → «плохое» образование → нехватка квалифицированных кадров → низкие темпы технологического развития* – подтверждается историческим опытом развития многих стран. Нередко у государственных органов возникает необходимость получения научно обоснованных экспертных оценок по разным социально-экономическим и политическим вопросам. В отсутствие отечественных специалистов за экспертизами для принятия решений приходится обращаться к иностранцам, чьи интересы не всегда совпадают с интересами пригласившей их страны. В результате, экономика, а иногда, и внутренняя политика могут оказаться в излишней зависимости от внешнеполитической конъюнктуры. Понимая это, многие развивающиеся страны прилагают заметные усилия для создания, сохранения и развития отечественной науки, даже если ее текущий уровень не вполне удовлетворяет насущным потребностям экономики.

Ясно, что разработка государственных мер по развитию отечественной науки требует адекватных оценок ее состояния, перспектив развития и эффективности финансовых вложений. Эти оценки могут быть получены как экспертным методом, так и посредством статистического анализа библиометрических данных.

1. Экспертный метод

В основе данного метода лежит процедура получения оценки на основе группового мнения специалистов (экспертов). В идеале экспертная оценка характеризуется всесторонним и объективным рассмотрением объекта экспертизы с учетом многообразия его связей с другими объектами. Однако, получение оценки такого высоко качества предъявляет жесткие требования к постановке цели экспертизы, подготовке информационного материала, подбору экспертов, процедуре проведения и анализу ее результатов. В частности, эксперты должны обладать опытом работы в соответствующей области, широким кругозором, быть объективными, коммуникативными, уметь аргументировано отстаивать свою точку зрения. Процедура проведения экспертизы должна предоставлять эксперту максимальную свободу от давления, как со стороны заказчика, так и со стороны наиболее авторитетных коллег.

Очевидно, что удовлетворить всем этим и многим другим требованиям, обеспечивающим точность и объективность, иными словами, значимость полученной оценки, весьма непросто. Особенно этого сложно добиться в условиях существования узкого круга ученых развивающейся страны, где многие лично знакомы и попеременно пишут научные рецензии друг для друга.

Существуют и другие ограничения применимости экспертного метода, присущие не только развивающимся, но и развитым странам. Одним из этих ограничений является «необозримость» современной науки. Только за 2008 г. в мире было опубликовано свыше 1,5 млн. научных документов (статей, докладов и обзоров). Из них только в области физики и астрономии – свыше 100 тыс. работ. Естественно, что ни один физик в мире не станет знакомиться с таким объемом информации, и для получения более или менее детальной экспертной оценки состояния мировой физики и астрономии необходимо привлекать сотни экспертов.

Вышеприведенные соображения стимулируют поиски других, менее затратных способов оценки научного потенциала и эффективности вложения средств на развитие науки. Одним из таких способов является анализ библиометрических индикаторов.

2. Библиометрические индикаторы

Термин «библиометрия» (bibliometrics) был предложен английским ученым Аланом Причардом в 1969 г. [2]. К этому моменту американский науковед Ю. Гарфилд уже организовал Институт научной информации и в 1961 г. приступил к подготовке «Индекса научных ссылок» (Science Citation Index, сокращенно SCI), тем самым создав базу данных для проведения статистических исследований научных публикаций [3,4]. Это направление почти сразу вызвало большой интерес, и по мере совершенствования методологической базы библиометрии, она превратилась в важную составную часть науковедения и мощный инструмент научной и инновационной политики [5].

Теоретическую основу библиометрии составляют представления о науке, как о саморазвивающейся системе, генерирующей новую информацию на основе уже существующей [6]. Каналами передачи информации являются научные издания, носителями – научные публикации, которые, будучи сгруппированы по каким-либо признакам (авторский коллектив, область исследований и т.д.), формируют информационные потоки. Цитирование публикации, как элемента информационного пространства, рассматривается в качестве сигнала о наличии связи между элементами одного потока или элементами разных потоков. Статистический анализ библиографических данных позволяет выявлять ключевые элементы, оперативно отслеживать динамику отдельных информационных потоков, а также оценивать их взаимовлияние. Иными словами, получать, пусть и неполную, но объективную картину о состоянии системы и тенденциях ее развития.

В настоящее время при проведении библиометрических исследований наиболее широко используются базы данных ISI Web of Knowledge (Thomson Reuters) [7] и Scopus (Elsevier) [8]. Первый ресурс требует кода доступа, предоставляемого на платной основе, второй – полуоткрыт, т.е. часть информации может быть получена бесплатно.

К настоящему времени специалистами разработано достаточно много различных библиометрических индикаторов (например, [9]): количество публикаций, количество цитирований, среднее число цитирований на одну публикацию, «синхронный» и «диахронный» импакт-факторы, индекс оперативности, «время полужизни» научных публикаций и т.д. Их совокупность позволяет оценивать состояние, тенденции, темпы развития различных отраслей науки, научных тематик, осуществлять планирование научной деятельности, выявлять наиболее продуктивные работы и определять вклад отдельных ученых, научных коллективов и стран в развитие мировой науки.

Однако, обилие библиометрических индикаторов и методов их вычислений привело к слишком большому многообразию процедур получения оценок научной продуктивности и форм представления результатов.

3. H-индекс: определение, информативность и доступ

Эти обстоятельства стимулировали Х. Хирша из Университета Сан-Диего (США) в его поисках индикатора, который смог бы одним числом характеризовать как научную активность ученого или группы ученых, так и результативность научной деятельности. В 2005 г. им был предложен именной индекс (индекс Хирша или H-index) [10]. В упрощенной, но не меняющей сути форме, этот "*индекс равен H, если автор или коллектив авторов имеет*

Н научных публикаций, каждая их которых цитируется не менее, чем Н раз".

Свойства Н-индекса, его достоинства и недостатки рассмотрены как у самого автора [10], так в ряде других работ (например, [11]). К недостаткам следует отнести: трудности определения личного вклада конкретного соавтора; игнорирование значимости «великих» работ с большим числом цитирований, а также различий в традициях цитирования, принятых в разных отраслях науки.

Тем не менее, если проводить сравнение Н-индексов, рассчитанных для большой группы ученых (института, страны) по однородной выборке временных интервалов, областей науки или научных дисциплин, то многие недостатки автоматически устраняются. *Результаты такого сравнения довольно сильно коррелируют с результатами экспертных оценок.*

В таблице 1 представлены значения Н-индексов первой двадцатки стран в области физики и астрономии, а также соответствующие места в мире по этому показателю. Интересно, но, глядя на этот список, не возникает сомнения, что перечисленные страны обладают развитой наукой. Курсивом отмечены страны, ученые которых удостаивались Нобелевской премии по физике за 1996-2008 гг. Известно, что процедура выдвижения и присуждения этой премии основана на всестороннем обсуждении кандидатур большой группой экспертов мирового класса. Наличие в стране Нобелевских лауреатов считается верным признаком высокого уровня развития соответствующей отрасли науки. Отметим, что шесть из семи «Нобелевских» стран входят в шестерку стран с наивысшим Н-индексом, а оставшаяся (Нидерланды) занимает 9-ю позицию.

Таблица 1. Н-индекс и место по этому показателю в мире, рассчитанные по количеству ссылок на работы в области физики и астрономии, опубликованные в 1996-2008 гг. [12]

Место в мире	Страна	Н-индекс	Место в мире	Страна	Н-индекс
1	*США* (19)*	399	11	Канада	165
2	*Германия* (6)	249	12	Китай	144
3	*Великобритания* (1)	231	13	Израиль	139
4	*Япония* (3)	228	14	Швеция	133
5	*Франция* (2)	220	15	Польша	132
6	*Россия* (3)	190	16	Южная Корея	131
7	Швейцария	189	17	Австрия	129
8	Италия	182	18	Дания	125
9	*Нидерланды* (2)	168	19	Индия	124
10	Испания	166	20	Австралия	123

* Курсивом отмечены страны, ученые которых удостаивались Нобелевской премии по физике в 1996-2008 гг. В скобках – количество лауреатов.

Полученный результат вполне согласуется с выводами, к которым пришел Хирш в его работе [10] при рассмотрении индивидуальных Н-индексов лауреатов Нобелевской премии по физике в 1984-2004 гг. Он выяснил, что все лауреаты имеет Н-индекс не ниже 22, а 84% из них – от 30 и выше. Иными словами, *Нобелевская премия есть выигрыш в лотерее, в которой учувствуют только те, кто способен производить достаточно много научных работ, собирающих большое количество ссылок*.

Свободный доступ к информации о величине индивидуального Н-индекса ученого, имеющего публикации в изданиях, учитываемых базой Scopus, а также о количестве этих публикаций и ссылок на них, можно получить через Scopus Preview [13]. Как показано на рисунке 1, нужно только заполнить на английском языке поля с фамилией и инициалами, выбрать искомого автора из предложенного списка и активировать кнопку с его фамилией. В данном случае мы выяснили, что лауреат Нобелевской премии по физике за 2000 г. академик РАН Жорес Иванович Алферов опубликовал не менее 382 работ, которые собрали не менее 4854 ссылок, и его Н-индекс составляет не менее 44.

Свободный доступ к информации о величине Н-индекса стран с детализацией по областям науки и научным дисциплинам можно получить через электронный ресурс SCImago [12].

Благодаря своей простоте, информативности и доступности Н-индекс стремительно завоевал популярность в научном мире. В настоящее время этот индикатор достаточно широко используется при оценке престижности научного журнала, квалификации ученых и научных коллективов, выделении грантов на проведение исследований, присуждении научных премий, изучении уровня развития науки в целом или ее отдельной отрасли в той или иной стране и т.д.

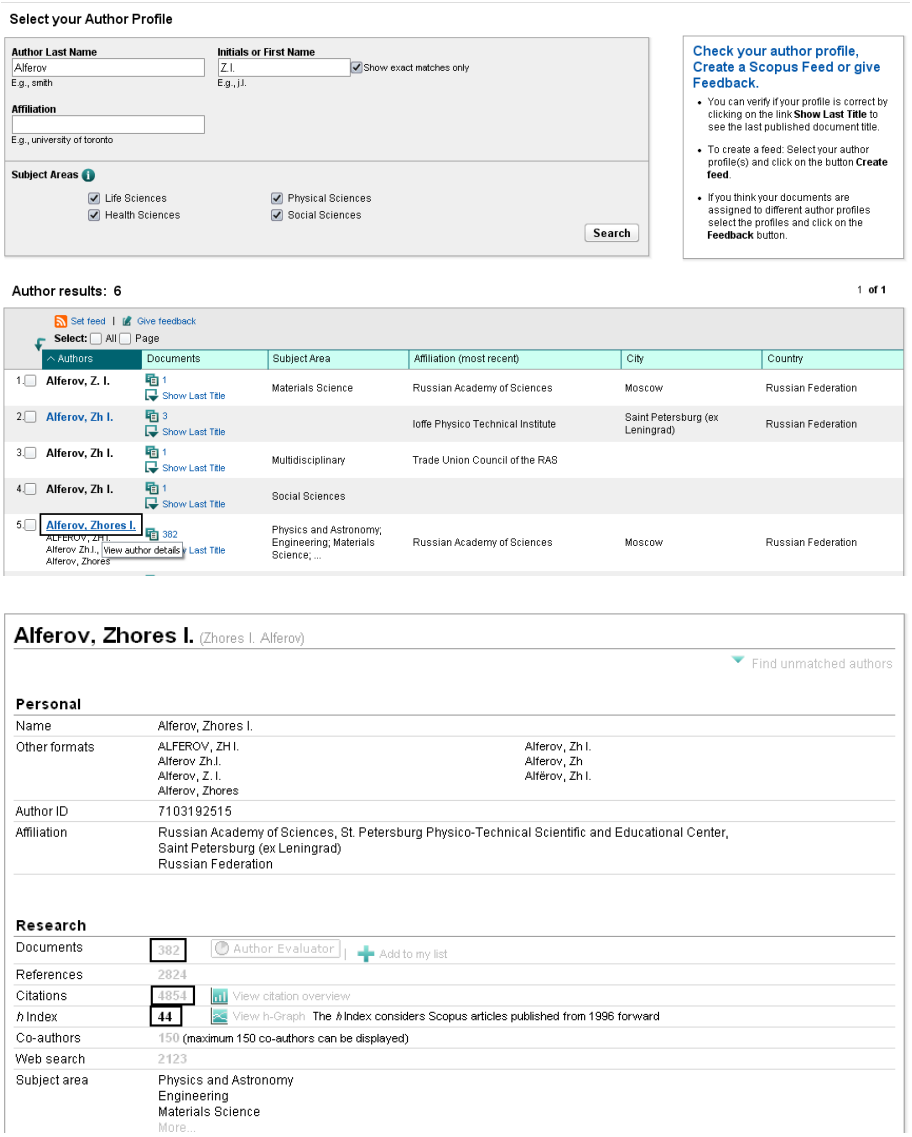


Рисунок 1. Пример бесплатного доступа к информации Scopus Preview о количестве научных работ, количестве ссылок на них и Н-индексе автора, рассчитанным по работам, изданным с 1996 г.

4. Н-индекс науки Казахстана: современное состояние

Никто не станет утверждать, что научная публикация (статья или монография) является единственно возможным результатом научной деятельности. Некоторые результаты не публикуются из соображений сохранения государственной или коммерческой тайны. Часто результатом прикладной науки является международная патентная заявка, количество которых давно рассматривается в качестве индикатора состояния прикладных исследований в стране. На рисунке 2"A" приведены данные о количестве патентных заявок, поданных резидентами 96 стран в соответствующие органы иных государств за 2005-2009 гг. [14], в зависимости от суммарных расходов на науку за 1996-2008 гг., оцененных по данным из [15,16].

Как и следовало ожидать, количество заявок в среднем растет с увеличением затрат на науку. Данные разбросаны вокруг некоторой генеральной линии. Наблюдаемый разброс, по-видимому, связан с особенностями структуры прикладной науки и системы ее финансирования, присущими той или иной стране. Например, привлекает внимание количество заявок, поданных Финляндией. Оно примерно в 10 раз выше, чем можно было ожидать из среднего тренда, что *коррелирует с мнением многих экспертов*, рассматривающих финскую модель инновационного развития как одну из наиболее эффективных в мире.

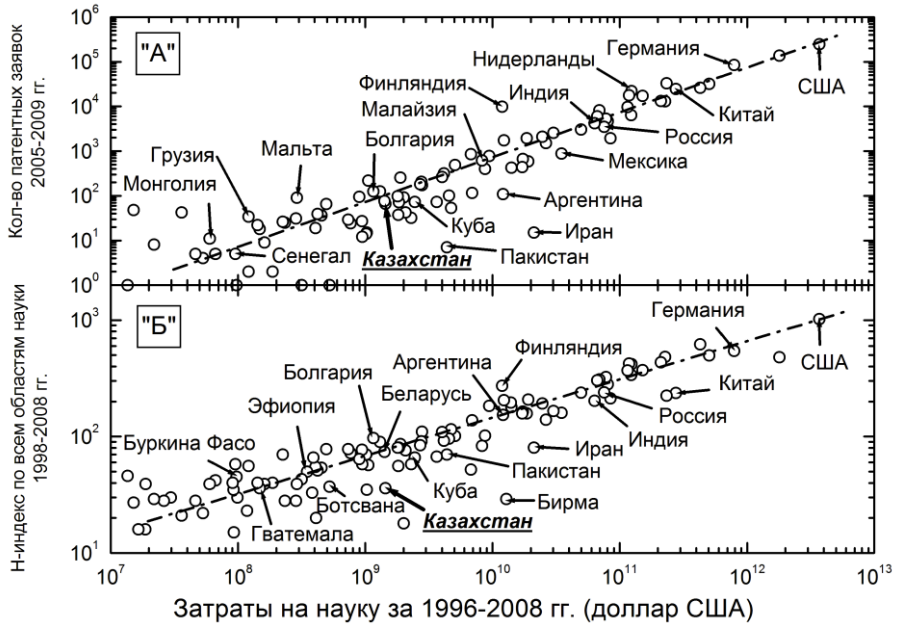


Рисунок 2. Количество патентных заявок ("А"), поданных резидентами одной страны в патентные органы других стран за 2005-2009 гг. [14], и значения общих Н-индексов ("Б") по работам, изданным в 1996-2008 гг. [12], в зависимости от расходов на науку, оцененным по данным из [15,16]

Шестьдесят шесть заявок, поданных резидентами Казахстана, обеспечивают ему место вблизи генеральной линии, что, вероятно, соответствует средней эффективности использования финансовых средств. Такое положение, видимо, указывает на то, что без увеличения затрат в будущем вряд ли можно ожидать резкого увеличения числа международных патентных заявок от резидентов Казахстана. Хотя, не исключено, что какие-то резервы для повышения эффективности прикладной науки в Казахстане есть. Например, Болгария при чуть меньших затратах подала 125 заявок.

На рисунке 2 "Б" представлены данные по Н-индексам, рассчитанным по всем областям науки для 113 стран мира [12]. Легко видеть, что зависимость этой величины от затрат на науку аналогична поведению числа международных патентных заявок. И если последний показатель, как принято считать, адекватно отражает состояние прикладной науки, то Н-индекс также можно принять в качестве правомерного индикатора состояния той части науки, результаты которой публикуются в открытой печати – фундаментальной и базовой прикладной.

К сожалению, здесь позиция Казахстана не столь благополучна, как в предыдущем случае. Н-индекс Казахстана равен 36, что обеспечивает ему 116-е место в мире между Гватемалой и Барбадосом [12]. При этом ожидаемое из генерального тренда значение Н-индекса составляет около 77-78, т.е. более чем в два раза больше. При нынешних затратах на науку Казахстан мог бы занимать не 116-е место, а где-нибудь 61-62-е.

Более детально такое несоответствие затрат и значения Н-индекса можно рассмотреть на основе информации из SCImago [12], представленной на рисунке 3 и в таблице 2. Легко видеть, что сегодня Казахстан располагает относительно малым количеством публикаций (здесь и далее принимаются во внимание только статьи и обзоры, которые опубликованы в ведущих научных изданиях, учитываемых библиографической базой данных Scopus.) и их цитирований – заметно меньшим, чем можно было ожидать, исходя из генеральных тенденций. Из 113 стран, представленных на рисунке 3, Казахстан занимает 20-е место по величине отношения затрат на науку к числу научных публикаций (в порядке убывания) и 7-е место по величине отношения этих затрат к числу цитирований (затраты на одно цитирование в 2,8 раза выше, чем в США). При примерно равных затратах на науку за 1996-2008 гг. Эстония опубликовала научных работ в 3,2 раза больше, чем Казахстан; Беларусь – в 5,3 раза; Болгария – почти в 9 раз. Вместе с тем, работы с участием ученых этих стран собрали значительно больше цитирований, чем работы с участием ученых Казахстана: Белоруссия – в 6,6 раз; Эстония – в 9,6 раз; а Болгария – в 16,7 раз. Больше половины зарубежных публикаций казахстанских ученых не цитировались ни разу. Это, вероятно, означает, что в Казахстане значительная часть средств расходуется на финансирование исследований, которые либо не заканчиваются публикациями в мировой печати, либо их результаты не вызывают интереса. В любом случае, эти исследования не оказывают никакого влияния на состояние мировой науки.

Иными словами, *сложившаяся в Казахстане практика выделения средств на научные исследования слабо способствует проведению большого числа работ, востребованных мировым научным сообществом*.

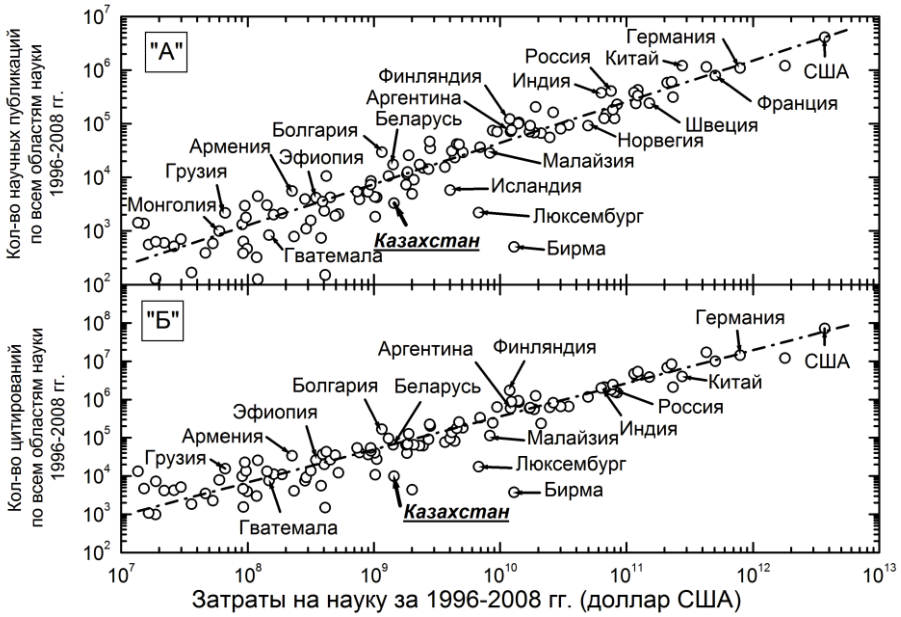


Рисунок 3. Количество научных публикаций («А») и цитирований («Б») по всем областям науки за 1996-2008 гг. [12] в зависимости от расходов на науку, оцененным по данным из [15,16]

Таблица 2. Библиометрические показатели [12] стран, затраты [15,16] которых на науку примерно равны затратам Казахстана

Страна	Затраты на науку за 1996-2008 гг., млн. долларов США	Н-индекс; место в мире	Кол-во научных публикаций за 1996-2008 гг.	Кол-во цитирований за 1996-2008 гг.	Среднее число цитирований одной публикации	Затраты на одно цитирование, тыс. долларов США	Доля цитированных работ в общем числе публикаций, %
Казахстан	*1 441*	*36; 116-е*	*3 263*	*9 944*	*3,23*	*145*	*46*
Беларусь	1 419	74, 62-е	17 336	65 593	3,83	22	48
Эстония	1 307	51; 90-е	10 471	96 130	10,53	14	73
Болгария	1 158	97; 44-е	29 342	165 992	5,92	7	61

Не секрет, что средства на фундаментальные исследования в Казахстане нередко выделяются без учета мировой актуальности научных задач и квалификации научных коллективов, подтвержденной публикациями международного класса с заметным количеством цитирований. Эти обстоятельства не способствуют сохранению старых, имеющих сильные международные позиции, научных школ, а также формированию новых. Хотя давно известно, что научные школы и международные связи являются мощным инструментом повышения эффективности использования средств, выделяемых на науку.

Последнее замечание можно дополнительно проиллюстрировать конкретным примером. По данным SCImago [12] лидирующее по Н-индексу положение в Казахстане занимают: среди областей науки – физика и астрономия (Н-индекс 24, 73-е место в мире между Перу и Ливаном), а среди научных дисциплин – ядерная физика и физика высоких энергий (ЯФФВЭ) (Н-индекс 17, 53-е место между Гонконгом и Латвией). Данные по соответствующим показателям других стран представлены на рисунке 4.

В области физики и астрономии Казахстан занимает позицию вблизи средней линии, а в области ЯФФВЭ даже несколько выше ее. Из 93 стран, представленных на рисунке 4"Б", Казахстан по затратам (в порядке убывания) на одну публикацию по ЯФФВЭ занимает 72-е место, а на одно цитирование – 61-е (затраты в 4,3 раза ниже, чем в США).

Полученный результат выглядел бы вполне естественным, если бы исследования в области физики, вообще, и ЯФФВЭ, в частности, находились в привилегированном финансовом положении, и основные затраты на науку были бы сконцентрированы в этих областях. Однако это не соответствует действительности. Например, в рамках Программы по проведению фундаментальных исследований Министерства образования и науки Республики Казахстан на 2009-2011 гг. [17] на изучение «актуальных проблем физики, математики, механики и информатики» выделено менее 10% общего объема предусмотренных Программой средств. В предыдущие годы указанная доля была примерно такой же. Сегодня, как и прежде, ЯФФВЭ в Казахстане испытывает острый недостаток финансирования, и связанные с ним:

- дефицит современного экспериментального оборудования и материалов;

- ограниченность доступа к мировым источникам научно-технической информации;
- нехватку средств на научные командировки;
- дефицит молодых кадров.

Причина неплохой эффективности исследований в этой области, заключается в том, что в Институте ядерной физики Национального ядерного центра Республики Казахстан и алматинском Физико-техническом институте пока сохраняются остатки созданных еще в советское время научных школ, и, по мере возможностей, задействуется потенциал международного научного сотрудничества, в первую очередь, с Объединенным институтом ядерных исследований (Дубна, Россия, Н-индекс 71 [18]), Германским электронным синхротроном DESY (Гамбург, Германия) и Европейским центром ядерных исследований ЦЕРН (Женева, Швейцария, Н-индекс 157 [19]).

Еще более яркий пример высокой эффективности деятельности научных школ в рамках международных коллабораций демонстрируют далеко не богатые Армения и Грузия. Занимая, соответственно, 130-е и 120-е места в мире по величине валового внутреннего продукта (ВВП), эти страны по общему Н-индексу соседствуют с теми, чей ВВП в 10-15 раз больше.



Рисунок 4. Значения Н-индексов в области физики и астрономии ("А"), а также в области ядерной физики и физики высоких энергий ("Б"), рассчитанные по работам, изданным в 1996-2008 гг. [12], в зависимости от расходов на науку, оцененным по данным из [15,16]

Можно без преувеличения говорить о том, что *научные школы и международные научные связи являются интеллектуальным капиталом страны, который, при желании, можно оценить в денежном выражении*. Соответственно, *утрата или отсутствие научных школ вызывает неоправданные потери части средств, выделяемых на науку*.

Таким образом, анализ Н-индекса научных публикаций Казахстана в сравнении с другими странами мира позволяет оценить эффективность управления фундаментальной и базовой прикладной наукой, и прийти к выводу о необходимости ее повышения. Это повышение может быть, в частности, достигнуто за счет принятия экстренных мер по повышению уровня владения казахстанскими учеными английским языком, сохранению и укреплению отечественных научных школ, расширению международного сотрудничества. *Реальная ценность школ и международных научных коллабораций может быть установлена, в том числе, и по Н-индексу, количеству публикаций и цитирований их представителей с использованием бесплатных ресурсов Scopus Preview* [13].

5. Н-индекс науки Казахстана: возможные ориентиры в будущем

Как уже отмечалось выше, при средней эффективности использования затрат на науку Казахстан мог бы иметь общий Н-индекс в районе 77-78 и занимать примерно 61-62-е место, рядом с Вьетнамом и Индонезией. Дальнейшее улучшение позиции без увеличения затрат на науку маловероятно. Принятие же решения о таком увеличении требует преодоления сложившихся представлений о том, что "*развитие науки – удел богатых стран*". Безусловно, ведущая роль в развитии мировой науки принадлежит наиболее развитым в экономическом отношении странам. Однако это вовсе не означает, что страны с относительно небольшими ВВП не могут занимать достойного места в международном "научном параде". На рисунке 5 представлены данные по общему Н-индексу 184 стран мира [12] в зависимости от их годового ВВП, оцененного по официальному обменному курсу [20].

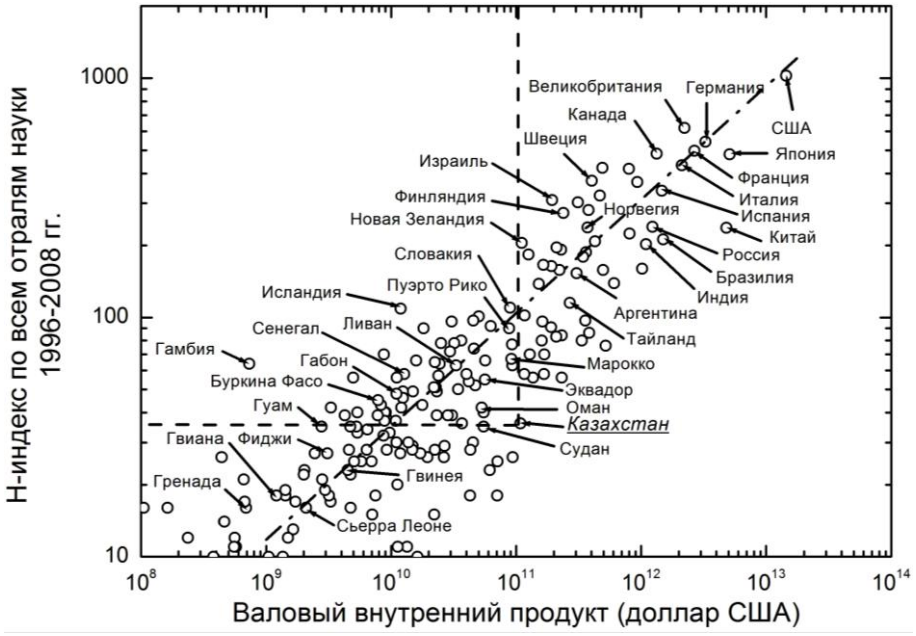


Рисунок 5. Значения Н-индексов по всем областям науки, рассчитанные по работам, изданным в 1996-2008 гг. [12], в зависимости от годового ВВП, оцененного по данным из [20]

Из этого рисунка следует, что как минимум 58 стран мира, располагающих ВВП меньше, чем у Казахстана, имеют Н-индексы больше, чем у него. Научные работы, выполненные учеными этих стран самостоятельно или в рамках международного сотрудничества, собрали свыше 1,2% от числа ссылок на работы ученых всех представленных стран. А это является вполне достойным вкладом в мировую науку, сопоставимым с долей этих стран в мировом ВВП (2,9%). Наличие у этих стран ученых международного класса оказывает благоприятное влияние на уровень отечественного образования и создает условия для вовлечения молодежи в исследовательскую работу. Развитие местной научной базы до некоторой степени снижает остроту проблемы «утечки мозгов», присущей многим развивающимся странам. Хозяйствующие субъекты и государственные органы получают отечественное экспертное сопровождение международного качества. А в результате, формируется будущий инновационный потенциал страны.

Положение Казахстана на рисунке 5, по-видимому, определяется двумя факторами: уже упоминавшейся низкой эффективностью использования затрат на науку, а также относительно небольшой величиной этих затрат. По данным ЮНЕСКО за 2008 г. Казахстан потратил на науку около 0,2% от ВВП [15]. Для сравнения, средняя по Африке доля затрат на науку составляет 0,4% ВВП, а среднемировой показатель равен 1,7% [21]. Поэтому неудивительно, что многие африканские страны при меньшем ВВП имеют Н-индекс больше, чем у Казахстана.

Данные, представленные на рисунке 5 показывают, что объем ВВП позволяет Казахстану занять более благополучную позицию в будущем. Н-индекс, соответствующий его ВВП при средней эффективности затрат на науку, составляет около 105-106. Из рисунка 2"Б" легко оценить, что этот показатель мог бы быть достигнут при двукратном увеличении ежегодных затрат на науку, т.е. при повышении их до уровня среднеафриканских (0,4% ВВП). При этом Казахстан мог бы занимать место в начале пятого десятка стран, соседствуя с Исландией, Украиной, Словенией и Словакией.

Если взять в качестве ориентира долю затрат на науку как, например, в Бразилии (1% ВВП [21]), то Казахстан мог бы со временем рассчитывать на Н-индекс в районе 146-147 и, тем самым, на место в середине четвертого десятка, среди таких стран как Южно-Африканская Республика, Аргентина, Турция и Чили, в которых целесообразность развития отечественной науки, скорее всего, сомнениям уже не подвергается.

6. Н-индекс науки Казахстана: способы повышения

Из вышеизложенного следует, что *вопрос о повышении эффективности использования средств на науку является сегодня ключевым*. Известно, что научная результативность, индикатором которой является Н-индекс, напрямую зависит от:

- эмоциональной заряженности ученых и руководителей науки на достижение поставленных целей;
- степени их информированности о состоянии изучаемой области, наиболее актуальных задачах и современных методах их решения;
- обеспеченности исследований современным экспериментальным оборудованием и материалами.

Все вышеперечисленные факторы поддаются воздействию, и, следовательно, управляемы.

Библиометрические индикаторы ученых (Н-индекс, количество публикаций и цитирований) должны быть одним из аргументов при присуждении научных премий, выделении дополнительных средств на продолжение исследований и при отборе кандидатов для проведения ответственных научных экспертиз. Это, как уже было во многих других странах, неизбежно приведет к формированию в Казахстане элитарной научной среды открытого типа, принадлежность к которой оценивается, в первую очередь, по объективным показателям. Желание войти в эту среду, сохранить или упрочить свое положение в ней через проведение работ, востребованных мировым научным сообществом, является надежным источником высокой эмоциональной заряженности на получение научного результата, а также серьезным фактором привлечения выпускников вузов к научной работе.

На сегодняшний день многие ученые Казахстана испытывают дефицит информации о тенденциях развития тех или иных отраслей мировой науки. Существенно ограничена подписка на мировые научные издания, отсутствует доступ к мировым информационным базам, вычислительным услугам и стандартизированным компьютерным кодам. Эта проблема может быть частично решена посредством выделения дополнительных средств на централизованную оплату журналов и соответствующих доступов, а также на научные командировки.

Другое весьма интересное направление преодоления информационного дефицита было предложено недавно скончавшимся директором ОИЯИ академиком РАН А.Н. Сисакяном в его письме к Президентам Д.А. Медведеву и Н.А. Назарбаеву. В нем говорилось о целесообразности создания единой платформы для доступа к экспериментальным и информационно-вычислительным ресурсам ОИЯИ из стран-участниц в рамках совместных государственных целевых программ. Проектом Программы сотрудничества ядерных институтов и организаций Казахстана и России, в частности, предусматривается существенное увеличение пропускной способности научных информационных каналов за счет бесплатного предоставления "темного волокна" (не задействованные жилы оптического кабеля, проложенные в качестве резерва на случай выхода из строя основных волокон) Национальной информационной супермагистрали Казахстана и волоконно-оптических линий связи России в распоряжение соответствующих организаций обеих стран. Кроме того, планируется объединение их информационно-вычислительных ресурсов на основе современных грид-технологий (технологии интегрирования региональных и национальных компьютерных инфраструктур для создания интернациональных ресурсов, динамически выделяемых для решения громоздких задач в научной, индустриальной, образовательной, административной и коммерческой областях деятельности.) с последующей передачей накопленного опыта в другие отрасли науки и экономики.

Еще одним способом повышения актуальности научных исследований является расширение и укрепление сотрудничества в рамках международных коллабораций и научно-технических проектов. Такая форма деятельности почти автоматически обеспечивает востребованность результатов (см., например, положение Армении и Грузии на рисунках 2 и 3). При этом безусловно важно учитывать библиометрические показатели потенциальных партнеров, включая Н-индекс. Примером сказанному служит взаимодействие ядерных физиков Казахстана с рядом международных организаций соответствующего профиля с высокими рейтингами. Существенный вклад в Н-индекс Казахстана по ЯФФВЭ принадлежит научным работам в рамках сотрудничества с:

- Европейской коллаборацией CHARMS [22] – разработка физических моделей и компьютерных кодов по расчету характеристик продуктов ядерных реакций и их взаимодействия с веществом (координатор – Sylvie Leray, индивидуальный Н-индекс 15);
- DESY – экспериментальная физика высоких энергий (председатель совета директоров – Helmut Dosch, индивидуальный Н-индекс 26);
- Лабораторией ядерных реакций им. Г.Н. Флерова – синтез и изучение свойств сверхтяжелых элементов (научный руководитель – Ю. Ц. Оганесян, индивидуальный Н-индекс 29).

Международное научное сотрудничество, не только улучшает библиометрические показатели науки Казахстана и повышает ее международный авторитет, но и открывает новые перспективные направления координации усилий разных стран в научно-технической сфере. Например, совместные работы с ОИЯИ и CHARMS послужили составными элементами участия Казахстана в совместной отработке технологии уничтожения радиоактивных отходов атомных станций в рамках проектов NICA (Лаборатория физики высоких энергий ОИЯИ) и MYRRHA (Институт передовых ядерных систем SCK•CEN, г. Мол, Бельгия). В настоящее время оценивается возможность привлечения ряда промышленных предприятий Казахстана, способных изготовить необходимое для реализации этих проектов оборудование.

Задача обеспечения отечественной науки современным оборудованием может решаться по трем направлениям: 1) расширение участия казахстанских ученых в исследованиях на современном оборудовании мировых научных центров; 2) модернизация отечественной материально-технической базы с учетом мировых тенденций развития тех или иных отраслей науки; 3) строительство новых уникальных экспериментальных установок на территории Казах-

стана, возможности которых будут привлекать иностранных ученых с их дополнительным оборудованием, опытом и международными связями.

Мировой и позитивный отечественный опыт показывают, что предлагаемые меры вполне реальны и сулят, помимо повышения международного научного авторитета Казахстана, другие немалые выгоды, например интенсификацию инновационного процесса в экономике Казахстана.

Многолетняя история сотрудничества с ОИЯИ в области ядерной физики сформировала основу для создания междисциплинарного научно-технологического и образовательного комплекса на базе ускорителя тяжелых ионов ДЦ-60 (г. Астана), в частности, для организации технологической базы вхождения Казахстана на мировой рынок трековых мембран. Во многом опираясь на опыт, приобретенный при проектировании и строительстве ДЦ-60, *ядерная наука страны уже сегодня участвует в создании инноваций*, в частности, в создании сети центров ядерной медицины в Астане, Семей и Алматы.

Модернизация существующих и строительство новых экспериментальных ядерно-физических установок связаны с решением научных, технических, проектных, технологических, организационных и финансовых задач, требующих тесного взаимодействия научных институтов, проектных учреждений и промышленных предприятий. Налаживание таких связей в процессе реальной работы создает основу для коммерциализации накопленных знаний и технологий в области мирного использования атомной энергии в Казахстане, располагающем огромными запасами природного урана. Иными словами, формирует базу устойчивого инновационного процесса в этой имеющей особое значение сфере.

Предлагаемые меры повышения отдачи от средств, выделяемых на науку, достаточно универсальны. По мере их применения, они будут способствовать улучшению ситуации и в других отраслях науки Казахстана. И, вне всяких сомнений, со временем эти отрасли также будут готовы к решению насущных экономических и социальных проблем страны.

Заключение

Великий английский физик Майкл Фарадей, один из тех которому мир обязан такой практически значимой вещью как электричество, писал: "Нет ничего практичней хорошей теории..." Анализ библиометрических индикаторов, включая Н-индекс, делает возможным *измерять состояние науки*, и результаты этого анализа имеют вполне определенное практическое значение:

1. Н-индекс страны адекватно отражает состояние ее науки в определенный период времени, а его сопоставление с затратами на науку является информативным показателем эффективности использования средств, выделяемых на научные исследования.

2. Сегодня общий Н-индекс Казахстана примерно в два раза ниже, чем у стран с сопоставимыми затратами на науку, что свидетельствует о низкой эффективности существующей системы финансирования казахстанской науки.

3. При повышении эффективности затрат на науку до среднего уровня и доведении их объема до 1% от ВВП (как, например, в Бразилии) Казахстан в будущем мог бы занять достойное место в международном "научном параде" среди пятидесяти наиболее развитых стран мира.

4. Для решения этой задачи необходимо: а) на объективной основе сформировать элитарную научную среду открытого типа из ученых, чьи работы востребованы мировым научным сообществом; б) устранить существующий дефицит актуальной научно-технической информации, используя, в частности, современные информационные технологии; в) обеспечить отечественных исследователей современным экспериментальным оборудованием и материалами; г) укреплять и расширять международное научное сотрудничество.

5. Мировой и позитивный отечественный опыт свидетельствует, что *развитие отечественной науки формирует инновационный потенциал любой страны* – в том числе, и развивающейся. Н-индекс показывает, что сегодня ядерная наука представляет собой наиболее передовой сегмент казахстанской науки. Как было отмечено, ядерная наука уже сейчас является надежной опорой для развития национальной инноватики. Казахстан обладает огромными запасами урана и длинным списком неосвоенных продуктов его переработки с высокой добавленной стоимостью. Таким образом, *приоритетное развитие ядерной науки и ядерных технологий объективно призвано стать одним из наиболее перспективных направлений вложения финансовых средств для ускорения перехода экономики Казахстана на инновационные рельсы*.

Литература

1. Our Common Future / Report of the World Commission on Environment and Development – Oxford, England: Oxford University Press, 1988. Доступ: http://www.un-documents.net/wced-ocf.htm.
2. Prichard, A. Statistical Bibliography or Bibliometrics? / A. Prichard. – Journal of Documentation, 25:4. – December 1969. – P. 348–349.
3. Garfield, E. New factors in the evaluation of scientific literature through citation indexing / E.Garfield, I.H. Sher. - American Documentation. 1963. - Vol. 14. No. 3. - P. 195-201.
4. Garfield, E. Science Citation Index – a New Dimension in Indexing / E.Garfield. – Science 144, 1964. – P. 649-654.

5. Иванчева, Л. Наукометрия сегодня: методологический обзор / Л. Иванчева. – Международный форум по информации, 2009. – т. 30, № 2. – С. 3-8.
6. Налимов, В.В. Наукометрия / В.В. Налимов, З.М. Мульченко. – М., 1969. – 192 с. – с илл.
7. Web of Knowledge. [Электронный ресурс]. Доступ: http://portal.isiknowledge.com/portal.cgi?Init=Yes&SID=V2@hjmGkeG4hnN9m28i.
8. Scopus [Электронный ресурс]. – Доступ: http://www.scopus.com/scopus/home.url.
9. Писляков, В.В. Методы оценки научного знания по показателям цитирования / В.В. Писляков. – Социологический журнал, 2007. – №1. – С. 128–140.
10. Hirsch, J. E. An index to quantify an individual's scientific research output / J. E. Hirsch. – PNAS, 2005. – V. 102, No 46. – P. 16569–16572.
11. Roediger, Henry L. The h Index in Science: A New Measure of Scholarly Contribution / Henry L. Roediger. – Observer, 2010. – V. 19. No 4. Доступ: http://www.psychologicalscience.org/observer/getArticle.cfm?id=1971.
12. SCImago. (2007). SJR — SCImago Journal & Country Rank [Электронный ресурс]. Доступ: http://www.scimagojr.com.
13. Scopus Preview. [Электронный ресурс]. Доступ: http://www.scopus.com/search/form/authorFreeLookup.url.
14. Таблица данных о количестве заявок составлена неправительственной организацией Knowledge Ecology International (KEI) на основе отчетов Всемирной организации интеллектуальной собственности (WIPO). – Доступ: http://keionline.org/node/781.
15. Данные о годовых затратах на науку в местной валюте: UNESCO Institute for statistics. [Электронный ресурс]. Доступ: http://stats.uis.unesco.org/unesco/TableViewer/tableView.aspx?ReportId=1782.
16. Данные по среднегодовым курсам валют: OANDA. [Электронный ресурс]. Доступ: http://www.oanda.com/currency/average.
17. Конкурсная документация по государственным закупкам способом открытого конкурса по проведению фундаментальных исследований на 2009–2011 годы. Утверждена приказом председателя Комитета науки Министерства образования и науки Республики Казахстан от «10» декабря 2008 г., № 110–пр.
18. Детальные библиометрические показатели ОИЯИ могут быть получены на http://elibrary.ru/org_profile.asp?id=152.
19. Kinney, A. L. National scientific facilities and their science impact on nonbiomedical research / A. L. Kinney. – PNAS, 2007. – V. 104, No. 46. – P. 17943–17947.
20. CIA. The Would Factbook. [Электронный ресурс]. Доступ: https://www.cia.gov/library/publications/the–world–factbook/index.html.
21. UNESCO Institute for statistics. A global perspective on research and development. UIS Fact Sheet, October 2009. – No. 2. – 12 p. Доступ: http://www.uis.unesco.org/template/pdf/S&T/Factsheet_No2_ST_2009_EN.pdf.
22. CHARMS – Коллаборация по высокоточным измерениям механизмов ядерных реакций магнитными спектрометрами. Доступ: http://www–wnt.gsi.de/charms/collabo.htm.

ҚАЗАҚСТАН ҒЫЛЫМЫНЫҢ Н-ИНДЕКСІ ЖӘНЕ ОНЫҢ ӘЛЕМДЕГІ "ҒЫЛЫМИ ПАРАДТАҒЫ" ОРНЫ

С.В. Жданов, А.Ж. Тулеушев

ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

Бұл жұмыс индекс Хирша (Н-индекс) деп аталатын, Қзақстандағы ғылымның жай-күйіне баға алау және әлемдегі оның орнын анықтау үшін, яғни салыстырмалы жаңа библиометрикалық көрсеткішті пайдалану мүмкіндігін талдауға арналған. Ғылымға кеткен шығынға және ішкі өнімінің жалпы көлеміне байланысты елдердің Н-индексінің мәнін салыстыруда көрсетілгені, бұл шама елдің белгілі бір кезең уақытындағы ғылымның жай-күйінің ақпараттық көрсеткіші, сонымен қатар ғылыми зерттеулерге бөлінген қаражатты тиімді пайдалану болып табылады. Қазақстан ғылымының Н-индексі ғылымға кететін салыстырмалы шығындары бар елдерден екі есе төмен екені анықталды. Ғылымға кететін шығын тиімділігін орташа деңгейге дейін көтергенде және ішкі өнімнің жалпы көлемін 1%-ға дейін жеткізгенде (Бразилияда ғылымға кететін шығынның үлесі) келешекте Қазақстан халықаралық "ғылыми парадта" лайықты орын алуы мүмкін екені көрсетілді. Осы мақсатқа жетуге бағытталған шаралар ұсынылған.

H-INDEX OF KAZAKHSTAN SCIENCE AND ITS PLACE IN THE WORLD "SCIENTIFIC PARADE"

S.V. Zhdanov, A.Zh. Tuleushev

Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan

This paper is devoted to the analysis of possibility to use relatively new bibliometric indicator, so called Hirsh's index (H-index), to assess the status of Kazakhstan science and to ascertain its position in the world. During correlation of H-index values of the countries based on science expenses and volume of gross domestic product it was

demonstrated that this value is an informative indicator of science status in a country for a definite period of time as well as an efficiency of funds usage, allocated for science research. It is determined that H-index of Kazakhstan science is lower approximately in two times than in the countries with comparable expenses for science. It is shown that if efficiency rate of science expenses achieves the mean level with science expenses equal 1% of gross domestic product volume (share of science expenses in Brazil) Kazakhstan could take the worth-while position in future in the international "scientific parade" among fifty of the most developed countries of the world. The measures directed to achieve this goal are suggested here.

УДК 621.039.57

К ОБОСНОВАНИЮ РЕАКТОРНОЙ СТРАТЕГИИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В КАЗАХСТАНЕ

[1)]Батырбеков Г.А., [1)]Кадыржанов К.К., [2)]Маханов У.М., [2)]Гучева О.А., [2)]Жанабатырова Д., [2)]Акимбаева А.М.

[1)]Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов, Казахстан
[2)]Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

Выполнены оценочные расчёты по обоснованию возможности развития большой атомной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах в Казахстане. При заданном графике роста установленной мощности всех электростанций, в том числе роста мощности АЭС были выполнены оценочные расчёты темпов роста мощностей реакторов на быстрых нейтронах в XXI веке за счёт наработки Pu-239 из U-238 в реакторах вначале на тепловых, затем и на быстрых нейтронах. Показано что рост мощностей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах обеспечит к концу столетия полную замену ТЭС на АЭС при полном обеспечении потребности страны в электроэнергии. Более того, АЭС с реакторами на быстрых нейтронах могут создать резервы мощности для экспорта электроэнергии в соседние страны (Китай, Россия, Афганистан, Пакистан). Это позволит заменить продажу природного урана продажей более высококачественной, наукоёмкой продукции – электроэнергии.

Согласно одного известного и неоспоримого высказывания будущее атомной энергетики базируется на трёх аксиомах [3]:

- Во-первых, у человечества нет будущего без ядерной энергетики.
- Во-вторых, нет будущего у самой ядерной энергетики без замыкания ядерного топливного цикла (ЯТЦ) по урану и плутонию.
- В-третьих, необходимо применение реакторов на быстрых нейтронах для замыкания ЯТЦ.

Выше приведённые три аксиомы будущего развития мировой атомной энергетики, вытекающие из необходимости повышения энергетического потенциала существующих природных ресурсов урана за счёт привлечения основного изотопа ^{238}U для производства энергии, остаются в настоящее время пока не актуальными и не востребованными. И многие страны отложили реализацию вышеуказанных аксиом на неопределённо длительное время и строят АЭС с реакторами на тепловых нейтронах со слабо обогащённым ураном, с открытым ядерным топливным циклом (ОЯТЦ). Лишь некоторые страны, обладающие развитой индустрией, экономическим потенциалом или богатыми природными ресурсами урана, такие как Франция, Англия, Россия, Япония, Корея и США взяли курс на развитие атомной энергетики с реакторами на быстрых нейтронах с замкнутым ядерным топливным циклом (ЗЯТЦ).

Казахстан обладает огромными природными запасами урана и занимает второе место в мире. Поэтому в Казахстане для более эффективного и полного использования урановых ресурсов необходимо в перспективе строить АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с применением замкнутого (ЗЯТЦ).

Поскольку существуют международные требования по обеспечению режима нераспространения ядерного оружия, Казахстан вынужден будет пользоваться услугами Международного Ядерного Центра, в частности расположенного в России, для переработки отработанного ядерного топлива, выделения делящихся материалов для их последующей рециркуляции, для изготовлении смешанного уранплутониевого МОХ – топлива, топливных сборок.

Выполненные нами расчётные оценки [1] показали, что при использовании АЭС только с легководными реакторами на тепловых нейтронах, разведанные *урановые ресурсы страны будут исчерпаны в течение* чуть больше *двух столетий*.

Применение реакторов на быстрых нейтронах позволит реализовать расширенное воспроизводство ядерного горючего с значением коэффициента воспроизводства в настоящее время до КВ ≈ 1,3, а в будущем увеличенным до КВ ≈ 1,5 [2,4] и использовать весь природный уран, включая основной изотоп U-238, для выработки энергии и, как показали наши расчётные оценки, обеспечить страну ядерным топливом на несколько десятков тысячелетий [1].

К сожалению, многие казахстанские специалисты, слепо верят в то, что термоядерная энергетика появится обязательно в конце столетия, будет панацеей от всех энергетических бед и заменит все другие источники энергии. Поэтому они считают, что с урановой энергетикой обязательно надо покончить в этом столетии, уран надо использовать полностью: сжечь, продать, раздать, а дальше будет решать все энергетические проблемы только термояд. Это глубокое заблуждение. Для большей убедительности необходимо привести слова из доклада академиков Е.П. Велихова и В.П. Смирнова, сделанного на Сессии РАН в 2006 г. [5]

Из доклада академиков Е.П. Велихова и В.П. Смирнова:

1. ТЯЭ выйдет на промышленный уровень к концу века.
2. Недостатки ТЯЭУ**:** - Малые плотности энергии, соответственно, большие размеры установки и большие стоимости, - существует проблема стойкости первой стенки камеры

реактора, - элементы первой стенки и дивертора должны регулярно обновляться.

3. Мощности ТЯЭС должны быть не ниже (1-1,5) тыс. МВт(э) и она неэффективна для малонаселённых районов [От автора**:** по оценкам до (1-1,5) млн.чел. Население выше 1 млн. человек имеется только в Алматы. Остальные города Казахстана гораздо ниже 1 млн. человек.]
4. Термоядерная энергетика (ТЯЭ) займёт важное, но не исключительное место среди других энергосистем.
5. Объём ТЯЭ будет зависеть от её экономических показателей.

Таким образом, АЭС с реакторами деления будут иметь свою никем незаменимую, вполне экономически конкурентную нишу, даже в случае, если заработают к концу столетия промышленные термоядерные установки.

Прежде, чем рассматривать реакторную стратегию, связанную с развитием реакторов на быстрых нейтронах в Казахстане, *необходимо будет ответить на ряд важных вопросов***:**

1. Если вводить реакторы на быстрых нейтронах (БР), то где брать плутоний для первоначальных загрузок активных зон быстрых реакторов? Купить плутоний, наработать его в реакторах на тепловых нейтронах?
2. Сможем ли мы наработать плутоний в достаточных количествах в реакторах на тепловых нейтронах, чтобы развить ощутимыми темпами атомную энергетику с реакторами на быстрых нейтронах?
3. Какими темпами удастся вводить АЭС с реакторами на быстрых нейтронах?
4. И можно ли обеспечить необходимый рост атомной энергетики в стране с АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с перспективой полной замены ими станций на традиционном углеводородном топливе в этом столетии?

Для получения ответов на поставленные вопросы нами были выполнены оценочные расчёты.

Целью настоящей работы является:

При заданном графике роста производства электроэнергии и долевого участия в нём атомной энергетики *оценить темпы роста мощностей реакторов на быстрых нейтронах* (до 2030, до 2050 г. и далее) *за счёт наработки Pu-239 из U-238 в реакторах вначале на тепловых, затем на быстрых нейтронах.*

Для достижения поставленной цели необходимо будет знать значения:

Коэффициента конверсии ядерного горючего U-235 в Pu-239 в реакторах на тепловых нейтронах и *коэффициента воспроизводства* ядерного горючего Pu-239 в реакторах на быстрых нейтронах, желательно для реакторов АЭС, которые будут строиться в Казахстане.

Поскольку не возможно предсказать какие энергетические реакторы АЭС будут строиться в Казахстане, мы провели нейтронно-физические расчёты ряда наилучших современных проектов энергетических реакторов на тепловых нейтронах с водой под давлением типа PWR разного диапазона мощностей, относящиеся к Поколению III и III+ [4,5]. В расчётах была использована компьютерная программа MCU_RFFI, разработанная в РНЦ Курчатовский институт, которая позволяет проводить трёхмерные расчёты ядерных реакторов методом Монте-Карло.

Поскольку использованная программа не позволяла получить в выходном файле данные по наработке плутония в тепловых и быстрых реакторах, а также по коэффициенту конверсии ядерного горючего U-235 в Pu-239 в тепловых реакторах и коэффициенту воспроизводства ядерного горючего Pu-239 в быстрых реакторах, нами были получены расчётные выражения для расчёта указанных характеристик реакторов при использовании результатов, полученных в расчётах с использованием Программы MCU_RFFI. Эти выражения приведены ниже.

Кол-во наработанного плутония с учётом его выгорания (кол-во ядер/см^3):

$$R(^{239}Pu) = \frac{\sum_{n=1}^{10} \Phi_n N_n (^{238}U)\, \sigma_n \left[^{238}U(n\gamma) \nabla E_n \right]}{\sum_{n=1}^{10} \nabla E_n} T \left\{ 1 - \frac{\sum_{n=1}^{10} \Phi_n \sigma_n \left[^{239}Pu(n,\alpha) \right] \nabla E_n}{\sum_{n=1}^{10} \nabla E_n} \right\}$$

Коэффициент конверсии ядер горючего ^{235}U в ^{239}Pu в тепловом реакторе:

$$K_K\,(с\ выг)=\frac{R\,(^{239}Pu)\,(наработанный)}{R(^{235}U)\,(сгоревший)}=$$

$$\left\{\frac{\sum_{n=1}^{10}\Phi_n N_n(^{238}U)\sigma_n\left[^{238}U(n,\gamma\right]\nabla E_n}{\sum_{n=1}^{10}\nabla E_n}T\left[1-\frac{\sum_{n=1}^{10}\Phi_n\,\sigma_n\left[^{239}Pu(n,\alpha)\right]\nabla E_n}{\sum_{n=1}^{10}\nabla E_n}T\right]\right\}:$$

$$:\frac{\sum_{n=1}^{10}\Phi_n\,N_n(^{235}U)\sigma_n\left[^{235}U(n,f)\right]\nabla E_n}{\sum_{n=1}^{10}\nabla E_n}T=K_K\,(начальн.)\left[1-\frac{\sum_{n=1}^{10}\Phi_n\sigma_n\left[^{239}Pu(n,\alpha)\nabla E_n\right]}{\sum_{n=1}^{10}\nabla E_n}T\right]$$

Коэффициент воспроизводства ядерного горючего ^{239}Pu в быстром реакторе:

$$KB\ \ (с\ выг)=\frac{R\,(^{239}Pu)\,(наработанный)}{R(^{239}Pu)\,(сгоревший)}=$$

$$\left\{\frac{\sum_{n=1}^{10}\Phi_n N_n(^{238}U)\sigma_n\left[^{238}U(n,\gamma\right]\nabla E_n}{\sum_{n=1}^{10}\nabla E_n}T\left[1-\frac{\sum_{n=1}^{10}\Phi_n\,\sigma_n\left[^{239}Pu(n,\alpha)\right]\nabla E_n}{\sum_{n=1}^{10}\nabla E_n}T\right]\right\}:$$

$$:\frac{\sum_{n=1}^{10}\Phi_n\,N_n(^{239}Pu)\sigma_n\left[^{239}Pu(n,f)\right]\nabla E_n}{\sum_{n=1}^{10}\nabla E_n}T=KB\ (начальн.)\left[1-\frac{\sum_{n=1}^{10}\Phi_n\sigma_n\left[^{239}Pu(n,\alpha)\nabla E_n\right]}{\sum_{n=1}^{10}\nabla E_n}T\right]$$

С использование выше полученных выражений по наработке Pu-239 и коэффициентов конверсии U-235 в Pu-239 в реакторах на тепловых нейтронах были построены графики зависимостей выше названных характеристик реакторов от времени работы реактора, представленные на рисунках 1 и 2. Аналогичные выражения можно получить по наработке Pu-239 и воспроизводству ядерного горючего Pu-239 в реакторах на быстрых нейтронах.

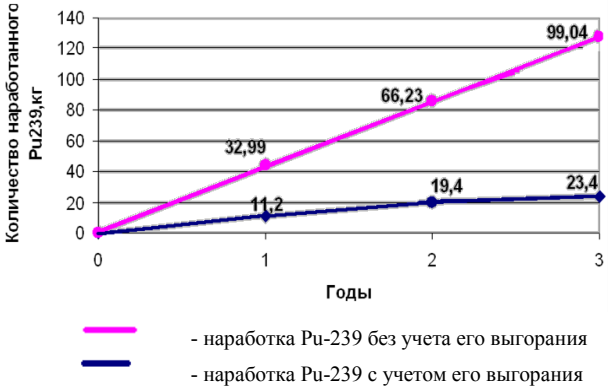


Рисунок 1. График наработки плутония в реакторе на тепловых нейтронах АР-1000 от времени работы реактора

На рисунке 1 верхняя прямая линия приведена для случая, когда не учитывается выгорание нарабатываемого плутония в процессе работы реактора. Нижняя кривая приведена для случая, когда учитывается выгорание нарабатываемого плутония в процессе работы реактора. Разница между ними есть сгорание нарабатываемого плутония. Как видно, эта кривая имеет насыщение при облучении до 3 лет. Это означает, что больше трёх лет нет смысла нарабатывать плутоний, поскольку количество нарабатываемого плутония при дальнейшей работе реактора не увеличивается (количество производимого и сгораемого плутония уравниваются).

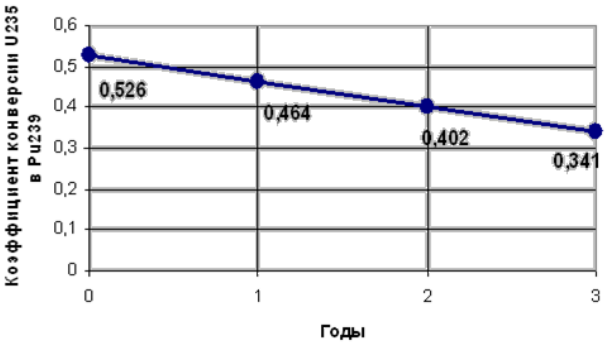


Рисунок 2. Зависимость коэффициента конверсии U-235 в Pu-239 для реактора на тепловых нейтронах АР-1000 от времени работы реактора

Из рисунка 2 видно, что со временем облучения коэффициент конверсии U-235 в Pu-239 для реактора на тепловых нейтронах АР-1000 уменьшается. Это связано с увеличением выгорания наработанного Pu-239 в

процессе работы реактора. В диапазоне 2-3 лет работы реактора АР-1000 значение коэффициента конверсии для этого реактора будет в диапазоне 0,34 – 0,40.

Полученные графики зависимостей наработки плутония и коэффициента воспроизводства ядерного горючего в реакторе на быстрых нейтронах БН-800 и БН-1800 в процессе работы реактора, по характеру аналогичные графикам на рисунках 1 и 2.

Ниже в таблице 1 приведены подвергнутые расчёту проекты реакторов на тепловых нейтронах и полученные в результате расчётов для этих реакторов значения коэффициентов конверсии U-235 в Pu-239. В таблице 2 приведены значения коэффициентов воспроизводства ядерного горючего Pu-239 для реакторов на быстрых нейтронах БН-800 и БН-1800. В обоих случаях значения коэффициентов конверсии и коэффициентов воспроизводства приведены как для случая, когда не учитывается выгорание наработанного плутония (начальная стадия цепной реакции), так и для случая, когда учитывается выгорание наработанного плутония на 3-ий год.

Таблица 1. Коэффициенты конверсии (КК) 235U в 239Pu для тепловых реакторов [значение КК (с выгор.) даётся для 2-х лет работы реактора]

№№	Реактор	Коэффициент конверсии КК (Без учёта выгорания)	Коэффициент конверсии КК (с выгоран. наработ. Pu)
1	AP-1000	0,526	0,341
2	AP-600	0,503	0,290
3	EPR	0,596	0,375
4	APWR	0,498	0,345
5	IRIS	0,596	0.220
6	SMART	0,558	0,180
7	ВВЭР1000	0,553	0,332
Среднее значение			0,300

Таблица 2. Коэффициенты воспроизводства (КВ) ядерного горючего Pu-239 для быстрых реакторов

Коэффициента воспроизводства (КВ)	Российский БН-800	Российский БН-1800
КВ в начале компании, *без учета выгорания плутония* - КВ (начальный)	1,31	1.359
КВ на конец компании 3 года *с учётом выгорания плутония* - Кв (с учётом выгоран.)	1,20	1,235

В результате дальнейших оценочных расчётов нам необходимо было определить:

1. Количество наработанного Pu-239 из U-238 в тепловых реакторах до 2030 г., до 2050 г. и далее.
2. Темпы ввода в эксплуатацию быстрых реакторов в Казахстане до 2030 г., до 2050 г. и далее.

Для того, чтобы мы могли оценить темпы наработки плутония вначале в АЭС с тепловыми, затем с быстрыми реакторами, мы должны были задаться графиками роста суммарных установленных мощностей электростанций всех типов (ТЭС, ГЭС, АЭС), а также роста суммарной мощности только АЭС.

В таблице 3 представлены данные этих графиков для 2010 г. и 2030 г. Данные по росту установленной мощности всех станций до 2030 года взяты из Мастер-Плана КЕГОК**:** рост *46%* за период с 2010 г. по 2030 г., то есть примерно в полтора раза. Рост установленной мощности всех станций за период с 2030 г. по 2050 г. принят 55%, то есть также примерно в полтора раза. Рассмотрение умеренного роста мощностей АЭС является весьма целесообразным в нашем случае, так как такой рост создаёт более жёсткие условия для количественной наработки плутония и ввода АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Более быстрый рост установленных мощностей (например не в полтора, а в два раза, что более реально) ускорит наработку плутония и облегчит задачу быстрого ввода АЭС с реакторами на быстрых нейтронах в эксплуатацию.

Доля суммарной установленной мощности АЭС в 2030 году принята равной 20% от суммарной установленной мощности всех станций, а в 2050 году – 40%.

Для определения временной зависимости вводимых мощностей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах *необходимо знать, кроме времени наработки плутония* в тепловых реакторах, также *продолжительность их внешнего топливного цикла.*

Под внешним топливным циклом понимаются все этапы замкнутого ядерного топливного цикла за исключением этапа, связанного с работой АЭС. То есть этапы переработки отработанного ядерного топлива АЭС, выделения делящихся материалов и их дальнейшая рециркуляция, изготовление смешанного МОХ-топлива, тепловыделяющих сборок для быстрых реакторов, их поставка на АЭС.

Таблица 3. Умеренный рост установленных мощностей до 2030 и до 2050 г.

Тип станций	Установленная мощность в 2010 г.	Установленная мощность в 2030 г. *(мастер – плана KEGOC)*	Установленная мощность в 2050 г.
Все типы электростанции	18500 МВт(э)	27000 МВт(э) [рост на 8500 МВт(э) – на 46%]	42000 МВт(э) [рост на 15500 МВт(э)- на 55%]
АЭС	–	5400 МВт(э) [20% от мощности всех станций]	16800 МВт(э) [40% от мощности всех станций]

Принятая в России продолжительность внешнего топливного цикла для отработанных ТВС одной загрузки реактора составляет 3-года [2-4]. Для Казахстана, при пользовании услугами Международного ядерного центра в России, можно принять продолжительность внешнего топливного цикла равной также 3-ём годам.

Поскольку задача определения темпов ввода АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, активная зона которых загружается плутонием, наработанным вначале в реакторах на тепловых, а затем на быстрых нейтронах, является задачей зависящей от большого количества факторов, то есть многопараметровой и в принципе трудно решаемой, мы решили несколько упростить задачу. Для этого мы ввели ряд допущений, исключающих ряд трудно определяемых зависимостей.

При проведении оценочных расчётов были приняты следующие допущения:

a. *Отсутствие ограничений по инвестициям (по сумме и времени) строящихся АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами*. То есть денежные кредиты и инвестиции всегда имеются в любое время и в любом количестве.
b. Предприятия внешнего топливного цикла в Международном ядерном центре России должны бесперебойно обеспечить переработку любых количественных поступлений отработанных ТВС с АЭС Казахстана и *изготовление и поставку ТВС со смешанным U-Pu МОХ-топливом для быстрых реакторов в одни и те же установленные временные диапазоны*.
c. АЭС с реакторами на быстрых нейтронах строятся одновременно с наработкой плутония и прохождением отработанным топливом внешнего топливного цикла, так чтобы *к моменту завершения изготовления необходимого количества ТВС со смешанным МОХ-топливом должна быть построена АЭС с быстрым реактором и готова к загрузке топливом*.

Все расчётные оценки выполнялись в соответствии со сделанными выше допущениями.

Так как неизвестно какие реакторы будут строиться в Казахстане, для применения в расчётных оценках было *использовано усреднённое значение коэффициента конверсии (КК) U-235 в Pu-239* по всем рассчитанным тепловым реакторам, равное *КК ≈ 0,30 (таблица 1)*.

Согласно литературным источникам [4] для загрузки активной зоны быстрого реактора *и заполнения внешнего топливного цикла* на АЭС мощностью 1 ГВт(э) *необходимо 8,5 тонн плутония*, выделенного из отработанного ядерного топлива (ОЯТ) тепловых реакторов. Эти данные были использованы в дальнейшем в расчётах.

В представленной ниже таблице 4 приведены расчётные оценки по наработке Pu-239 в тепловых реакторах АЭС и мощностей вводимых с использованием этого наработанного Pu-239 в эксплуатацию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах в периоды 2015 г. – 2030 г.; 2030 г.-2050 г;.2050-2065 г.

В данной таблице вначале по известной выработке электроэнергии на АЭС с 2015 г по 2030г, с 2030 г. по 2050 г. и с 2050 г. по 2065 г мы определили сгорание U – 235 за эти временные периоды.

Затем, используя принятый усреднённый по всем рассмотренным энергетическим реакторам на тепловых нейтронах коэффициент конверсии - КК = 0,30 (таблица 1) мы получили для каждого вышеуказанного временного диапазона значения наработанного количества Pu – 239 в тепловых реакторах. Далее, используя данные необходимого количества плутония для загрузки активной зоны быстрого реактора и заполнения внешнего топливного цикла - 8,5 т, и количество наработанного плутония в указанные в таблице 4 временные диапазоны, мы определили мощности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, которые можно будет ввести в эксплуатацию, используя наработанный в тепловых реакторах плутоний.

Таблица 4. Наработка Pu-239 на АЭС с тепловыми реакторами, мощности вводимых АЭС с быстрыми реакторами

Показатели	**2015г–2030г**	**2030г–2050г**	**2050г-2065г**
Выработка электроэнергии АЭС.	40500 МВт(э).лет	222000 МВт(э).лет	146085 МВт(э).лет
Сгорание изотопа *U-235*	42,7 т	234 т	148,1т
Будет наработано *Pu-239 (при КК- 0,30)*	12,8 т	70,2 т	44,43 т
Мощности вводимых АЭС с быстрыми реакторами за счёт Pu, наработанного в тепловых реакторах	**в 2035 г** 1500 МВт(э) [при расходе на АЭС 1ГВт(э) с БР - 8,5 тонн Pu]	**в 2055 г.** 4772 МВт(э).	**в 2065 г.** 5227 МВт(э).

С 2030 года по 2050 год наработка плутония будет осуществляться, как реакторами на тепловых нейтронах, так и на быстрых нейтронах.

Для реакторов на быстрых нейтронах вводится понятие - время удвоения ядерного горючего – время, когда нарабатывается удвоенное количество ядерного горючего Pu-239 с учётом прохождением внешнего топливного цикла.

Для быстрых реакторов с КВ = 1,2-1,3 время удвоения ядерного горючего, согласно данным работы [3], можно принять, равным 14−16 лет.

Были выполнены расчётные оценки вводимых суммарных мощностей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах до 2030 за счёт плутония наработанного в реакторах на тепловых нейтронах, а до 2050

г.и 2065 г за счёт плутония, наработанного как в реакторах на тепловых, так и быстрых нейтронах.

a. Мощности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах к 2035г будут 1500 МВт(э) (таблица 4).
b. Мощности АЭС с реакторами на быстрых нейтронах к 2055г будут следующими:

- К 2055 г. мощность построенных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах за счёт Pu, наработанного тепловыми реакторами в период с 2030 по 2050 г, будет равна 4772 МВт(э) (таблица 4).
- Мощность созданных в 2035 г АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, равная в сумме 1500 МВт(э), к 2055г. (за ~15лет) удвоится за счёт расширенного воспроизводства ядерного горючего и станет равной – 3000 МВт(э).
- В итоге, суммарная мощность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах к 2055 г. будет равна 7772 МВт(э).

c. Мощности АЭС с. реакторами на быстрых нейтронах к 2065г будут следующими:

- К 2065 г. мощность построенных АЭС с реакторами на быстрых нейтронах за счёт Pu, наработанного тепловыми реакторами в период с 2050 по 2065 г, будет равна 5227 МВт(э).
- Мощность созданных в 2050 г АЭС с реакторами на быстрых нейтронах, равная в сумме 7772 МВт(э), к 2065г. (за 15л) удвоится за счёт расширенного воспроизводства ядерного горючего и станет равной – 15544 МВт(э).
- В итоге суммарная мощность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах будет к 2065 г. равна 20771 МВт(э).

В таблице 5 приведены установленные мощности АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в 2030, 2050 и 2065 годах.

Таблица 5. Мощности АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами в 2030, 2050 и 2065гг.

Тип станций	Установленная мощность в 2010 г.	Установленная мощность в 2030 г.	Установленная мощность в 2050 г.	Установленная мощность в 2060 г.
Все электро- станции, МВт(э)	18500	27000	42000	54000
Все АЭС. МВт(э)	–	5400	16800	25994
АЭС с тепловыми реакторами, МВт(э)	–	5400	9028	10450
АЭС с быстрыми реакторами, МВт(э)	–	**в 2035 г.** 1500	**в 2055 г.** 7772	**в 2065 г.** 20771

Нами принято, что наработка плутония в тепловых реакторах и его использование для первоначальной загрузки активных зон быстрых реакторов осуществляется только до 2065 года.

Принимается, что после 2065 г. реакторы на быстрых нейтронах переходят на полное самообеспечение плутонием за счёт его расширенного воспроизводства только в быстрых реакторах. При этом время удвоения ядерного горючего с загрузкой новой активной зоны и заполнением с внешнего топливного цикла составляет 14-16 лет, в среднем 15 лет.

С учётом выше принятых допущений мощность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах равная в 2065 г. 20771 МВт(э), к 2080 г. (15 лет) эта мощность может удвоиться и стать 41542 МВт(э), а к 2095 г. – учетвериться и стать 83084 МВт(э), а к 2100 г.(за 5лет) – стать 110778 МВт(э), без участия тепловых реакторов в наработке плутония.

На рисунке 3 показан график роста мощностей**:** всех электростанций (ТЭС, ГЭС и АЭС вместе) - синим цветом; всех АЭС - зелёным цветом; АЭС с реакторами на тепловых нейтронах - жёлтым цветом; АЭС с реакторами на быстрых нейтронах - красным цветом и АЭС с реакторами на тепловых нейтронах после перевода их на $^{233}U – ^{232}Th – ^{233}U$ цикл воспроизводства ядерного горючего - фиолетовым цветом.

Очевидно, что рост мощностей всех электростанций и АЭС можно приближённо прогнозировать до 2050г. С 2050 года по 2100 год график роста мощностей для АЭС с реакторами на быстрых нейтронах задаётся временем удвоения ядерного горючего с прохождением внешнего топливного цикла, который составляет 14-16 лет, в среднем ~ 15 лет [3]. Рост же мощностей всех электростанций, а также АЭС с тепловыми реакторами с 2050 по 2065 г. получен прямолинейной экстраполяцией роста этих же мощностей в предыдущем временном диапазоне. То есть после 2050 года задаются те же умеренные темпы роста мощностей всех электростанций и АЭС с тепловыми реакторами, что и в предыдущем временном диапазоне – в ~1,5 раза в течение 20 лет.

Как видно из графика на рисунке 3, суммарная мощность АЭС с реакторами на быстрых нейтронах к 2100 г. может составить с учётом принятых допущений более ~110000 МВт(э).

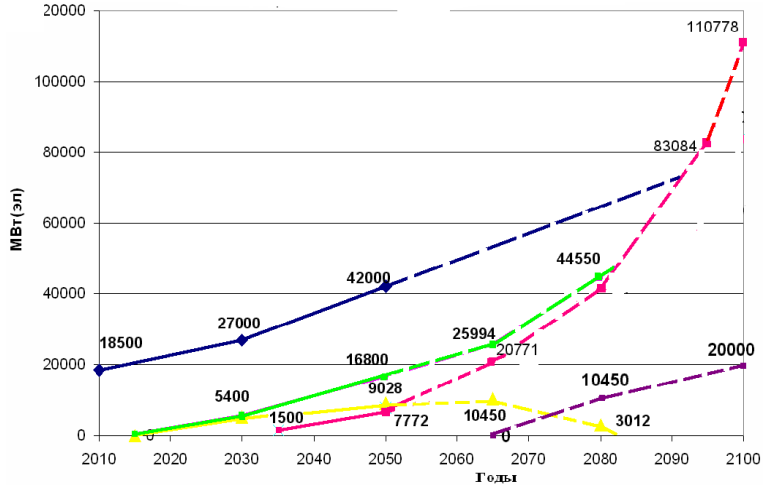


Рисунок 3. График роста установленных мощностей электростанций разных типов

Оценить, хотя бы примерно, какую погрешность при проведении оценочных расчётов могли внести принятые допущения, не возможно. Но пределы, которые эти погрешности не могут превысить, из общих соображений можно предсказать. По нашему мнению, поправки на погрешности, внесённые принятыми допущениями, касаются, главным образом, первого допущения, связанного с «*Отсутствием ограничений по инвестициям (по сумме и времени) строящихся АЭС*». Третье допущение о сроках завершения строительства АЭС через финансирование также связано с первым допущением, а второе допущение вполне реализуемо, если учесть, что суммарная установленная мощность и вырабатываемая энергия на всех АЭС России будут в десять раз больше, чем будут эти показатели в Казахстане. Таким образом, поправки могут сдвинуть график мощностей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах не более чем на 10-15 лет правее. Даже при условии сдвига графика мощностей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах на 10-15 лет правее, достигнутые мощности к 2100 году будут оставаться достаточно высокими (60000-70000) МВт(э).

О возможности реализации избыточной мощности, создаваемой атомными электростанциями с реакторами на быстрых нейтронах во второй половине XXI века, через экспорт электроэнергии в соседние страны можно сказать следующее.

Максимальное энергопотребление в Афганистане, Пакистане и Иране [6]. приходится на летнее время. Казахстан может обеспечить покрытие дефицита электроэнергии в этих странах, достроив недостающие участки высоковольтных линий, а также используя высоковольтные линии электропередач среднеазиатских стран.

По оценкам спрос Афганистана будет расти со среднегодовой скоростью ~10%, увеличившись с 911,4 ГВтч в 2002 году до 5208 ГВт·ч в 2020-м. Афганистан как транзитная страна может транспортировать электроэнергию в Пакистан.

Спрос на электроэнергию в Китае значительно возрос: из-за сложностей с объединением энергосистем, 19 провинций из 31 в настоящее время испытывают серьезные перебои в поставках электроэнергии, что негативно влияет на промышленное производство. Принимая во внимание прогнозы роста ВВП и относительно низкий в настоящий момент уровень потребления электроэнергии в год на душу населения (1062 кВтч), в долгосрочной перспективе (к 2020 году) прогнозируется устойчивый рост потребления электроэнергии (4,5% в год).

Иран также является потенциальным рынком для экспорта электроэнергии. Годовой рост потребления электроэнергии в период с 1990 по 2000 годы составил 7,7%. По последним оценкам, ежегодный дефицит электроэнергии в иранской энергетической системе составил 6 млрд кВтч, причем большая часть перебоев с электроэнергией пришлась на летнее время. Иран всерьез рассматривает возможность импорта электроэнергии из Центральной Азии. Пакистан предполагает увеличить импорт электроэнергии и рассматривает возможности такого импорта из Центральной Азии через Афганистан.

Одна из самых больших в мире, российская энергетическая система представляет собой рынок с огромным потенциалом для импорта электроэнергии.

В итоге можно прийти *к следующим выводам*:

1. Принятые допущения, при заданных нами ростах мощностей электростанций всех типов, а также мощностей АЭС, позволили приближенно

оценить темпы наработки плутония в реакторах на тепловых нейтронах, его расширенное воспроизводство в реакторах быстрых нейтронах. И далее, позволили произвести оценку темпов ввода в эксплуатацию реакторов на быстрых нейтронах в XXI веке в Казахстане.

2. Показана принципиальная возможность того, что в принятых условиях рост мощностей АЭС с реакторами на быстрых нейтронах за счёт расширенного воспроизводства ядерного горючего может обеспечить к концу столетия полную замену ТЭС на АЭС с реакторами на быстрых нейтронах при полном обеспечении потребности страны в электроэнергии.

3. Более того, АЭС с реакторами на быстрых нейтронах могут создать резервы мощности для экспорта электроэнергии в соседние страны (Китай, Россия, Афганистан, Пакистан). Это позволит заменить продажу природного урана продажей более высококачественной, наукоёмкой продукции – электроэнергии.

4. Отметим, что при оценочных расчётах принят весьма умеренный рост электро-генерирующих мощностей: на 46 % в 2030 г. по сравнению с 2010 г. (данные Мастер-Плана КЕГОК) и на 55% в 2050 г. по сравнению с 2030 г. Такой умеренный рост создаёт более жёсткие условия для количественной наработки плутония и ввода АЭС с реакторами на быстрых нейтронах. Рассмотрение более высоких темпов роста мощностей всех станций (например, вдвое к 2030 г. по сравнению с 2010 г), и, соответственно, вдвое рост мощностей АЭС, позволит увеличить количественную наработку плутония и облегчит выполнение задачи более быстрого ввода АЭС с реакторами на быстрых нейтронах в эксплуатацию. То есть желаемая цель – развить большую атомную энергетику с реакторами на быстрых нейтронах, - достигается легче.

ЛИТЕРАТУРА

1. Кадыржанов, К.К. К вопросу тактики и стратегии развития ядерного топливного цикла в республике Казахстан / К.К. Кадыржанов, Г.А. Батырбеков, У.М. Маханов // Вестник НЯЦ РК. – 2008. - №4.
2. Решетников, Ф.Г. Некоторые аспекты проблемы утилизации избыточного оружейного плутония в России / Ф.Г. Решетников // Вестник Российской Академии Наук. – 2000. – Т. 70, №2. - С. 117-128.
3. Пономарев-Степной, Н.Н. Выбор мощности быстрого реактора для ядерной энергетики / Н.Н. Пономарев-Степной, В.Ф. Цибульский // Атомная энергия. – 2007. – Т. 103, вып. 2.
4. Гагаринский, А.Ю. Топливо для «большой» атомной энергетики. Расширенное воспроизводство решит проблему бридеров. / А.Ю. Гагаринский, Н.Н. Пономарев-Степной, В.Ф. Цибульский // 2007-03-13.
5. Велихов, Е.П. Состояние исследований и перспективы термоядерной энергетики / Е.П. Велихов, В.П. Смирнов // Научная сессия общего собрания РАН. Вестник РАН. – 2006 – Т. 76, №5.
6. Батырбеков, Г.А. Системный сопоставительный анализ проектов современных атомных электростанций с реакторами типа PWR и ВВЭР и ядерных топливных циклов разных стран / Г.А. Батырбеков, У.М. Маханов // ИЯФ НЯЦ РК. – Препринтное издание книги, №32. – 2006. - 469 с.
7. Системный сопоставительный анализ проектов современных энергетических реакторов с кипящей водой / Г.А. Батырбеков [и др.] // ИЯФ НЯЦ РК. – Препринтное издание книги, №31. - 2006. - 228 с.

ҚАЗАҚСТАНДАҒЫ АТОМДЫҚ ЭНЕРГЕТИКАНЫҢ РЕАКТОРЛЫҚ БАҒДАРЛАМА НЕГІЗІНДЕ ДАМУЫ

[1)]Батырбеков Г.А., [1)]Кадыржанов К.К., [2)]Маханов У.М., [2)]Гучева О.А., [2)]Жанабатырова Д., [2)]Акимбаева Д.М.

[1)]Қазақстан Республикасының Ұлттық Ядролық Орталығы, Курчатов
[2)]ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

Қазақстанда атом энергетикасының дамуына жылдам нейтронды реакторлар негізінде бағалау есептеулері жүргізілді. Барлық электростанциялардың бекітілген қуатының өсу графигі бойынша, соның ішінде АЭС қуатының өсуі бойынша XXI ғасырда U-238 нароботкасы Pu-239 есебінен алғашында жылулық, содан соң жылдам нейтронды реакторларда бағалау есептеулері жүргізілді. Жылдам нейтронды реакторлы АЭС қуатының өсуі жүзжылдықтың соңына еліміздің электроэнергияға деген қажеттілігін толық қамтамасыз ету үшін жылу электр станцияларының (ТЭС) АЭС-на толық ауысуын қамтамасыз етеді. Сонымен қатар, жылдам нейтронды реакторлы АЭС көрші елдерге (Қытай, Россия, Афганистан, Пакистан) экспорт үшін электроэнергияның үлкен қуаттағы қоры бола алады. Бұл табиғи уранның сатылуын жоғарысапалы өнім – электроэнергияның сатылуымен ауыстыруға мүмкіндік береді.

TO JUSTIFICATION OF REACTOR STRATEGY OF NUCLEAR POWER ENGINEERING DEVELOPMENT IN KAZAKHSTAN

[1)]G.A. Batyrbekov, [1)]K.K. Kadyrzhanov, [2)]U.M. Mahanov, [2)]O.A. Gucheva, [2)]D. Zhanabatyrova, [2)]D.M. Akimbaeva

[1)]National nuclear center of Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan
[2)]Institute of Nuclear Physics of NNC RK, Almaty, Kazakhstan

Estimate calculations were carried out to justify the possibility of high nuclear power engineering development with fast neutron reactors in Kazakhstan. Estimate calculations on power rise of fast neutron reactor were carried out in XXI century due to Pu-239 production from U-238 at initially thermal and then fast neutron reactors according set diagram of set power rise of all power plants including NPP power rise. It was shown that NPP power rise with fast neutron reactors will provide complete TPP replacement for NPP during the full supply of country electric energy needs by the end of the century. Moreover, NPP with fast neutron reactors can make power reserves for electric energy export to neighboring countries (China, Russia, Afghanistan, and Pakistan). It will enable to replace natural uranium sale with sale of more high quality and high-technology product – electric energy.

УДК 621.039.5

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННОГО ПОЛОЖЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ КАНАЛЕ РЕАКТОРА ИГР

[1)]Вурим А.Д., [1)]Витюк В.А., [2)]Жотабаев Ж.Р.

[1)]Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан
[2)]Национальный ядерный центр РК, Курчатов, Казахстан

Статья посвящена описанию методики определения пространственного положения экспериментальных устройств в центральном экспериментальном канале реактора ИГР. Приведено описание алгоритма обработки токов детекторов нейтронов (малогабаритных камер деления), позволяющего определить положение поглотителя относительно конкретного детектора в реакторных экспериментах. Определена аналитическая зависимость для погрешности измерения положения.

ВВЕДЕНИЕ

Актуальной задачей при проведении испытаний с плавлением реакторного топлива (твэлов, модельных ТВС) на исследовательских реакторах является определение количественных параметров перемещения (например, скорости, текущего положения и пр.) исследуемого топлива или его расплава. Наиболее известным и распространенным способом ее решения является применение годоскопа [1-4], однако многие испытательные стенды, в том числе реактор ИГР [5], не оснащены подобным устройством. В этой связи рассматривается возможность косвенного определения параметров перемещения на основе анализа изменения величины и распределения плотности потока тепловых нейтронов в ЦЭК реактора ИГР в зависимости от положения исследуемого топлива.

В основе предлагаемой методики лежит допущение, что локальные значения потока тепловых нейтронов в различных точках по объему ЦЭК зависят не только от состояния реактора и его систем, но и от поглощения нейтронов материалами и, в первую очередь, топливом установленных в ЦЭК облучательных устройств. Это допущение было проверено в сериях экспериментов, выполненных в обоснование методики. В реакторных исследованиях осуществлялось перемещение блоков, поглощающих нейтроны, по высоте ЦЭК с одновременным измерением плотности потока тепловых нейтронов в водяном баке реактора и в ЦЭК. Для измерения плотности потока тепловых нейтронов в ЦЭК использовались камеры деления типа КтВ [6], установленные в четырех точках по высоте активной зоны реактора. Анализ результатов экспериментов показал, что реакция каждой камеры деления на присутствие поглощающего блока может быть описана нелинейной функцией от расстояния между ним и конкретной камерой, что было подтверждено в ходе обработки экспериментальных данных по аксиальному распределению потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК, полученных с использованием активационных детекторов. Этот вывод позволил приступить к разработке методики решения обратной задачи определения положения поглощающего блока по результатам измерения плотности потока тепловых нейтронов.

Разработка методики определения положения и перемещения топлива в экспериментальных устройствах является актуальной задачей для исследовательских реакторов, не оснащенных специализированными встроенными системами измерения этих параметров и используемых для проведения экспериментов в обоснование безопасности реакторов в условиях развития тяжелых аварий с разрушением и плавлением топлива.

В настоящей работе описана методика определения положения поглощающих блоков, предлагаемая для случая их перемещения по вертикальной оси ЦЭК реактора ИГР, в предположении, что в процессе перемещения масса и геометрические характеристики поглощающих блоков не изменяются. Получено аналитическое выражение для погрешности определения расстояния от камеры деления до поглощающего блока. На примере результатов экспериментов, выполненных в обоснование методики, показан алгоритм ее применения для определения положения поглощающего блока в зависимости от показаний малогабаритных камер деления, установленных в ЦЭК.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ФУНКЦИИ ВЛИЯНИЯ ПОГЛОЩАЮЩЕГО БЛОКА НА ПОТОК НЕЙТРОНОВ (ТОК КАМЕР КТВ)

Функцию влияния поглощающего блока на поток нейтронов (ток выбранной камеры КтВ) будем определять в виде:

$$f(z)=\frac{\frac{I^1_{KtV}}{I^1_{ID}}(T,z_1)}{\frac{I^0_{KtV}}{I^0_{ID}}(T,z_0)}, \qquad (1)$$

где $I_{KtV}{}^0$, $I_{ID}{}^0$ - средние значения токов камеры КтВ и ионизационной камеры в начальной фазе эксперимента, когда отсутствует перемещение поглощающего блока; $I_{KtV}{}^1$, $I_{ID}{}^1$ - текущие значения токов камер КтВ и ионизационных камер для фазы эксперимента, когда происходит перемещение поглощаю-

щего блока; *f(z)* - расчетные значения функции влияния для различного положения *z* поглощающего блока относительно выбранной камеры КтВ.

ВЫБОР ВИДА АППРОКСИМИРУЮЩЕЙ ЗАВИСИМОСТИ ДЛЯ ФУНКЦИИ F(Z)

Для того чтобы описать набор экспериментальных значений *f(z)* непрерывной функцией с наилучшим приближением, необходимо выбрать тип аппроксимирующей зависимости.

Очевидно, что искомая функция будет того же типа, который имеет функция распределения потока нейтронов около поглощающего блока того вида, который использовался в эксперименте.

Все поглощающие блоки, которые применялись в экспериментах, имели цилиндрическую форму различной протяженности. Приближенно можно представить цилиндр конечной длины как совокупность трех тел - средней цилиндрической части, ограниченной по концам двумя шарами.

Поместим такой поглощающий блок в пространственную область, в которой без поглощающего блока существует однородное поле тепловых нейтронов. Определим вид зависимости плотности тепловых нейтронов от расстояния до блока (в приближении, что невозмущенная плотность нейтронов равна 1). Основываясь на выбранном геометрическом представлении конечного цилиндра, приближенно функция плотности нейтронов в окрестностях блока может быть представлена как суперпозиция соответствующих функций для шара и для бесконечного цилиндра. Решениями для уравнения диффузии для тепловых нейтронов, которые спадают на бесконечности, являются [7]:
для шара

$$\frac{1}{r}e^{-\frac{r}{L}},$$

где *r*- расстояние от центра сферического блока, *L*-длина диффузии;
для цилиндра

$$K_0(\frac{r}{L})$$

где *r* - расстояние от оси цилиндрического блока, K_0 -функция Ханкеля от мнимого аргумента.

Для поглощающих блоков в виде шара величина потока нейтронов описывается в виде:

$$N(r) = 1 - C\frac{L}{r}e^{-\frac{r}{L}}.$$

Учитывая, что в эксперименте поглощающий блок помещен в воздух, справедливым является неравенство *r/L*<<1. В этом случае функция плотности нейтронов может быть представлена выражением

$$N(r) = 1 - C\frac{L}{r}; \qquad (2)$$

Для цилиндра решением является:

$$N(r) = 1 - CK_0(\frac{r}{L}),$$

которое при *r/L* <<1 упрощается до выражения

$$N(r) = 1 - C\ln\frac{1.12L}{r}. \qquad (3)$$

Необходимо отметить, что если блок сильно поглощает нейтроны, то выражения (2) и (3) справедливы только начиная с расстояний порядка одной длины пробега рассеяния от поверхности блока [7].

Если воспользоваться тем же подходом, который был применен при определении функции *f(z)*, то для определения величины, которая показывает во сколько раз будет изменяться ток детектора при перемещении мимо него поглощающего тела в виде цилиндра или в виде шара, следует текущие значения плотности потока нейтронов, которые определяются по выражениям (2) и (3), разделить на значение невозмущенного потока, который равен 1. При этом будут получены выражения, которые дают представление об ожидаемом виде функции *f(z)* для цилиндрического поглотителя. Очевидно, что функция *f(z)* в средней области поглощающего блока будет иметь вид

$$(1 - C\ln\frac{1.12L}{r})$$

и в области торцев цилиндра вид

$$(1 - C\frac{L}{r}),$$

при этом связь между координатами «*z*» и «*r*» можно установить, используя схему взаимного положения детектора и поглощающего блока (рисунок 1):

$$r^2 = R^2 + z^2.$$

Эти рассуждения относятся к концевым частям цилиндра, которые представлены в виде шаров. Для средней части поглощающего блока (который мы представляем как фрагмент бесконечного цилиндра) координата $z = 0$ и $r = R$.

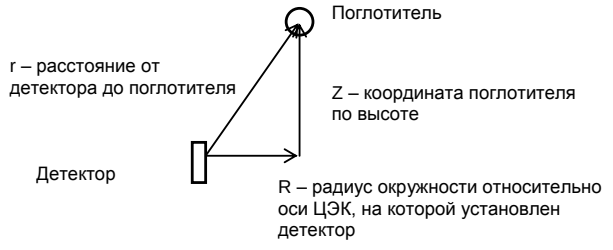


Рисунок 1. Схема системы координат

При обработке результатов анализу подлежат текущие (в зависимости от времени) значения токов камер КтВ и ионизационных камер, интегральные значения активности активационных детекторов, текущие значения координат поглощающих блоков.

Задача обработки экспериментальных данных сводится к исследованию математической связи пар переменных, одной из которых является значение

тока или интегральной активности, а второй - значение координаты поглощающего блока.

Для средней части цилиндрического поглощающего блока, которая действует на поток нейтронов также, как бесконечный цилиндр, значение функции *f(z)* будет постоянным в точке, которая выбрана для установки детектора нейтронного потока, а для торцев цилиндрического блока, которые действуют на поток нейтронов также как шар, функция будет иметь вид

$$f \sim (1 - C\frac{L}{r}).$$

Приведенная функция является нелинейной, поэтому для упрощения процедуры проведения аппроксимации необходимо привести ее к линейному виду, выполнив замену аргумента *1/r=x*. Для аргумента *x* может быть применена аппроксимация экспериментальных точек линейной функцией вида

$$y = A + Bx \qquad (4)$$

с использованием метода наименьших квадратов.

Учитывая то, что $r^2=R^2+z^2$, можно определить область существования функции *(A+Bx)*:

- эта функция определена только для положительных значений аргумента *x* в диапазоне значений *x=0* (при $z=\infty$) и $x = 1/R$ (при *z=0*);
- значение функции (*A+Bx*) в точке *x=0* соответствует влиянию поглощающего блока, удаленного в бесконечность, на показания детектора КтВ, - мы должны ожидать, что в этом случае детектор будет измерять невозмущенный поток нейтронов;
- значение функции (*A+Bx*) в точке *x=1/R* соответствует максимальному влиянию поглощающего блока, приближенного к детектору КтВ на минимальное расстояние.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ПРОСТРАНСТВЕННОГО РАЗРЕШЕНИЯ ДАТЧИКОВ НЕЙТРОННОГО ПОТОКА ДЛЯ ИССЛЕДОВАННЫХ ПОГЛОЩАЮЩИХ БЛОКОВ

Предположим, что в калибровочном эксперименте получен набор экспериментальных данных, которые необходимы для построения функции (5), описывающей влияние поглощающего блока на показания камер КтВ в зависимости от параметра *x*. Для целей определения пространственной координаты поглощающего блока удобнее экспериментальные данные описать функцией зависимости координаты *x* от значения *y*, а именно:

$$x = (y - A) / B,$$

или

$$x = y \cdot C + D.$$

Как указывалось выше, значение аппроксимирующей функции может быть получено стандартным методом наименьших квадратов, а оценка величины достоверности аппроксимации и погрешности в измерениях (или, что корректнее, в определении значений x_i) может быть выполнена по соотношениям [8]:

- для оценки достоверности аппроксимации экспериментальных данных линейной функцией

$$R^2 = \frac{\sum (x_i - \bar{x})(y_i - \bar{y})}{\left[\sum (x_i - \bar{x})^2 \sum (y_i - \bar{y})^2\right]^{\frac{1}{2}}};$$

- для оценки погрешности в измерениях

$$\sigma_x^2 = \frac{1}{N-2}\sum_{i=1}^{N}(x_i - D - y_i C)^2,$$

где *N* - количество пар экспериментальных значений (x_i,y_i).

Учитывая

$$z = \sqrt{r^2 - R^2},$$

для погрешности σz можно записать (применяя замену *r=1/x*)

$$\pm\sigma_z = \pm\frac{dz}{dx}\sigma_x = \pm\frac{1}{x^3\sqrt{\frac{1}{x^2} - R^2}}\sigma_x. \qquad (5)$$

Погрешность σ_z является искомой величиной пространственного разрешения детекторов нейтронного потока для конкретного поглощающего блока, так как является оценкой неточности определения истинного значения величины *z*:

$$z \pm \sigma_z = \sqrt{\frac{1}{x^2} - R^2}\left(1 \pm \frac{1}{x(1 - x^2R^2)}\sigma_x\right). \qquad (6)$$

ПРИЕМЫ ПРИМЕНЕНИЯ МЕТОДИКИ

Основной целью экспериментов, которые выполнялись в обоснование методики, являлось измерение параметров поля нейтронов в ЦЭК реактора ИГР при размещении в нем четырех типов экспериментальных устройств, которые позволяли смоделировать некоторые предполагаемые состояния реактора с модельными ТВС в ходе экспериментов с плавлением и перемещением исследуемого топлива.

Ниже показаны результаты и примеры применения методики для двух типов устройств, отвечавших требованию постоянства массы и геометрических характеристик поглощающих материалов. К этим устройствам модельная ТВС, состоящая из твэлов, заполненных топливными таблетками из диоксида урана с естественным обогащением по изотопу ^{235}U (ЭУ-3), и стальной контейнер, заполненный порошком борной кислоты (ЭУ-4).

В процессе проведения экспериментов регистрировались показания камер КтВ и ионизационных камер системы измерения мощности реактора ИГР в условиях влияния на показания камер КтВ возмущений, вносимых в поле нейтронов экспериментальными устройствами при их перемещении по высоте ЦЭК (рисунки 2 и 3).

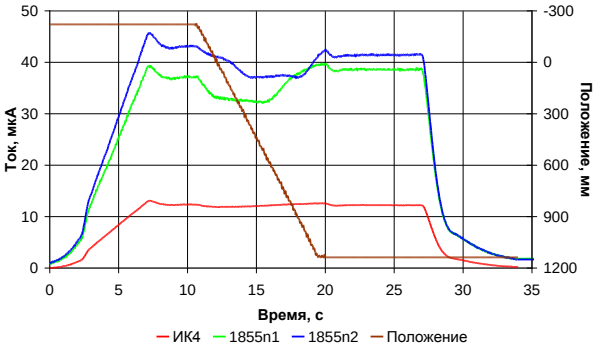


Рисунок 2. Диаграмма изменения показаний детекторов нейтронного потока и положения экспериментального устройства в реакторном эксперименте с ЭУ-3

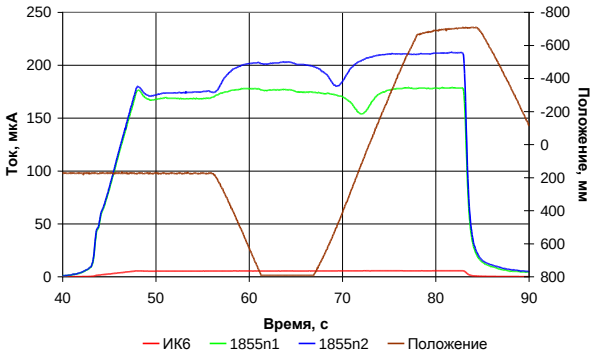


Рисунок 3. Диаграмма изменения показаний детекторов нейтронного потока и положения экспериментального устройства в реакторном эксперименте с ЭУ-4

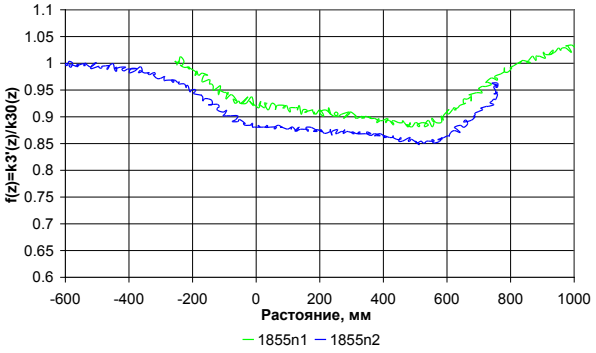
Обработка результатов измерений

Результаты последовательного применения методики определения пространственного разрешения по отношению к топливной сборке, размещенной в ЭУ-3, иллюстрирует рисунок 4, где приведены:

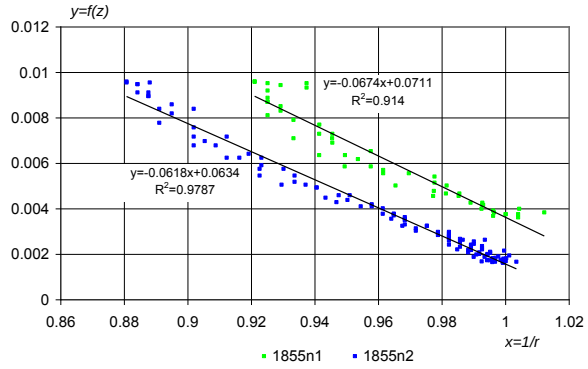
- функция возмущения потока в присутствии модельной топливной сборки;
- линейная аппроксимация функции возмущения потока без составляющей возмущения от протяженного цилиндра;
- линейная зависимость аргумента от значения функции возмущения.

Результаты последовательного применения методики определения пространственного разрешения к данным, полученным в эксперименте с ЭУ-4, иллюстрирует рисунок 5, где приведены:

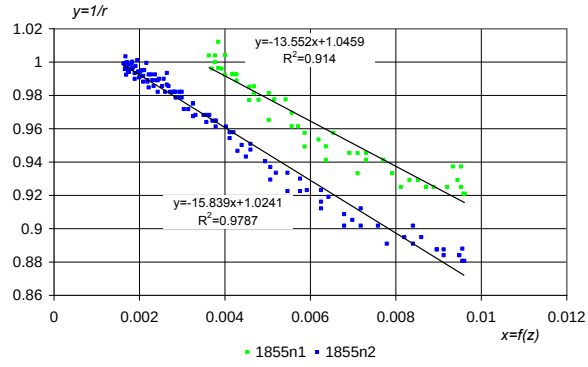
- функция возмущения потока в присутствии контейнера, заполненного порошком борной кислоты;
- линейная аппроксимация функции возмущения потока;
- линейная зависимость аргумента от значения функции возмущения.



а



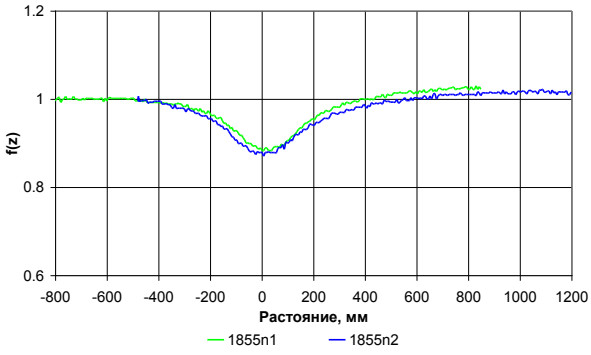
б



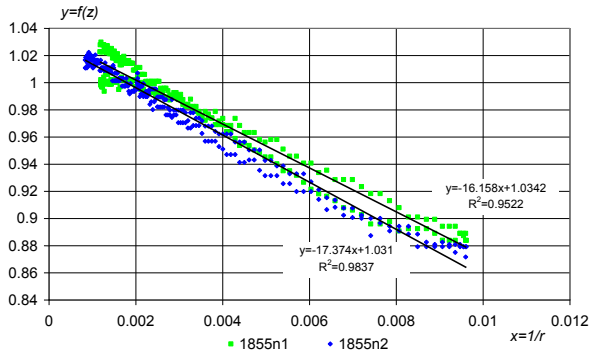
в

Рисунок 4. Последовательность обработки результатов эксперимента по определению пространственного разрешения с ЭУ-3

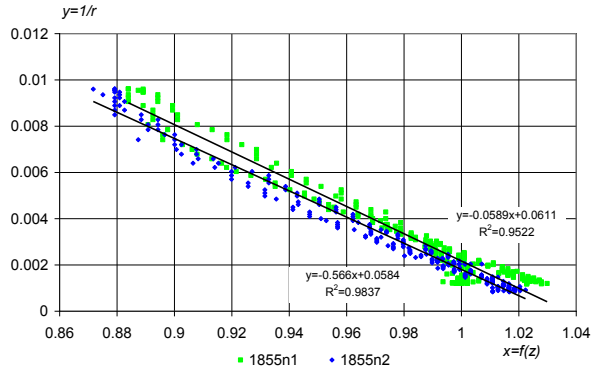
Обработка результатов эксперимента по определению пространственного разрешения с ЭУ-4 проводилась без какой-либо дополнительной корректировки на форму и размеры устройства, что подтвердило разумность допущения о возможности описания возмущения потока нейтронов около ЭУ-4 (с поглощающими кольцами, разнесенными на расстояние ~200 мм) функцией, справедливой для поглощающей сферы.



а



б



в

Рисунок 5. Последовательность обработки результатов реакторного эксперимента по определению пространственного разрешения с ЭУ-4

Результаты обработки экспериментальных данных приведены в таблице 1.

Величина погрешности определения положения поглощающего блока σ_z зависит, как это следует из соотношения (5), от величины «z» - расстояния от точки наблюдения (камеры КтВ) до поглощающего блока. Графический вид этой зависимости представлен на рисунке 6.

Таблица 1. Результаты обработки данных экспериментов по определению пространственного разрешения

Тип ЭУ	Скорость перемещения уровня раствора или ЭУ, мм/с	Камера КтВ	Аппроксимирующая зависимость для функции возмущения от аргумента x = 1/r	Достоверность аппроксимации функции возмущения, R^2	Значение погрешности определения аргумента «x» σ_x
ЭУ-1	17..385	1855n1	y=-37.78x+1.356	0.93	0.00173
		1855n2	y=-27.01x+1.3	0.97	0.004
ЭУ-2	600	1855n1	y=-5.017x+1.006	0.88	0.0007
		1855n2	y=-5.98x+1.006	0.91	0.0008
	8000	1855n1	y=-22.88x+1.017	0.93	0.00019
		1855n2	y=-17.92x+1.01	0.91	0.000168
ЭУ-3	150	1855n1	y=-15.016x+1.033	0.95	0.00048
		1855n2	y=-14.34x+1.021	0.95	0.00047
ЭУ-4	150	1855n1	y=-16.32x+1.037	0.97	0.00034
		1855n2	y=-17.59x+1.024	0.98	0.00031



Рисунок 6. Зависимость $\delta z/\delta x$ от расстояния между поглощающим блоком и камерой КтВ

Из рисунка 6 видно, что погрешность определения положения поглощающего блока увеличивается с расстоянием и асимптотически приближается к бесконечности в области максимального сближения с датчиком.

В таблице 2 приведены значения величины погрешности определения положения (пространственного разрешения) для использованных экспериментальных устройств в зависимости от расстояния от ЭУ до камеры КтВ.

Таблица 2. Пространственное разрешение камер КтВ по отношению к исследованным экспериментальным устройствам

Тип ЭУ	Пространственное разрешение K_z, (z – координата положения ЭУ относительно камеры КтВ), мм					
	K_{10}	K_{100}	K_{300}	K_{500}	K_{700}	K_{1000}
ЭУ-1	200	50	185	460	875	1760
ЭУ-2	80	20	75	190	355	710
ЭУ-3	65	20	60	150	290	580
ЭУ-4	20	5	20	40	80	160

Выводы

При разработке методики определения параметров перемещения поглощающих блоков, основанной на анализе зарегистрированных значений токов камер КтВ, были решены следующие основные задачи:

- разработан прием определения дискретных количественных значений возмущающего воздействия поглощающего блока на поток тепловых нейтронов в различных точках по высоте ЦЭК. Показано, что на основе полученных расчетных дискретных значений функции возмущения может быть построена зависимость *f(z)* для конкретного поглощающего блока и конкретной камеры КтВ, после чего может быть проверена устойчивость *f(z)* для всех камер КтВ, расставленных по высоте ЦЭК;
- установлена связь между параметрами функции возмущения и параметрами перемещения экспериментального устройства в ЦЭК. Текущее значение координаты *z* для известной функции возмущения может быть определено по величине дискретного значения этой функции. Было показано, что в случае применения только одной камеры возникает неопределенность по направлению движения и знаку координаты, поэтому для определения параметров перемещения необходимо иметь как минимум две камеры КтВ;
- выведены аналитические зависимости для определения пространственного разрешения камер КтВ. Для этого было предложено описать набор экспериментальных значений *f(z)* аппроксимирующей зависимостью, идентичной с функцией распределения потока тепловых нейтронов около поглощающего блока, имеющего вид цилиндра конечных размеров. При этом цилиндр представлялся как совокупность трех тел - средней цилиндрической части, ограниченной по концам двумя шарами;
- по результатам проведения серии экспериментов на реакторе ИГР выполнена проверка разработанной методики и показана возможность ее применения для косвенного определения положения экспериментальных устройств по высоте ЦЭК;
- разработанная методика может быть использована для определения параметров перемещения топлива в экспериментальных устройствах исследовательских реакторов, оснащенных системой измерения локальных значений плотности потока тепловых нейтронов в области влияния на него топлива экспериментального устройства.

Литература

1. CABRI: reactor description and test program / Institut de Protection et de Surete Nucleaire, Project Shneller Brueter. - Edition DSN – CEN Fontenay-aux-Roses, Octobre 1981. – 34 p.
2. Kayser, K. Summary of the SCARABEE-N subassembly melting and propogation tests with an application to a hypothetical total instantaneous blockage in a reactor/ G. Kayser, J. Charpenel, C. Jamond // Nuclear Science and Engineering.- 1998. – Vol. 128. – P. 144-185.
3. Фройнд, Г.А. Импульсный реактор TREAT с графитовым замедлителем для экспериментов по кинетике / Г.А. Фройнд, Х.П. Искендериан, Д. Окрент // доклад Р-1848 на 2-й Женевской конференции по мирному исполтьзованию атомной энергию – 1958 – Т.10. – С.461.
4. Оценка характеристик годоскопа реактора МИГР / Горин, Н.В. [и др.] // Извю Челябинского научного центра. – 2002. - Вып. 4(17). – С. 28-33.
5. Курчатов, И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / И.В. Курчатов [и др.] // Атомная энергия. – 1964. - Т. 17, № 6. - С. 463-474.
6. Паспорт. Камера триаксиальная внутризонная, КтВ.521.000 ПС-ЛУ. - ФГУП НИКИЭТ, 2004 г. – 10 с.
7. Галанин, А.Д., Теория ядерных реакторов на тепловых нейтронах / А.Д. Галанин.- М.: Атомиздат, 1959. - 382 с.
8. Ясельский, В.К. Обработка результатов измерений / В.к. Ясельский, А.И. Кузнецов, В.Ф. Федик – Томск: Томск. политех. инст., 1977. – 95 с.

ИГР РЕАКТОРЫНЫҢ ОРТАЛЫҚ ЗЕРТТЕУЛІК КАНАЛЫНДАҒЫ ТӘЖІРИБЕЛІК ҚҰРЫЛҒЫЛАРДЫҢ КЕҢІСТІК ОРНЫҢ АНЫҚТАУ ӘДІСТЕМЕСІ

[1)]Вурим А.Д., [1)]Витюк В.А., [2)]Жотабаев Ж.Р.

[1)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан
[2)]Қазақстан Республикасының Ұлттық Ядролық Орталығы, Курчатов

Мақала ИГР реакторының орталық зерттеулік каналындағы тәжірибелік құрылғылардың кеңістік орның анықтау әдістемесін суреттеуге арналған. Реактордағы зерттеулер нейтрондар детекторының (кіші өлшемді бөлу камералары) токтарының өлшеу алгаритімі келтірілген, ол нақтылы детекторға байланысты жұтқыштың орналасуын анықтауға мүмкіндік береді. Орналасу өлшемінің қателігі үшін аналитикалық тәуелділігі анықталған.

METHODOLOGY FOR DETERMINING THE SPATIAL POSITION OF EXPERIMENTAL DEVICES IN THE CENTRAL EXPERIMENTAL CHANNEL OF IGR REACTOR

[1)]A.D. Vurim, [1)]V.A. Vityuk, [2)]Zh.R. Zhotabaev

[1)]Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan
[2)]National Nuclear Centre of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov

The paper is concerned with describing methodology for determining the spatial position of experimental devices in the central experimental channel of IGR reactor. Processing algorithm of current neutron detectors (small fission chambers) is described which allows determining the position of the absorber with respect to a particular detector in the reactor experiments. Analytical dependence for the measurement error of the position is determined.

УДК 621.039.5

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ НА РЕАКТОРЕ ИГР В ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПРОСТРАНСТВЕННОГО ПОЛОЖЕНИЯ ТОПЛИВА В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ УСТРОЙСТВАХ В УСЛОВИЯХ, ИМИТИРУЮЩИХ ТЯЖЕЛЫЕ АВАРИИ С РАЗРУШЕНИЕМ И ПЛАВЛЕНИЕМ ТОПЛИВА

[1)]Вурим А.Д., [1)]Витюк В.А., [1)]Гайдайчук В.А., [1)]Истомин Ю.Л., [1)]Алейников Ю.В., [2)]Жотабаев Ж.Р.

[1)]Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан
[2)]Национальный ядерный центр РК, Курчатов, Казахстан

В статье приведено описание экспериментов и основных результатов измерений характеристик поля нейтронов в ЦЭК реактора ИГР при размещении в нем экспериментальных устройств, приближенно моделирующих предполагаемые состояния модельной ТВС реактора на быстрых нейтронах при проведении экспериментов с плавлением и перемещением топлива. В процессе экспериментов осуществлялись статические измерения аксиальных распределений плотности потока нейтронов с использованием активационных детекторов и динамические измерения плотности потока тепловых нейтронов с использованием малогабаритных камер деления КтВ. Эксперименты проводились в поддержку разработки методики определения положения и измерения параметров перемещения топлива в экспериментальных устройствах, установленных в реакторе ИГР и используемых для проведения разрушающих экспериментов с плавлением топлива.

ВВЕДЕНИЕ

Одним из привлекательных эксплуатационных свойств реактора ИГР [1] является возможность проведения исследований поведения реакторного топлива (модельных твэлов и ТВС) в аварийных условиях вплоть до их разрушения, сопровождающегося изменением первоначального положения топлива, в том числе обусловленного его плавлением.

Существует класс экспериментов, при проведении которых требуется определение количественных параметров перемещения исследуемого топлива или его расплава (например, скорости, текущего положения, направления движения). Наиболее известный метод решения этой задачи основан на применении годоскопа [2-5]. В некоторых случаях при проведении внутриреакторных испытаний топлива в прозрачных средах (вода, газ) находят применение оптические системы, которые позволяют получать видимое изображение наблюдаемых объектов, включая твэлы (например, перископ реактора NSRR [6] и эндоскоп реактора ИГР [7,8]). Однако, реактор ИГР конструктивно не может быть оснащен годоскопом, а применение оптических систем в экспериментах, где теплоносителем является натрий, становится невозможным при температуре выше 900 K из-за практически полной потери прозрачности газовой среды, заполненной парами натрия [9].

Применительно к экспериментам на реакторе ИГР, в которых исследуется поведение расплава топлива ТВС реактора на быстрых нейтронах, было предложено использовать в качестве методической основы измерений параметров перемещения топлива зависимость локальных значений потока тепловых нейтронов в различных точках по объему ЦЭК от влияния топлива ТВС, которое, в том числе, может перемещаться в расплавленном состоянии. Информация о характере искажения нейтронного поля в ЦЭК реактора ИГР под влиянием таких процессов может являться основанием для косвенного определения текущего положения расплава. Такая информация может быть получена при использовании внутризонных детекторов нейтронов.

Теоретически возможность использования детекторов тепловых нейтронов для получения информации о перемещении массы расплава в ЦЭК реактора ИГР была показана при проведении расчетных исследований [10, 11].

В настоящей работе представлены результаты экспериментальных исследований влияния на характеристики нейтронного поля реактора ИГР экспериментальных устройств различной конфигурации, как в стационарном состоянии, так и с перемещением по высоте ЦЭК. В тех случаях, когда экспериментальные устройства оставались неподвижными, осуществлялись измерения аксиального распределения потока тепловых нейтронов на границах экспериментальных устройств с использованием активационных детекторов. В экспериментах с перемещением экспериментальных устройств по высоте ЦЭК осуществлялись одновременные измерения плотности потока тепловых нейтронов в водяном баке реактора и – локально - в ЦЭК. Для локальных измерений плотности потока тепловых нейтронов в ЦЭК использовались малогабаритные камеры деления типа КтВ [12], установленные в четырех точках по высоте активной зоны реактора.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ

Экспериментальные устройства

Целью исследований являлось измерение параметров поля нейтронов в ЦЭК реактора ИГР при размещении в нем четырех типов экспериментальных устройств, которые позволяли смоделировать некоторые предполагаемые состояния реактора с

модельными ТВС в ходе экспериментов с плавлением и перемещением исследуемого топлива.

Экспериментальное устройство № 1

ЭУ-1 – экспериментальное устройство ампульного типа для моделирования перемещения расплава ТВС. В качестве поглотителя, имитирующего расплавленное топливо, использовались вода и водный раствор борной кислоты с концентрацией 18.2 г/л. ЭУ-1 размещалось в ЦЭК, при этом центр высоты столба поглотителя в ампуле ЭС-1 совпадал с центром активной зоны реактора (рисунок 1, а).

Экспериментальное устройство № 2

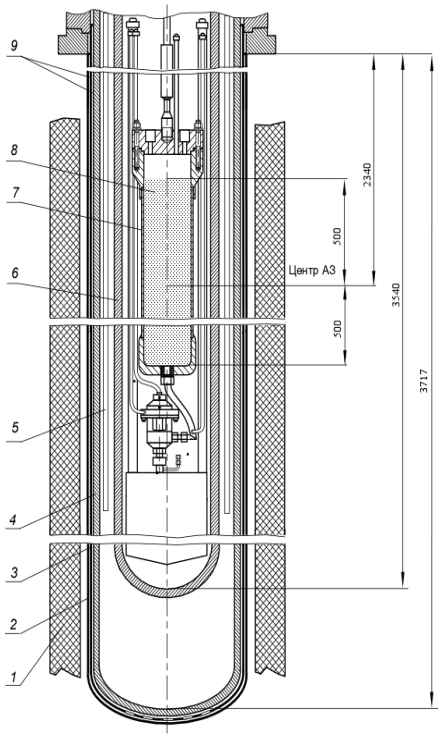
ЭУ-2 - экспериментальное устройство, предназначенное для оценки разрешающих характеристик ионизационных камер КтВ и представляющее собой штангу из алюминиевой трубы с надетыми на нее кадмиевыми кольцами диаметром 50 мм (рисунок 1, б). Количество кадмиевых колец и расстояние между ними могло быть изменено в соответствии с задачами конкретного эксперимента. ЭУ-2 размещалось в ЦЭК реактора на гибкой тяге, обеспечивающей возможность его перемещения.

Экспериментальное устройство № 3

ЭУ-3 – экспериментальное устройство, представляющее собой модель тепловыделяющей сборки (рисунок 1, в) и предназначенное для проведения исследований влияния ТВС на показания камер КтВ. Основным элементом ЭУ-3 являлась модель ТВС, состоящая из 12 имитаторов твэлов, которая по соображениям обеспечения безопасности была помещена в герметичный защитный корпус. Имитатор твэла представляет собой фрагмент твэла типа ВВЭР-1000, но снаряженный топливными таблетками (высота топливного столба – 500 мм) с естественным обогащением по изотопу ^{235}U. Конструкция ЭУ-3 позволяла извлекать из неё любой имитатор твэла.

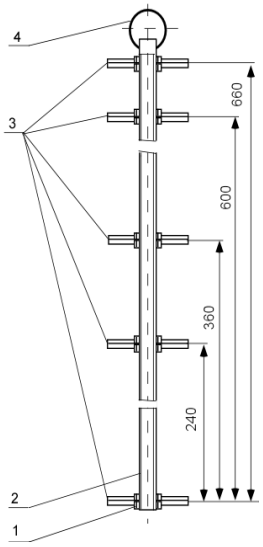
Экспериментальное устройство № 4.

ЭУ-4 – экспериментальное устройство, предназначенное для оценки разрешающих характеристик камер КтВ для поглощающих блоков малой протяженности и представляющее собой стальной цилиндрический сосуд, содержащий 110 г борной кислоты (H_3BO_3) (при общем весе ЭУ-4, равном 300 г).



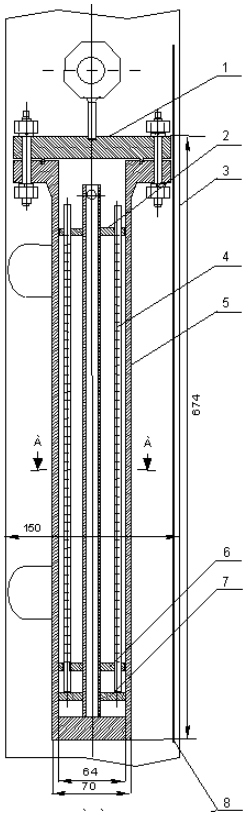
1 - крестообразная графитовая втулка; 2 - наружный кожух неподвижной ампулы; 3 - разделительный кожух; 4 - внутренний корпус; 5 - установочная корзина с камерами КтВ; 6 - силовой чехол; 7 - экспериментальное устройство №1; 8 - поглотитель; 9 - охлаждающая вода

а – Вертикальное сечение ЦЭК с ЭУ-1



1 - алюминиевая гайка (10 шт); 2 - штанга из алюминиевой трубы ∅10×2; 3 - кадмиевые кольца (∅ 50 мм, высота 10 мм); 4 - кольцо

б – ЭУ-2



1 - герметичная крышка; 2 - верхний дистанционирующий диск; 3 - силовой чехол Ш606; 4 - имитаторы твэлов; 5 - силовой наружный чехол; 6 - нижний дистанционирующий диск; 7 - опорный диск; 8 - активационные детекторы

в – ЭУ-3

Рисунок 1. Экспериментальные устройства

В реакторных экспериментах с описанными выше устройствами устанавливалось соответствие между характеристиками поля нейтронов, измеренными различными способами, и параметрами, характеризующими состояние экспериментального устройства. В этой связи пуски реактора ИГР можно разделить на следующие группы:

- эксперименты по исследованию аксиального распределения потока нейтронов в ЦЭК в присутствии устройств различной конфигурации;
- эксперименты по исследованию пространственного разрешения метода определения положения возмущающего тела в ЦЭК.

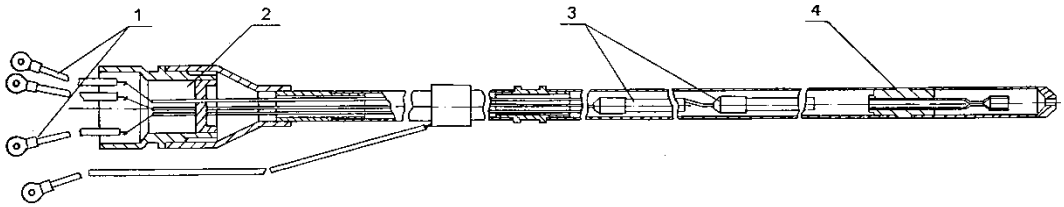
Средства измерения

В процессе проведения экспериментов выполнялись измерения и регистрация следующих основных параметров:

- токов ионизационных камер системы управления и защиты (СУЗ) реактора;
- токов ионизационных камер КтВ;
- положения экспериментальных устройств в ЦЭК;
- давления наддува в экспериментальном устройстве ЭУ-4.

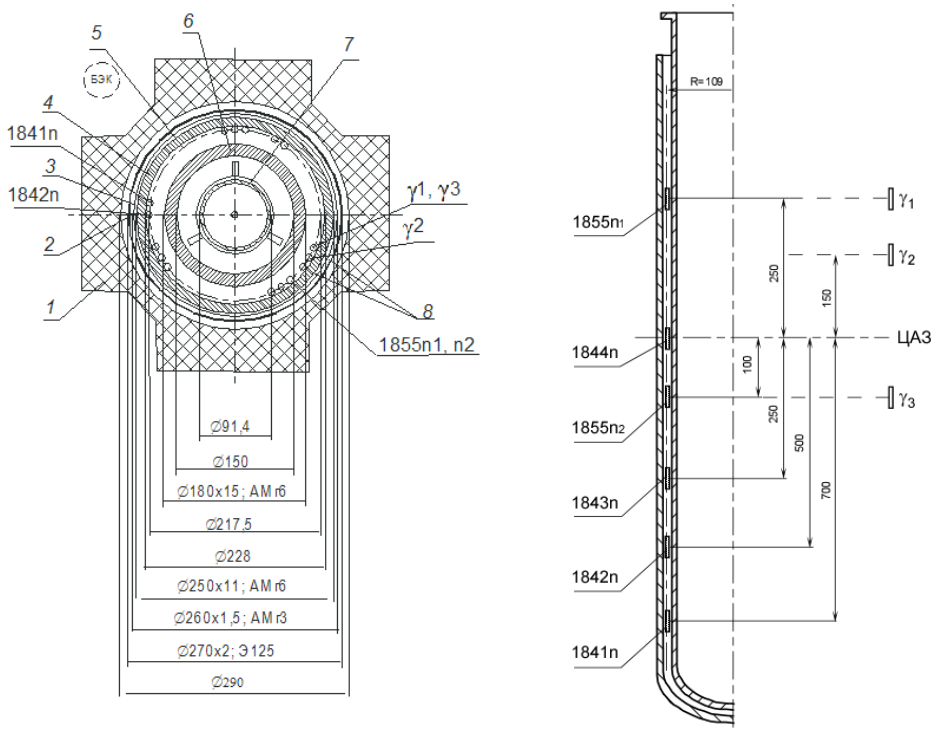
При этом основными измеряемыми параметрами являлись токи малогабаритных детекторов нейтронов, в качестве которых использовались камеры деления типа КтВ. Подобные малогабаритные детекторы используются в системах контроля, управления и защиты ядерных реакторов в качестве детекторов нейтронного потока и гамма-излучения [13, 14].

Чувствительная часть камеры КтВ сформирована одним (односекционная камера) или несколькими (многосекционная камера) электродами (рисунок 2). Для регистрации нейтронного излучения собирающие электроды покрываются слоем ^{235}U. Для регистрации гамма-излучения служит собирающий электрод без покрытия. Каждый электрод соединяется с центральной жилой триаксиального кабеля при помощи специальной изолированной перемычки.



1 - клеммы; 2 - переходник; 3 - электроды; 4 - корпус камеры

Рисунок 2. Малогабаритная двухсекционная ионизационная камера типа КтВ



а – Азимутальное размещение камер **б** – Высотное размещение камер

1 - крестообразная графитовая втулка; 2 - наружный кожух неподвижной ампулы; 3 - разделительный кожух; 4 - внутренний корпус; 5 - каналы камер КтВ; 6 - силовой чехол; 7 - экспериментальное устройство №1; 8 - охлаждающая вода

Рисунок 3. Схемы размещения камер КтВ в ЦЭК реактора ИГР

При подключении электродов камеры к источнику напряжения (300 В) в заполненном газом пространстве между секциями собирающего электрода и корпусом камеры возникает ток ионизации, пропорциональный плотности потока нейтронов или интенсивности гамма-излучения. На охранный электрод подается тот же потенциал, что и на собирающий электрод. Таким способом устраняются возможные фоновые токи между собирающим и охранным электродами, а токи утечки между охранным электродом и корпусом нагружают лишь источник питания и не влияют на показания измерительного прибора.

Диапазон пропорциональности сигнала камер КтВ плотности потока нейтронов лежит в пределах (1.5×10^{14}…2×10^{16}) н/(см^{2}с) с максимальным значением сигнала до 3×10^{-3} А.

Камеры КтВ были установлены в ЦЭК реактора ИГР, схемы их размещения приведены на рисунке 3.

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ОТНОСИТЕЛЬНОГО РАСПРЕДЕЛЕНИЯ ПОТОКА ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ

Относительное распределение потока тепловых нейтронов определялось по измеренной интенсивности гамма-излучения отдельных участков активационных детекторов, которая прямо пропорциональна плотности потока тепловых нейтронов в месте установки этих участков [15, 16]. В качестве активационных детекторов использовалась медная проволока диаметром 1 мм.

После облучения активационные детекторы извлекались из ЦЭК реактора ИГР, дезактивировались, разрезались на участки длиной 20 мм с последующим взвешиванием каждого участка и измерением интенсивности его гамма-излучения.

Измерение интенсивности гамма-излучения участков активационного детектора проводилось на измерительном комплексе в составе радиометра ROBOTRON 20046 со сцинтилляционным детектором 27000 (кристалл NaI(Tl) размером 50×50 мм).

Измерительный комплекс был настроен на регистрацию интенсивности гамма-квантов с энергией $E\gamma$=511 кэВ, вносящих основной вклад в интегральное гамма-излучение, сопровождающее распад изотопа ^{64}Cu, который накапливается при облучении активационного детектора в реакторе, (реакция ^{63}Cu (n,γ) ^{64}Cu, период полураспада ^{64}Cu составляет 12.7 часа).

Энергетическая калибровка радиометра проводилась образцовыми спектрометрическими гамма-источниками Ce-139, Na-22, Cs-137. Нижний порог дискриминации устанавливался равным E_{min}=450 кэВ, ширина окна дискриминации – 120 кэВ. Время экспозиции при измерениях выбиралось из принципа минимизации случайной погрешности измерений интенсивности гамма-излучения. Детектор экранировался от β-излучения алюминиевым фильтром толщиной 1 мм. Измерения интенсивности гамма-излучения участков активационного детектора выполнялись в неизменной геометрии “источник-детектор”.

Результаты измерений обрабатывались с помощью программы RADIZ.Q, которая обеспечивает восстановление относительного распределения потока тепловых нейтронов, статистическую обработку результатов измерений, корректирует эти результаты с целью нейтрализации искажающих эффектов, к которым относятся:

- радиоактивный распад ^{64}Cu в процессе измерений;
- дрейф чувствительности измерительного комплекса к регистрируемому гамма-излучению;
- флуктуации размеров и масс участков активационных детекторов.

Полученные значения удельной интенсивности гамма-излучения каждого участка приводились к одному значению интегрального энерговыделения в кладке реактора. Далее, используя восстановленное относительное распределение плотности потока тепловых нейтронов и результаты определения абсолютной плотности потока тепловых нейтронов с помощью мониторов энерговыделения в определённых точках с использованием методик [17-19], были построены распределения плотностей потоков по высоте центрального экспериментального канала реактора ИГР в местах установки активационных детекторов.

Погрешность определения распределения плотности потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК реактора ИГР обусловлена, в основном, статистической погрешностью при радиометрических измерениях активационных детекторов и погрешностью, связанной с неопределенностью расположения данного активационного детектора. Величина полной погрешности не превышает 4% при доверительной вероятности 0.95.

Погрешность определения абсолютного значения плотности потока тепловых нейтронов складывается из случайной погрешности измерения интенсивности гамма-излучения и систематических погрешностей, связанных, в основном, с определением следующих величин: массы делящегося материала, влияния эффекта самопоглощения в материале источника, поправки на геометрию измерения, погрешности определения эффективности регистрации гамма-квантов и погрешности величины эффективного сечения деления ядер ^{235}U тепловыми нейтронами. Погрешность определения плотности потока тепловых нейтронов составила 10% при доверительной вероятности 0.95.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Статические измерения аксиального распределения потока тепловых нейтронов

Статические измерения аксиального распределения потока тепловых нейтронов выполнялись в процессе проведения экспериментов при размещении неподвижных экспериментальных устройств в ЦЭК реактора ИГР. Измерения основывались на методике определения флюенса тепловых нейтронов с ис-

пользованием активационных детекторов (в предположении постоянства распределения плотности потока тепловых нейтронов в ходе эксперимента) и плотности потока тепловых нейтронов с использованием детекторов деления.

В экспериментах по исследованию аксиального распределения потока нейтронов в ЦЭК были выполнены:

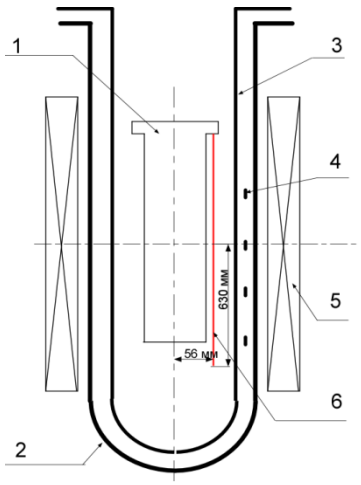
- измерения аксиального профиля плотности потока тепловых нейтронов, формирующегося в ЦЭК при размещении в нем ЭУ-1. Четыре измерения были проведены для ЭУ-1, заполненного раствором борной кислоты с высотой столба 250, 500, 750, 1000 мм. Одно измерение было проведено без раствора борной кислоты в ЭУ-1. Положение активационного детектора показано на рисунке 4;
- три измерения аксиального профиля плотности потока тепловых нейтронов, формирующегося в ЦЭК при размещении в нем ЭУ-3. Измерения были проведены для трех положений модельного топливного столба. Первое измерение - для топливного столба, центр которого был совмещен с центром активной зоны реактора. Второе измерение - для топливного столба, центр которого был совмещен с координатой «+250 мм» выше центра активной зоны. Третье измерение - для топливного столба, центр которого был совмещен с координатой «-250 мм» ниже центра активной зоны. Положение активационного детектора показано на рисунке 1, в;
- одно измерение аксиального профиля плотности потока тепловых нейтронов, формирующегося в ЦЭК при размещении в нем контейнера, предназначенного для установки модели топливной сборки, при этом координата контейнера, соответствующая центру топливной сборки, была совмещена с центром активной зоны;
- одно измерение аксиального профиля потока тепловых нейтронов, формирующегося в пустом ЦЭК;
- одно измерение флюенса (потока) тепловых нейтронов с использованием детекторов деления по схеме, приведенной на рисунке 5. При проведении этого эксперимента в ЦЭК было загружено ЭУ-1.

Для удобства графического представления результаты измерения токов различных ионизационных камер преобразовывались в значения потока нейтронов с использованием коэффициентов пересчета, полученных по результатам калибровочных экспериментов, в соответствии с соотношением:

$$\Phi_{\text{i}} = (I_i / I_{ik}) \cdot \Phi_{\max}$$

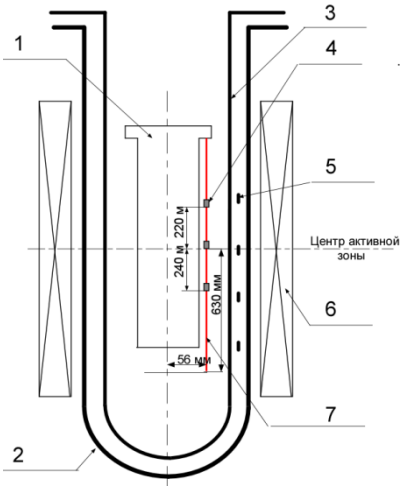
где Φ_i – текущее условное значение потока нейтронов в ЦЭК, рассчитанное по показаниям i–й камеры, усл. ед.; I_i – текущее значение тока i–й камеры в калибровочном пуске, мкА; I_{ik} - максимальное значение тока i–й камеры в калибровочном пуске, мкА; Φ_{max} - максимальное условное значение потока нейтронов в ЦЭК в калибровочном пуске, принятое за единицу потока, усл. ед.

Результаты измерений аксиального распределения плотности потока тепловых нейтронов показали, что экспериментальные устройства существенным образом влияют на поле нейтронов реактора ИГР, при этом форма распределения плотности потока тепловых нейтронов является характерной для каждого из них (рисунки 6, 7).



1 – ампула ЭС-1; 2 – неподвижная ампула НА-228; 3 - силовой чехол Ш.606; 4 - камера КтВ; 5 – активная зона реактора ИГР; 6 – активационный детектор

Рисунок 4. Схема расположения активационного детектора



1 – ампула ЭС-1; 2 – неподвижная ампула НА-228; 3 - силовой чехол Ш.606; 4 – монитор энерговыделения; 5 - камера КтВ; 6 – активная зона реактора ИГР; 7 – активационный детектор

Рисунок 5. Схема расположения активационного детектора и мониторов энерговыделения

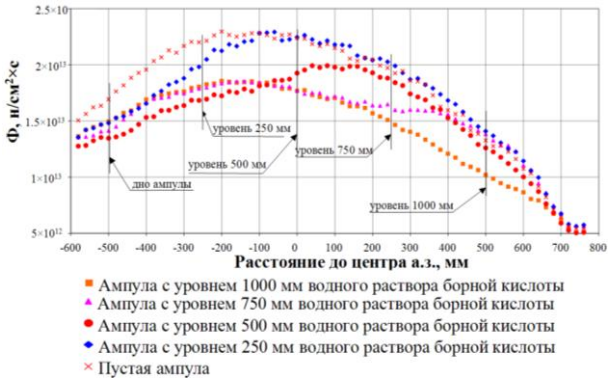


Рисунок 6. Распределение плотности потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК в зависимости от уровня поглотителя в экспериментальном устройстве

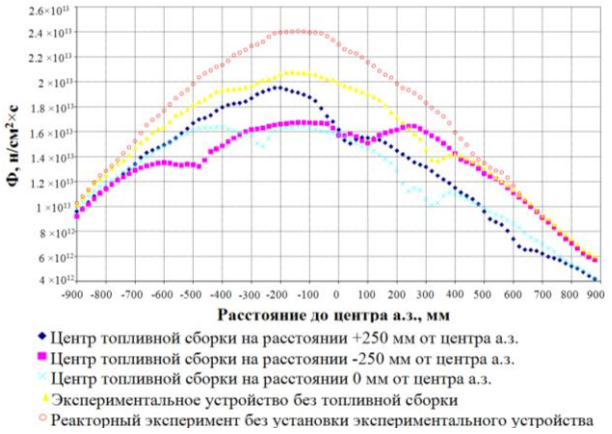


Рисунок 7. Распределение плотности потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК в зависимости от положения модели ТВС

Динамические измерения аксиального распределения потока тепловых нейтронов

В процессе исследований были проведены эксперименты, в которых регистрировались показания камер КтВ и ионизационных камер системы измерения мощности реактора ИГР в условиях влияния на показания камер КтВ возмущений, вносимых в поле нейтронов сплошными поглощающими телами при их перемещении по высоте ЦЭК. Исследования проводились с использованием ЭУ-2, ЭУ-3 и ЭУ-4, при этом в ЭУ-2 использовалась только такая группа кадмиевых колец, которые камерами КтВ воспринимаются как одно целое.

Измерение и регистрация токов ионизационных камер КтВ осуществляется по измерительным каналам, основные характеристики которых приведены в таблице 1.

Измерение положения и скорости перемещения экспериментальных устройств осуществлялось по характеристикам механического подвеса и привода устройства перемещения. Начальное положение задавалось и определялось исходной длиной тяг. В ходе эксперимента длина тяг изменялась при помощи механического привода. Скорость перемещения экспериментальных устройств определялась по частоте вращения двигателя устройства привода тяг.

Результаты измерений параметров типичных экспериментов с различными экспериментальными устройствами приведены на рисунках 8, 9.

Таблица 1. Технические характеристики системы измерений

Наименование измеряемого параметра	Ток
Количество измерительных каналов	12
Единицы измерения	мкА
Диапазон измерения	0...2000
Тип первичного преобразователя	Ионизационные камеры типа КтВ и КНК-53
Предел допускаемой основной приведенной погрешности канала, %	2
Постоянная времени канала (без первичного преобразователя), с	0.001

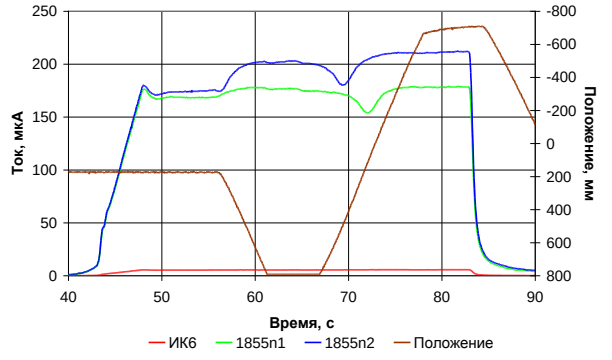


Рисунок 8. Диаграмма изменения показаний детекторов нейтронного потока и положения экспериментального устройства в реакторном эксперименте с ЭУ-4

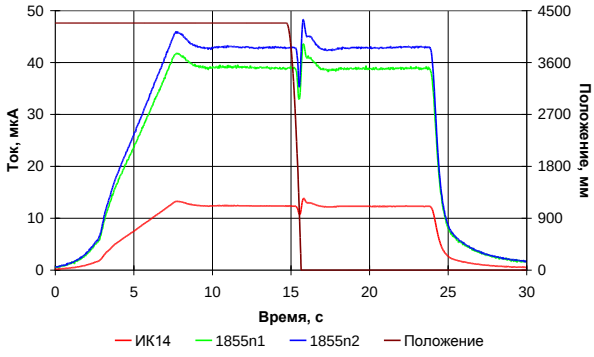


Рисунок 9. Диаграмма изменения показаний детекторов нейтронного потока и положения экспериментального устройства в реакторном эксперименте с ЭУ-2

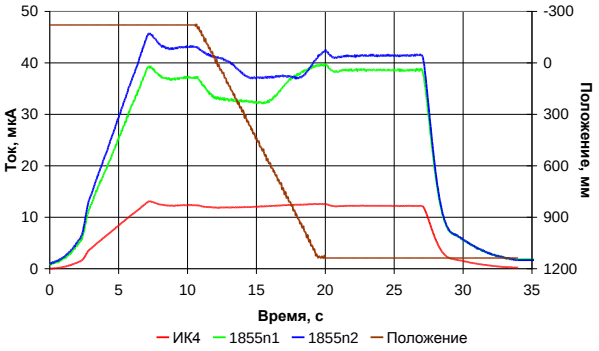


Рисунок 10. Диаграмма изменения показаний детекторов нейтронного потока и положения экспериментального устройства в реакторном эксперименте с ЭУ-3

Выводы

В рамках проведенных экспериментов выполнены статические и динамические измерения потока тепловых нейтронов в ЦЭК реактора ИГР в присутствии четырех типов экспериментальных устройств. Показано, что экспериментальные устройства существенным образом влияют на поле нейтронов реактора ИГР, при этом форма распределения плотности потока тепловых нейтронов является характерной для каждого из них.

В результате исследований экспериментально показана зависимость аксиального распределения потока тепловых нейтронов и плотности потока нейтронов от положения топлива или его имитаторов в объеме экспериментального устройства.

Подтверждена возможность применения результатов измерения распределения потока нейтронов и плотности потока нейтронов для получения информации о текущем положении исследуемого топлива или его расплава в ЦЭК реактора ИГР.

Литература

1. Курчатов, И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / И.В. Курчатов [и др.] // Атомная энергия. – 1964. - Т. 17, № 6. - С. 463-474.
2. CABRI: reactor description and test program / Institut de Protection et de Surete Nucleaire, Project Shneller Brueter. - Edition DSN – CEN Fontenay-aux-Roses, Octobre 1981. – 34 p.
3. Kayser, K. Summary of the SCARABEE-N subassembly melting and propogation tests with an application to a hypothetical total instantaneous blockage in a reactor/ G. Kayser, J. Charpenel, C. Jamond // Nuclear Science and Engineering.- 1998. – Vol. 128. – P. 144-185.
4. Фройнд, Г.А. Импульсный реактор TREAT с графитовым замедлителем для экспериментов по кинетике / Г.А. Фройнд, Х.П. Искендериан, Д. Окрент // доклад Р-1848 на 2-й Женевской конференции по мирному исполтьзованию атомной энергию – 1958 – Т.10. – С.461.
5. Оценка характеристик годоскопа реактора МИГР / Горин, Н.В. [и др.] // Изв. Челябинского научного центра. – 2002. - Вып. 4(17). – С. 28-33.
6. Nuclear fuel behavior under Reactivity-Initiated Accident (RIA) conditions. State-of-the art report 2010 / Nuclear Energy Agency, Committee on the safety of nuclear installations, NEA/CSNI/R(2010)1, ISBN 978-92-64-99113-2. – Paris : NEA -6847, OECD, 2010. – 207 p.
7. Разработка технического эндоскопа для визуального наблюдения ТВС в процессе испытаний в реакторе ИГР : тез. докл. конф «Ядерная энергетика: концепция развития, обоснование, безопасность»., Семипалатинск-21, 13-17 сентября 1993 г. – Семипалатинск-21 : ИАЭНЯЦ РК, 1993. –150 с..
8. Подготовка внереакторных и внутриреакторных экспериментов по проекту EAGLE : отчет о НИР / ДГП «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК ; рук. О.С Пивоваров. – Семипалатинск-21., 1999. – 178 с. – Уч. № 240-02/106, 27.09.2000.
9. Исследование возможности проведения на реакторном комплексае ИГР экспериментов по контролируемому перемещению расплава материалов ТВС перспективного быстрого реактора : финальный отчет, часть 3 проекта IGR-CMR / ДГП «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК ; рук. О.С Пивоваров. – Семипалатинск-21., 1998. – 105 с. – Уч. № 240/169 вн., 14.05.1998.
10. Горин, Н.В. Контроль перемещения расплава делящегося материала в экспериментальном канале ИГР с помощью малогабаритных детекторов нейтронов. / Н.В. Горин [и др.] // Атомная энергия. – 2002. - Т. 92, № 3. - С. 221-225.
11. Технические предложения по средствам измерения потока тепловых нейтронов : технические предложения / ФГУП «НИКИЭТ» ; рук. В.М. Малинкин. – М., 2002- 66 с. – 12.29 ТП. – 1-00.05-10-02.01-195Р 1200-115.
12. Паспорт. Камера триаксиальная внутризонная, КтВ.521.000 ПС-ЛУ. - ФГУП НИКИЭТ, 2004 г. – 10 с.
13. Разработка малогабаритной импульсно-токовой внутриреакторной камеры деления для широкодиапазонного контроля плотности потока нейтронов. Управление, защита и диагностика ЯЭУ. САПР. АСНИ. АСУ: годовой отчет / ГУП НИКИЭТ; рук. В.И. Алексеев, А.А. Большов [и др.]. – 1999 - С. 127-128.
14. Володько, Ю.В. Испытания комптоновских эмиссионных детекторов нейтронов и триаксиальных камер деления в импульсном реакторе / Ю.В. Володько [и др.] // Атомная энергия. – 1988. - Т. 65, №1.- С. 59.
15. Внутриреакторная дозиметрия: практическое руководство. / Б.А. Бриксман [и др.]. - М.: Энергоиздат, 1985.
16. ФС РК 39014691 ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК–057-2004. Относительное распределение плотности потока (флюенса) тепловых нейтронов в экспериментальных каналах. Методика определения. – инв. № 13226/3 от 14.09.2004.

17. Определение удельного энерговыделения в твэлах при ампульных испытаниях на реакторе “ГИДРА”: Методика. - М. ИАЭ, инв. № 37/860 688 от 30.06.88.
18. Немец А.М., Николаев Г.И.; ЖПС, 1971, т.15, С. 2724-2727.
19. Определение энерговыделения в топливных детекторах гамма-спектрометрическим методом при проведении испытаний на реакторе ИГР [Текст]: методические указания / ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК; разраб.: М. О. Токтаганов, Ю. А. Попов [и др.]. – Курчатов, 2001. – 16 с. – АК.65000.00.728 МУ. – Инв. № К-38051 от 04.03.2001.

ИГР РЕАКТОРЫНДА ОТЫННЫҢ БҰЗЫЛУЫ МЕН БАЛҚУЫН ЕЛІКТЕЙТІН АУЫР АПАТ ШАРТЫНДАҒЫ ТӘЖІРИБЕЛІК ҚҰРЫЛҒЫЛАРДАҒЫ ОТЫННЫҢ КЕҢІСТІК ОРЫНЫҢ АНЫҚТАУ ӘДІСТЕМЕСІНЕ НЕГІЗДЕУШІ ТӘЖІРИБЕЛІК ЗЕРТТЕУЛЕР

[1)]Вурим А.Д., [1)]Витюк В.А., [1)]Гайдайчук В.А., [1)]Истомин Ю.Л., [1)]Алейников Ю.В., [2)]Жотабаев Ж.Р.

[1)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан
[2)]Қазақстан Республикасының Ұлттық Ядролық Орталығы, Курчатов

Мақалада жылдам нейтрондағы реактордың жақын үлгілейтін ЖБЖ (ТВС) моделінің отынның балқу мен орын ауыстыруын зерттеген кездегі шамалаған күйін зерттейтін құрылғылардың ИГР реакторының ОЗК орналасқандағы нейтрондар аланының мінезінің өзгеруінің тәжірибесі мен негізгі нәтижелерінің сипаттамасы келтірілген. Тәжірибелер кезінде кіші өлшемді КтВ бөлу камераларын қолданумен активациялық детекторлар мен жылу нейтрондардың ағым тығыздығының динамикалық өлшеулерді қолданумен нейтрондар ағымының тығыздығының аксиалдық таралуының статистикалық өлшеулері өткізілді. Тәжірибелер отынның балқуымен өтетін бұзылу тәжірибелері үшін қолданылатын және ИГР реакторында қондырылатын зерттеулік қондырғылардағы отынның орны мен орын ауыстыру параметрлерін өткізуін қолдауға жүргізілген.

EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS AT THE IGR REACTOR TO SUBSTANTIATE METHODOLOGY OF DETERMINING THE SPATIAL POSITION IN EXPERIMENTAL DEVICES SIMULATING SEVERE ACCIDENTS WITH FUEL MELTING AND DESTRUCTION

[1)]A.D. Vurim, [1)]V.A. Vityuk, [1)]V.A. Gaidaichuk, [1)]Yu.L. Istomin, [1)]Yu.V. Aleynikov, [2)]Zh.R. Zhotabaev

[1)]Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan
[2)]National Nuclear Centre of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov

The paper describes experiments and the main results of measuring the characteristics of neutron fields in CEC of IGR reactor while accommodating there experimental devices, approximately simulating expected state of model FA of fast-breeder reactor in experiments with fuel melting and movement. Static measurements of the axial distributions of neutron flux density using activation detectors and dynamic measurement of thermal neutron flux density using small fission KtV chambers are realized. The experiments are to substantiate development of methods for determining position and measurement of the fuel in experimental devices installed in the reactor IGR and used for destructive experiments with fuel melting.

УДК 621.039.5

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ МЕТОДИКИ КОСВЕННОГО ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАССЫ ТОПЛИВА В ЦЕНТРАЛЬНОМ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОМ КАНАЛЕ РЕАКТОРА ИГР ПО ПАРАМЕТРАМ ПОЛЯ ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ

[1)]Вурим А.Д., [1)]Попов Ю.А., [1)]Витюк В.А., [2)]Жотабаев Ж.Р.

[1)]Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан
[2)]Национальный ядерный центр РК, Курчатов, Казахстан

Статья посвящена описанию методики определения массы компактных фрагментов топлива в центральном экспериментальном канале (ЦЭК) реактора ИГР по характерному для каждого фрагмента аксиальному распределению потока тепловых нейтронов. Для решения задачи аксиальное распределение потока тепловых нейтронов для фрагмента топлива с неизвестной массой сравнивается с аксиальным распределением потока тепловых нейтронов для фрагмента топлива с известной массой (калибровочным распределением). Приведены результаты экспериментов по измерениям характеристик поля нейтронов в ЦЭК реактора ИГР при размещении в нем контейнеров с топливными таблетками типа ВВЭР-1000 различной массы. Эти результаты были использованы в процессе обоснования и проверки методики. Приведено описание алгоритма определения массы топлива по результатам измерения аксиального распределения плотности потока тепловых нейтронов и примеры его применения.

ВВЕДЕНИЕ

В соответствии с техническими требованиями к системам измерения параметров в экспериментальных устройствах, предназначенных для проведения внутриреакторных экспериментов в рамках проекта EAGLE, в ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК была выполнена разработка методики определения положения и параметров перемещения топлива в модельных тепловыделяющих сборках, имитирующих ТВС реактора на быстрых нейтронах. Требование по обязательному наличию такой методики при проведении экспериментов, выполняемых в обоснование безопасности энергетических реакторов на быстрых нейтронах, обусловлено тем, что перемещение топлива является одним из наиболее важных процессов, определяющих безопасность реактора при развитии тяжелой аварии активной зоны с плавлением топлива [1].

В основу методики определения положения и характеристик перемещения топлива была положена очевидная зависимость параметров поля тепловых нейтронов от влияния помещенного в это поле фрагмента топлива. Для выявления характеристик фрагмента топлива (массы, размера и др.) необходимо выполнить сравнение параметров невозмущенного (без фрагмента топлива) и возмущенного (с фрагментом топлива) полей тепловых нейтронов. Как будет показано ниже, результаты измерений аксиального распределения флюенса потока тепловых нейтронов позволяют определить некоторые характеристики фрагмента топлива. Аналогичный подход был использован в Лос-Аламосской Национальной Лаборатории при проведении экспериментов по исследованиям методов контроля перемещения топлива в активной зоне критической сборки PARKA-Rover-Project–KIWI [1]. В экспериментах изучалась возможность разработки методов контроля с использованием годоскопа [2-5], размещенного за пределами активной зоны, а также исследовалась возможность применения внутриреакторных детекторов нейтронов - камер деления с U-238 и U-235. В результате было показано, что камеры деления, размещенные внутри экспериментальной ТВС, могут быть использованы в качестве индикаторов уменьшения или увеличения количества твэлов в ТВС, при этом изменение токов камер деления было связано с изменением количества твэлов, а, следовательно, с изменением массы топлива модельной ТВС.

При проведении экспериментов на реакторе ИГР [6], в которых измерялись и сравнивались аксиальные распределения потока тепловых нейтронов в окрестностях контейнеров, загруженных топливом, масса топлива от эксперимента к эксперименту изменялась путем изменения количества топливных таблеток из диоксида урана, загружаемых в контейнеры [7]. В результате было показано, что значение массы неизвестного фрагмента топлива может быть определено с использованием так называемой калибровочной функции аксиального распределения плотности потока тепловых нейтронов, полученной для фрагмента топлива известной массы.

В настоящей статье представлены методика определения массы фрагментов топлива, размещенных в ЦЭК реактора ИГР, и результаты экспериментов, выполненных в ее обоснование.

Описанная методика может быть использована для исследовательских реакторов, оснащенных системами измерения аксиального распределения потока тепловых нейтронов в экспериментальных каналах, используемых для проведения испытаний топлива или других материалов, оказывающих влияние на поле тепловых нейтронов.

ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ ОСНОВЫ МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ МАССЫ ТОПЛИВА ПО АКСИАЛЬНОМУ РАСПРЕДЕЛЕНИЮ ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ

Предположим, что в экспериментальный канал реактора компактно загружено топливо (далее – топливная сборка), количество которого может изменяться, для чего извлекаются или добавляются фрагменты топлива с известной массой. Покажем, что функция возмущения для любого состояния топливной сборки может быть выражена через функции возмущения этих фрагментов.

Предположим, что для начального варианта загрузки топлива аксиальное распределение потока нейтронов имеет значение $F_0(L)$.

Пусть при изменении количества топлива в сборке на массу M_1 распределение потока нейтронов приняло значение $F_1(L)$, при изменении количества топлива на массу M_2 распределение потока нейтронов приняло значение $F_2(L)$, и так далее.

Фрагменты топлива, на величину которых происходит изменение массы топлива в сборке, характеризуется следующими функциями возмущения:
для фрагмента топлива с массой M_1:

$$DF_1\ L\ = \frac{F_0\ L}{F_1\ L};$$

для фрагмента топлива с массой (M_1+M_2):

$$DF_2\ L\ = \frac{F_0\ L}{F_2\ L};$$

для фрагмента топлива с массой (M_1+M_2+M_3):

$$DF_3\ L\ = \frac{F_0\ L}{F_3\ L};$$

для фрагмента топлива с массой (M_1+M_2+M_3+…+M_n):

$$DF_{\text{n}}\ L\ = \frac{F_0\ L}{F_n\ L}.$$

Функция $DF_n(L)$ существует только в положительной области и будет принимать следующие значения в окрестностях центра массы сборки топлива:

- $DF_n(L)$ = 1 - для двух экспериментов с одной и той же массой топлива сборке (не происходит извлечение или добавление топлива);
- $DF_n(L)$ > 1 – для экспериментов с увеличением массы топлива в сборке;
- $DF_n(L)$ < 1 – для экспериментов с уменьшением массы топлива в сборке.

Экстремальные значения, равные нулю и бесконечности, функция возмущения может принимать лишь гипотетически, так как такие условия на практике реализовать невозможно.

Рассмотрим случай, когда на каждом следующем шаге масса топлива в сборке увеличивается. Для каждого из слагаемых массы фрагмента топлива (M_1, M_2, M_3, …, M_n), на величину которого увеличилась масса топлива в сборке, функции возмущения имеют вид:

$$DF_{0\to 1}\ L\ = \frac{F_0\ L}{F_1\ L}$$

– функция возмущения для массы M_1;

$$DF_{1\to 2}\ L\ = \frac{F_1\ L}{F_2\ L}$$

– функция возмущения для массы M_2;

$$DF_{\text{n}-1\to n}\ L\ = \frac{F_{n-1}\ L}{F_n\ L}$$

– функция возмущения для массы M_n.

Учитывая, что

$$F_{\text{n-1}}\ L\ = \frac{F_0\ L}{DF_{n-1}\ L};$$

$$F_{\text{n}}\ L\ = \frac{F_0\ L}{DF_n\ L},$$

применим преобразование

$$DF_{\text{n}-1\to n}\ L\ = \frac{\left\{\dfrac{F_0(L)}{DF_{n-1}(L)}\right\}}{\left\{\dfrac{F_0(L)}{DF_n(L)}\right\}} = \frac{DF_n(L)}{DF_{n-1}(L)},$$

$$DF_{\text{n}}\ L\ = DF_{n-1}(L)\times DF_{n-1\to n}(L). \qquad (1)$$

Учитывая, что

$$DF_1\ L\ = DF_{0\to 1}(L),$$

конечная функция возмущения может быть рассчитана через функции возмущения, соответствующие отдельным добавляемым фрагментам топлива, как их произведение:

$$DF_n\ L\ = \prod_{i=1}^{n} DF_{i-1\to i}(L). \qquad (2)$$

В частном случае, когда происходит увеличение массы сборки топлива с добавлением одного и того же количества топлива на каждом шаге, справедливы соотношения:

$$M_1 = M_2 = M_3 = \ldots = M_{\text{n}};$$

$$DF_{0\to 1}\ L\ = DF_{1\to 2}(L) = DF_{2\to 3}(L) =$$
$$= \ldots = DF_{n-1\to n}(L) = DF_1(L) = DF_M(L),$$

где $DF_м(L)$ - функции возмущения для известной массы топлива, последовательно добавляемой к исходной сборке топлива.

Тогда при n-кратном добавлении массы M к сборке функция возмущения будет иметь вид:

$$DF_n\ L\ =\ DF_M(L)^{\text{n}}. \qquad (3)$$

Строго говоря, применение соотношения (3) правомерно в тех случаях, когда не меняется положение центра массы топлива при изменении его количества в сборке.

Очевидно, что существует множество значений функции возмущения $DF_м(L)$ и соответствующих значений показателя степени n, при которых будет выполняться соотношение (3). Следует также отметить, что $DF_м(L)$ может принимать значения больше значений $DF_n(L)$, при этом показатель степени n будет принимать дробные значения (меньше единицы), и в этом случае выражение (3) будет отражать случай последовательного уменьшения исходной массы топлива, которой соответствует функция возмущения $DF_м(L)$, при этом, в любом случае, масса топлива в сборке, которой соответствует функция возмущения $DF_n(L)$, будет определяться выражением:

$$M = M_{\text{п}} \times n. \qquad (4)$$

Практическое значение выражения (3) состоит в том, что функция возмущения позволяет определить заранее неизвестное значение массы топлива в сборке, если имеется другая функция возмущения $DF_м(L)$ для сборки топлива с известной массой. Как будет показано ниже, в качестве функции возмущения $DF_м(L)$ может быть применена элементарная функция возмущения DF_{el} для любого выбранного состояния сборки топлива в пределах допустимого изменения массы и геометрии топлива, загруженного в сборку.

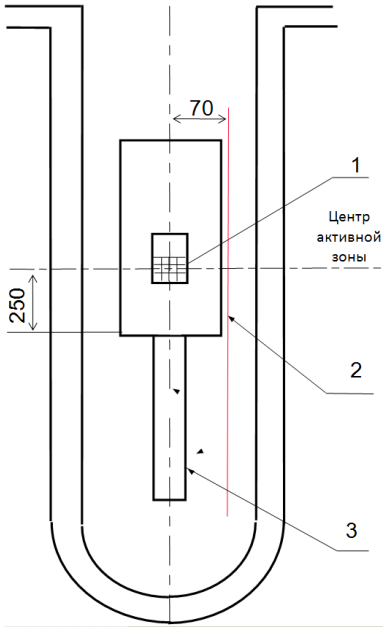
Особенностью соотношения (3) является то, что функции возмущения не чувствительны к радиальной координате. Другими словами, нельзя по амплитуде функции возмущения определить на каком радиальном удалении от детектора находится центр массы фрагмента извлекаемого или добавляемого топлива.

Следовательно, область применения этих соотношений ограничена случаями, когда сборка топлива имеет небольшие размеры в горизонтальном сечении или когда производится равномерное по всему горизонтальному сечению сборки изменение количества топлива. Покажем с использованием результатов экспериментов, что в этом случае возможно определение массы топлива по соотношениям (2) и (3), если для этого топлива имеется функция возмущения.

СХЕМА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Для экспериментального обоснования и проверки методики на реакторе ИГР были проведены эксперименты, основной целью которых являлось измерение аксиального распределения потока тепловых нейтронов для нескольких фрагментов топлива различной массы [8].

Для лучшего приближения к реальным экспериментальным устройствам проекта EAGLE, исследования проводились с использованием модели чехла ТВС, в полость которой устанавливался стальной контейнер (рисунок 1). Контейнер заполнялся топливными таблетками типа ВВЭР-1000 с обогащением 4,4 %. Исследования проводились с несколькими вариантами загрузки контейнера – с пустым контейнером, с загрузкой 0,327 кг, 0,654 кг, 0,83 кг, 1,087 кг и 1,999 кг топливных таблеток, соответственно.



1 – контейнер для размещения топлива; 2- активационный детектор из медной проволоки; 3- модель чехла ТВС

Рисунок 1. Схема размещения модели чехла ТВС, контейнера с топливом и активационного детектора в ЦЭК реактора ИГР

Положение контейнера в модели чехла ТВС было таким, что после ее установки в ЦЭК реактора ИГР центр массы топлива, размещенного в контейнере, совпадал с центром активной зоны.

Для измерения аксиального распределения потока нейтронов, на границе модели чехла ТВС устанавливался проволочный активационный детектор (на расстоянии 70 мм от оси ЦЭК).

Все эксперименты были выполнены по единой диаграмме изменения мощности реактора в режиме регулируемого импульса с постоянной мощностью, равной приблизительно 650 кВт (рисунок 2).

После завершения экспериментов по результатам радиометрических измерений проволочных активационных детекторов определялось аксиальное распределение $F_z(L)$ флюенса потока тепловых нейтронов [9,10], и затем рассчитывались дискретные значения функции возмущения $DF_z(L)$ по соотношению:

$$DF_z\ L = \frac{F_0\ L}{F_z\ L},$$

где $DF_z(L)$ – функция, описывающая изменение флюенса потока нейтронов, вызванное топливом, размещенным в контейнере (далее – «функция возмущения потока нейтронов» в условиях допущения, что все эксперименты проводятся по единой диаграмме изменения мощности); $F_z(L)$ – локальные значения флюенса потока тепловых нейтронов по

высоте ЦЭК для контейнера с топливом; $F_0(L)$ – локальные значения флюенса потока тепловых нейтронов по высоте ЦЭК для контейнера без топлива; z – признак принадлежности функции возмущения к конкретному количеству топлива в контейнере (к конкретному эксперименту); L – расстояние по высоте ЦЭК от участка активационного детектора до центра активной зоны, мм.

Результаты экспериментов (рисунок 3, а-д) были использованы в процессе разработки и проверки методики.

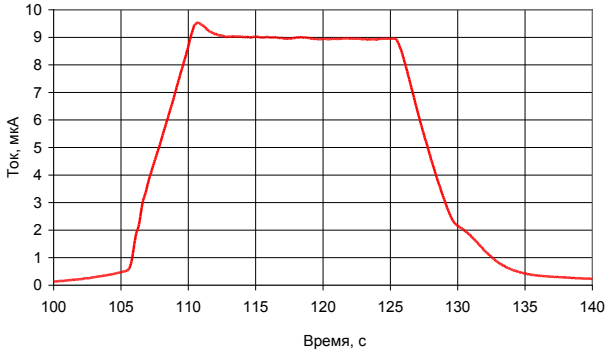
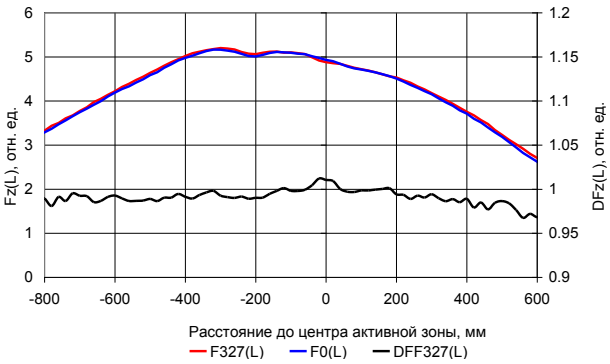
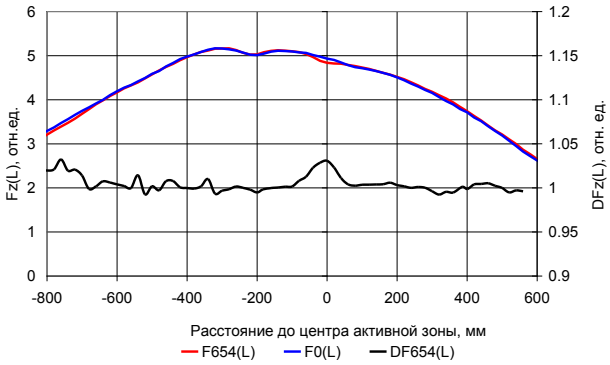


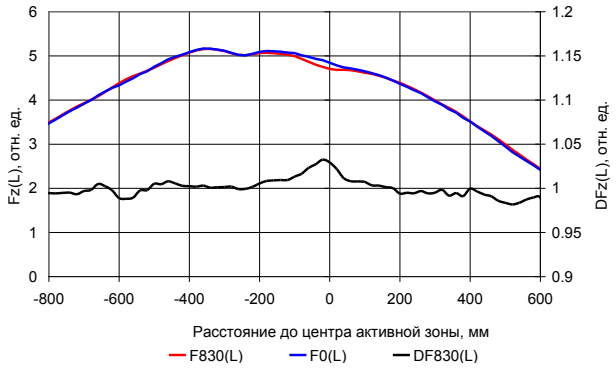
Рисунок 2. Типичная диаграмма изменения мощности (тока ионизационной камеры) реактора ИГР в экспериментах



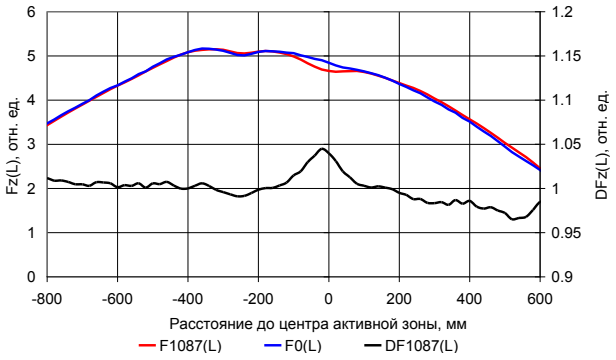
а



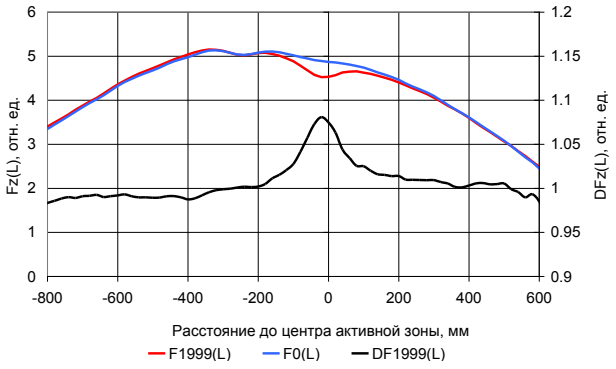
б



в



г



д

Рисунок 3. Аксиальное распределение Fz(L) флюенса потока тепловых нейтронов и функция возмущения DFz(L), определенные по результатам экспериментов

Проверка методики

В описанных выше экспериментах, от эксперимента к эксперименту, осуществлялось равномерное по всему горизонтальному сечению контейнеров изменение количества топлива.

При проверке предлагаемой методики было принято, что топливные таблетки в контейнере, уложенные компактно в цилиндрическую полость с диаметром 6 см и высотой 2 см и имеющие массу 0,327 кг, составляют элементарный фрагмент топлива, помещенный в контейнер. Этому фрагменту соответствует элементарная функция возмущения DF_{el} (рисунок 3, а).

В соответствии с результатами расчетной оценки [8], было установлено, что депрессивное влияние топлива на аксиальное распределение потока нейтронов проявляется на расстоянии 200-300 мм от центра массы топлива, поэтому для значимой части функции возмущения DF_{el} может быть выбран диапазон ±200 мм. Функция возмущения DF_{el}, соответствующая этому диапазону координаты по оси ЦЭК (рисунок 4), построена, исходя из предположения, что она должна быть подобна функции распределения потока тепловых нейтронов в окрестностях шара, поглощающего тепловые нейтроны [11]:

$$DF_{el} = \frac{L_{диф} \times e^{-\frac{\sqrt{R^2+z^2}}{L_{диф}}}}{\sqrt{R^2+z^2}}, \qquad (5)$$

где R – радиус, на котором установлен активационный детектор относительно оси ЦЭК, мм; z – расстояние по высоте ЦЭК от центра массы фрагмента топлива (центра активной зоны реактора) до отрезка активационного детектора, мм; $L_{диф}$ – переменный коэффициент, имеющий смысл комбинированной длины диффузии для сложной конфигурации нескольких сред – стали, топлива и воздуха, мм.

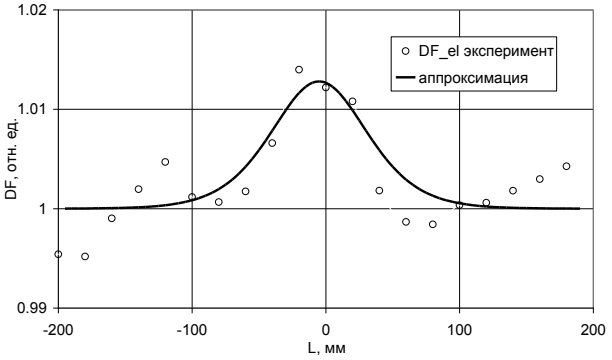


Рисунок 4. «Элементарная» функция возмущения для сборки с массой топлива 0,327 кг

Отметим, что при больших значениях $L_{диф}$ (например, в воздухе) выражение (5) может быть преобразовано в линейную зависимость заменой

$$x = \frac{1}{\sqrt{R^2+z^2}}. \qquad (6)$$

Проверка предлагаемой методики выполнена для функций возмущения DF_1, DF_2, DF_3 и DF_4 (рисунок 5), соответствующих сборкам топлива массой 0,654 кг (рисунок 3, б), 0,83 кг (рисунок 3, в), 1,087 кг (рисунок 3, г) и 1,999 кг (рисунок 3, д), при этом рассчитывались значения массы топлива с использованием «элементарной» функции DF_{el} в условиях допущения о постоянстве координаты центра массы топлива в сборке при гипотетическом изменении количества топлива в ней.

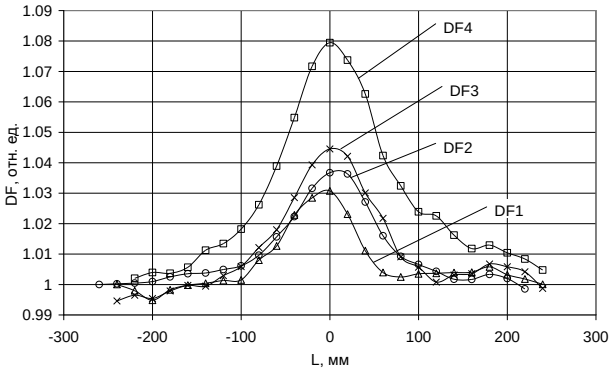


Рисунок 5. Функции возмущения для сборок с различной массой топлива

В процессе преобразований, которые осуществляются с использованием соотношения (3) подбирались такие пары значений показателя степени n, при которых соответствующие функции $DF_M(L)$ графически приближаются к «элементарной» функцией возмущения сверху и снизу.

На рисунке 6 представлены функции $DF_M(L)$ для функции возмущения DF_1, соответствующие целым и дробным значениям n.

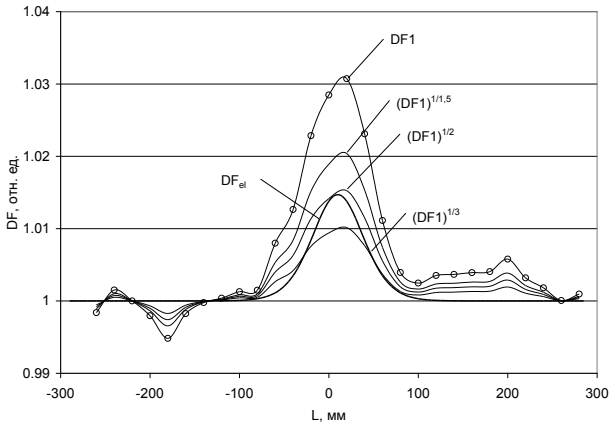


Рисунок 6. Сравнение «элементарной» функции возмущения с функциями $DF_M(L)$ при различных n для DF_1

При значениях n=2 и n=3 функции $DF_M(L)$ наиболее близки к «элементарной» функции возмущения DF_{el} для топлива массой 0,327 кг. Это означает, что расчетное значение массы топлива для функции DF_1 приблизительно составляет M = 0,817 кг (среднее от $M_{мин}$ = 0,327 кг× 2 = 0,654 кг и $M_{макс}$ = 0,327× 3 = 0,981 кг).

Аналогичным образом выполнено определение масс топливных сборок, которым соответствуют функции возмущения DF_2, DF_3 и DF_4 (рисунки 7-9). Полученные результаты представлены в таблице.

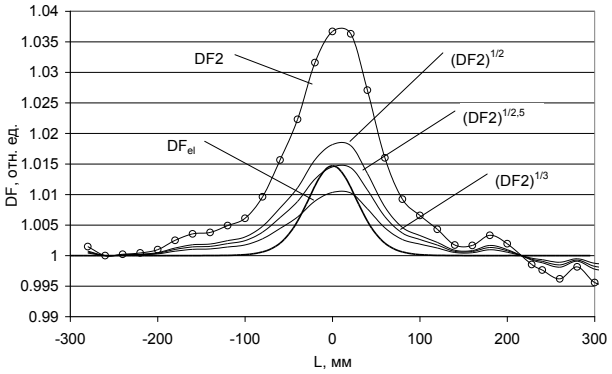


Рисунок 7. Сравнение «элементарной» функции возмущения с функциями $DF_M(L)$ при различных n для DF_2

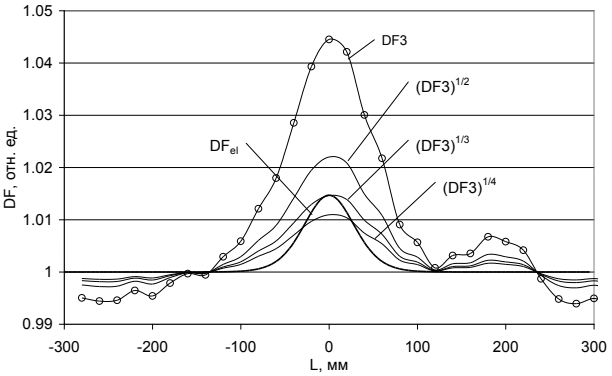


Рисунок 8. Сравнение «элементарной» функции возмущения с $DF_M(L)$ при различных n для DF_3

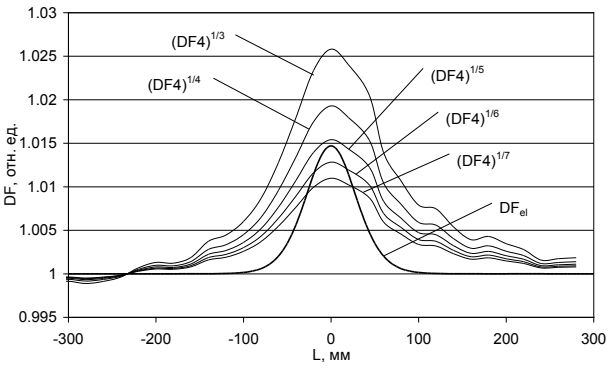


Рисунок 9. Сравнение «элементарной» функции возмущения с функциями-основаниями для DF_4

Сравнение функций $DF_M(L)$ при n=2 для DF_1, при n=2,5 для DF_2 и при n=3 для DF_3 (приближение $DF_M(L)$ к «элементарной» функции возмущения DF_{el} сверху) показывает, что они удовлетворительно совпадают друг с другом (рисунок 10).

Так как допущение о сохранении координаты центра массы топлива в сборке при изменении его количества является, строго говоря, неправомерным, была рассмотрена задача восстановления массы протяженной сборки топлива, в которой линейная плотность топлива является постоянной величиной, и, следовательно, при изменении массы топлива изменяется координата центра массы.

Все выполненные эксперименты (рисунок 3, а-д) соответствовали именно этому случаю, так как топливо размещалось в контейнерах одной и той же формы, и изменение массы топлива осуществлялось послойно, при этом линейная плотность топлива оставалась постоянной для любого фрагмента.

Результат применения соотношения (2) для этого случая, когда каждая «элементарная» функция сопоставлена с координатами своего «элементарного» фрагмента, проиллюстрирован на рисунке 11.

Для функции возмущения DF_3 показано, что наилучшее приближение расчетных и экспериментальной кривых достигается при перемножении четырех «элементарных» фрагментов.

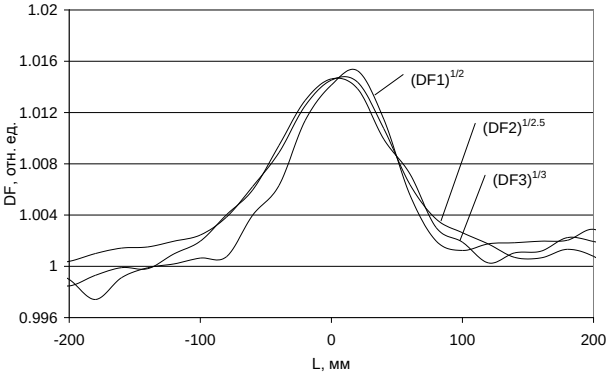


Рисунок 10. Сравнение функций-оснований, полученных разложением функций возмущения для различных фрагментов топлива

Таблица. Сравнение результатов расчета массы топлива по величине функции возмущения и ее действительного значения

Функция возмущения	***DF1***	***DF2***	***DF3***	***DF4***
Значение n для расчета $M_{мин}$	2	2,5	3	6
Значение n для расчета $M_{макс}$	3	3	4	7
Расчетное значение массы топлива в сборке, кг	0,817	0,9	1,145	2,126
Действительное значение массы топлива в сборке, кг	0,654	0,83	1,087	1,999
Отклонение расчетного значения от действительного	≈ - 0.26	≈ - 0.1	≈ - 0.06	≈ - 0.06

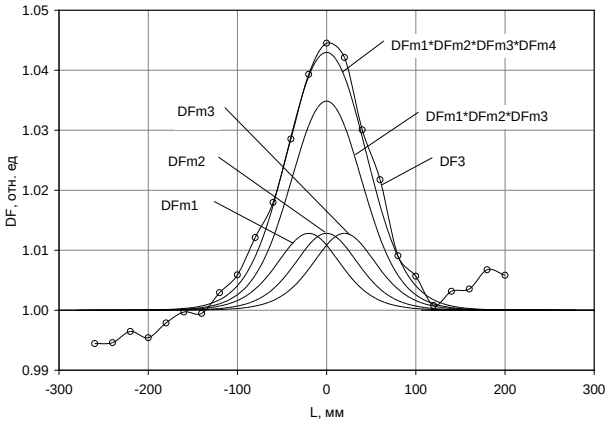


Рисунок 11. Сравнение экспериментальной и рассчитанных функций возмущения DF_3 (по DF_{el})

Это означает, что значение массы топлива, соответствующей функции DF_3, рассчитанное с учетом фактора протяженности, составляет около 1,3 кг, и, таким образом, ошибка определения массы топлива оказалась больше, чем в условиях допущения о сохранении постоянной координаты центра массы.

Одной из причин такой ошибки может быть недостаточная точность определения параметров «элементарной» функции возмущения. Анализ экспериментальных данных, по которым построены функции возмущения, включая «элементарную», показал, что коэффициент корреляции, рассчитанный для линейной зависимости после применения замены (6) аргумента, не достигает значения 0,6 для 0,327 кг и увеличивается с увеличением массы фрагмента топлива).

Действительно, если массу топлива, соответствующую функции DF_3, определять с использованием функции DF_1 в качестве «элементарной» (рисунке 12), то расчетное значение массы топлива приблизительно составит M = 0,98 кг (среднее от $M(DF_1m_1)$ = 0,654 кг и $M(DF_1m_1 \times DF_1m_2)$ = 0,654 × 2 = 1,308 кг).

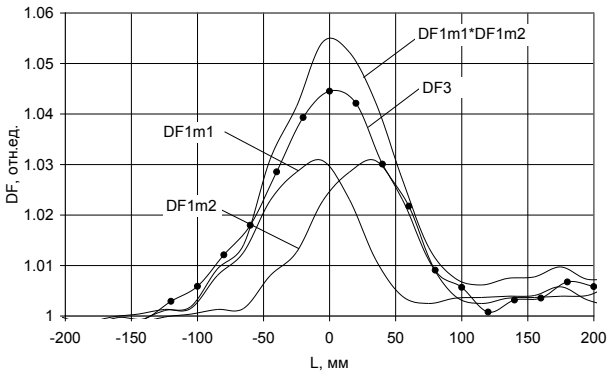


Рисунок 12. Сравнение экспериментальной и рассчитанных функций возмущения DF_3 (по DF_1)

Еще одной величиной, которая может быть получена с использованием метода умножения «элементарных» функций, является максимально возможное изменение потока тепловых нейтронов, которое может быть вызвано протяженным фрагментом топлива в конкретной конфигурации.

Для обсуждаемых условий изменения количества топлива в контейнере функция возмущения уже для 11 состыкованных «элементарных» масс топлива длиной L=2 см достигает своего максимально возможного значения как для бесконечного цилиндра (рисунок 13).

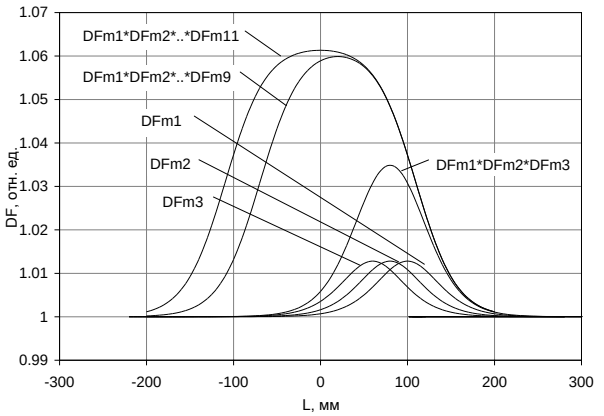


Рисунок 13. Величина максимально возможного отклонения потока тепловых нейтронов на расстоянии 70 мм от протяженного «контейнера» с внутренним диаметром 6 см

Для сравнения на рисунке 14 приведена экспериментальная зависимость максимального отклонения потока нейтронов от массы топлива (в контейнере с диаметром 6 см).

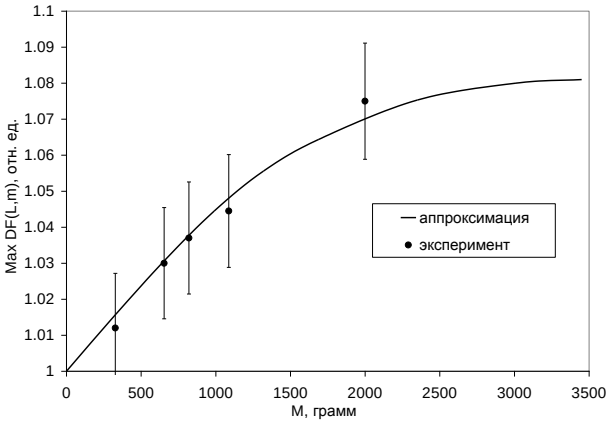


Рисунок 14. Зависимость максимального отклонения потока нейтронов от массы топлива

Выводы

В процессе решения задачи по разработке методики определения массы топлива в экспериментальном канале исследовательского реактора было аналитически показано, что в сборке, в которой сохраняется постоянная линейная плотность топлива при изменении его количества и для которой известно аксиальное распределение потока тепловых нейтронов в области его депрессивного влияния, масса топлива может быть определена по параметрам этого распределения. Для этого достаточно измерить ак-

сиальное распределение потока тепловых нейтронов для топливной сборки с известной массой загруженного в нее топлива (калибровочное распределение).

Результаты проверки методики с использованием экспериментальных данных показали, что она позволяет решать задачи определения массы топлива в сборке, при этом совпадение расчетного и реального значений массы тем лучше, чем больше количество топлива в сборке.

Кроме этого, было показано, что применительно к сборкам, в которых изменение количества топлива достигается за счет изменения протяженности фрагмента топлива, использование предлагаемой методики, возможно как в условиях допущения о сохранении координаты центра массы топлива, так и с учетом его смещения. В последнем случае отклонение рассчитанного значения массы топлива от реального уменьшается с увеличением точности определения калибровочного аксиального распределения потока тепловых нейтронов (распределения для топлива с известной массой).

Предлагаемая методика может быть использована для оценки массы топлива в канале любого ядерного реактора при условии, что может быть выполнен калибровочный эксперимент с размещением в канале топлива с известной массой и будет обеспечена возможность измерения распределения потока тепловых нейтронов по длине канала.

Литература

1. Evans, Albert. Evaluation of techniques for dynamic measurement of Fuel Motion in Liquid-metal-cooled Fast-Breeder Reactor Safety experiments / Albert E. Evans, John D. Orndoff. – Los Alamos, New Mexico 87545, 1980. – 68 p.
2. CABRI: reactor description and test program / Institut de Protection et de Surete Nucleaire, Project Shneller Brueter. - Edition DSN – CEN Fontenay-aux-Roses, Octobre 1981. – 34 p.
3. Kayser, K. Summary of the SCARABEE-N subassembly melting and propogation tests with an application to a hypothetical total instantaneous blockage in a reactor/ G. Kayser, J. Charpenel, C. Jamond // Nuclear Science and Engineering.- 1998. – Vol. 128. – P. 144-185.
4. Фройнд, Г.А. Импульсный реактор TREAT с графитовым замедлителем для экспериментов по кинетике / Г.А. Фройнд, Х.П. Искендериан, Д. Окрент // доклад Р-1848 на 2-й Женевской конференции по мирному использованию атомной энергию – 1958 – Т.10. – С.461.
5. Оценка характеристик годоскопа реактора МИГР / Горин, Н.В. [и др.] // Изв. Челябинского научного центра. – 2002. - Вып. 4(17). – С. 28-33.
6. Курчатов, И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / И.В. Курчатов [и др.] // Атомная энергия. – 1964. - Т. 17, № 6. - С. 463-474.
7. Вурим, А.Д. Внутриреакторные эксперименты по проекту EAGLE / А.Д. Вурим [и др.] // Вестник НЯЦ РК. Сер. «Атомная энергетика и безопасность АЭС». – 2002. - №1. – С. 25-33.
8. Подготовка внереакторных и внутриреакторных экспериментов по проекту EAGLE : отчет о НИР / ДГП «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК ; рук. О.С Пивоваров. – Семипалатинск-21., 1999. – 178 с. – Уч. № 240-02/106, 27.09.2000.
9. Внутриреакторная дозиметрия: практическое руководство. / Б.А. Бриксман [и др.]. - М.: Энергоиздат, 1985.
10. ФС РК 39014691 ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК–057-2004. Относительное распределение плотности потока (флюенса) тепловых нейтронов в экспериментальных каналах. Методика определения. – инв. № 13226/3 от 14.09.2004.
11. Галанин, А.Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах / А.Д. Галанин. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 416 с.

ЖЫЛУ НЕЙТРОНДАР ӨРІСІНІҢ ПАРАМЕТРЛАРЫ ЖӨНІНДЕГІ ИГР РЕАКТОРЫНЫҢ ОРТАЛЫҚ ЭКСПЕРИМЕНТТІК КАНАЛЫНДА ОТЫН МАССАСЫН ЖАНАМА АНЫҚТАУ ӘДІСТЕМЕСІН НЕГІЗДЕУДЕ ЗЕРТТЕУЛЕР

[1)]Вурим А.Д., [1)]Попов Ю.А., [1)]Витюк В.А., [2)]Жотабаев Ж.Р.

[1)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан
[2)]Қазақстан Республикасының Ұлттық Ядролық Орталығы, Курчатов

Мақала жылу нейтрондар ағымын аксиальдық үлестірудің әр көрінісіне арналған ИГР реакторының (ОЭК) орталық эксперименттік каналында отынның ықшамды көріністер массасын анықтау әдістемесін сипаттауға арналған. Жылу нейтрондар ағымының аксиальдық үлестіру міндеттерін шешу үшін, белгісіз массамен отын көрінісі үшін жылу нейтрондар ағымының белгілі массамен (калибрлік үлестірумен) отын көрінісі үшін аксиальдық үлестірумен салыстырылады. ИГР реакторының ОЭК нейтрондарының өріс сипаттамаларын өлшеу бойынша оған әр түрлі массалы ВВЭР-1000 типті отындық таблеткаларымен контейнерлерді орналастыруда эксперименттер нәтижелері келтірілді. Бұл нәтижелер әдістемені тексеру және негәздеу үрдісінде пайдаланылды. Жылу нейтрондар ағымының аксиальдық үлестіруді өлшеу нәтижелері бойынша отын массасын анықтау алгоритімінің сипаттауы және оны қолдану үлгілері келтірілді.

RESEARCH IN SUPPORT OF INDIRECT FUEL MASS DETERMINATION APPROACH ON THE PARAMETERS OF THERMAL NEUTRON FIELD INSIDE THE CENTRAL EXPERIMENTAL IGR REACTOR CHANNEL

[1)]A.D. Vurim, [1)]Yu.A. Popov, [1)]V.A. Vityuk, [2)]Zh.R. Zhotabaev

[1)]Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan
[2)]National Nuclear Centre of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov

The present article is concerned with describing the approach of determining the mass of compact fuel fragments on axial thermal neutron flux distribution common to each fragment inside central experimental IGR reactor channel (CEC). To solve this problem an axial thermal neutron flux distribution for fuel fragment with uncertain mass is compared with axial thermal neutron flux distribution for fuel fragment with certain one (gauging distribution). Experimental results are given on neutron filed measurements inside CEC when casks with VVER-1000 fuel pellets with different mass are placed there. Those were applied to justify and verify the approach. Algorithm of fuel mass determination according to results of measuring the axial thermal neutron flux distribution and application example is described.

УДК 621.039

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ПОЛИГОНА «АЗГИР» НА ОКРУЖАЮЩУЮ СРЕДУ. СОВРЕМЕННЫЕ ДАННЫЕ

Северинен ко М.А., Артемова В.А., Кабдрахимова Г.Д., Полешко А.Н.

Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

Приведены результаты полевых и аналитических исследований радиационного состояния территорий полигона «Азгир» и населенных пунктов.

ВВЕДЕНИЕ

Географически полигон «Азгир» (объект «Галит») находится в непосредственной близости от поселка Азгир Курмангазинского района Атырауской области, в 75 км к северо-востоку от ближайшей железнодорожной станции Харабалинская (Российская Федерация). К востоку от полигона «Азгир» на расстоянии 400км расположен полигон «Тайсойган», к северу в 250 км – полигон «Капустин Яр», к югу в 60км – полигон «Ашулук».

С 1966 по 1979 год на объекте «Галит» проводилась отработка технологий создания с помощью подземных ядерных взрывов полостей большого объема в массивах каменной соли с целью их использования в качестве хранилищ многоцелевого назначения. На десяти технологических площадках (А1, А2, А3, А4, А5, А7, А8, А9, А10, А11) было осуществлено 17 ядерных взрывов различной мощности, которыми создано девять подземных полостей с первоначальным суммарным объемом около 1,2 млн. куб. м. Скважина А6 не была пробурена до необходимой глубины в результате аварии при проходке, скважина А12 была подготовлена, но не использована для проведения взрыва. Не взорванных ядерных зарядов в настоящее время на территории полигона «Азгир» не имеется.

Все взрывы проектировались как камуфлетные, т.е. без выхода продуктов на поверхность, однако при некоторых взрывах наблюдались выходы радиоактивных инертных газов.

Технологические площадки боевых скважин, где были проведены подземные ядерные взрывы, в настоящее время огорожены для предотвращения доступа людей, животных и транспортных средств, на них установлены знаки радиационной опасности и запрещающие знаки.

Для проведения оперативного контроля радиационной ситуации на территории полигона «Азгир» и охраны объектов полигона в 1996 году была создана Азгирская научно-производственная радиоэкологическая экспедиция Института ядерной физики (ИЯФ) НЯЦ РК.

В период с 1996 по 2003 годы силами ИЯФ НЯЦ РК выполнены работы по сбору и систематизации информации по проведенным на полигоне «Азгир» взрывам, обследованию радиационной обстановки на площадках полигона, прилегающей территории и в населенных пунктах. Результаты систематических комплексных исследований позволяют обоснованно утверждать, что основным неблагоприятным экологическим фактором в поселках Азгир и Балкудук является качество питьевой воды, при этом радиационная обстановка в данных населенных пунктах в настоящее время является нормальной и определяется естественными фоновыми значениями.

В 2007 году проведены мероприятия по реабилитации территории технологических площадок, по очистке территории полигона от радиоактивного металлолома и загрязненного грунта и подготовке нарушенных земель к возврату в народно-хозяйственное пользование. После выполнения реабилитационных мероприятий подтверждено отсутствие радиоактивной загрязненности и фактическая пригодность территории вне технологических площадок для осуществления сельскохозяйственной деятельности.

На части территории полигона «Азгир» общей площадью 300 га, прилегающей к технологическим площадкам, до 2024 года действует запрет на производство буровых, геологоразведочных и других подземных работ.

В 2009 году с целью свидетельства эффективности выполненных ранее рекультивационных работ, проведено комплексное обследование полигона. Исследования современного состояния полигона проводились по пешеходным радиометрическим съемкам, по результатам лабораторных исследования отобранных проб почв и растительности площадок, прилегающих местностей и поселков Азгир, Балкудук и Суюндук.

Вся территория, прилегающая и относящаяся непосредственно к полигону, обследована пешеходной радиометрической съемкой с помощью дозиметрической (радиометрической) аппаратуры. Определены содержания радионуклидов в пробах компонентов окружающей среды.

1. СОВРЕМЕННАЯ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКАЯ СИТУАЦИЯ ПОЛИГОНА «АЗГИР»

На всей территории, прилегающей и относящейся непосредственно к полигону, площадью 265 кв. км, включая все технологические площадки, была проведена пешеходная радиометрическая съемка по сети 1,5 км х 1,5 км.

Территории вокруг технологических площадок размером 1 км х 1 км исследованы по сети 250 м х

250 м. Технологические площадки размером 100 м х 100 м исследованы по сети 10 м х 10 м.

В точках измерений отобраны поверхностные пробы почвы из слоя в 5 см. Всего отобрано 404 пробы. Для проверки результатов измерений, на территории вокруг каждой площадки кроме 25 измерений МЭД и 25 отобранных почвенных проб были дополнительно отобрано 2 пробы почвы в контрольных точках. Вся территория полигона площадью 265 км^2, включающая все технологические площадки исследована по сети 1.5*1,5 км.

Результаты гамма-съемки технологических площадок, территорий вокруг них и территории полигона представлены в таблице 1 и рисунке 1.

Таблица 1. Результаты детальной гамма-съемки

	Кол-во измерений	МЭД, мкЗв/ч		
		минимальное	среднее	максимальное
Территория полигона	120	0,05	0,09	0,14
Территория вокруг площадок, в т.ч.	250	0,06	0,09	0,25
А1	25	0,07	0,10	0,11
А2	25	0,07	0,08	0,25
А3	25	0,06	0,09	0,13
А4	25	0,06	0,08	0,1
А5	25	0,07	0,08	0,11
А7	25	0,06	0,08	0,1
А8	25	0,06	0,08	0,11
А9	25	0,06	0,9	0,12
А10	25	0,09	0,11	0,13
А11	25	0,06	0,08	0,11

Интенсивность гамма-фона территории полигона «Азгир» на существующее положение составляет 0,05 – 0,14 мкЗв/ч, что соответствует фоновым уровням и говорит об отсутствии загрязнения территории в настоящее время.

Анализ данных о радиометрической съемке территорий вокруг технологических площадок, указанных в таблице 1, показывает, что состояние радиационного фона (МЭД – (0,06 – 0,13) мкЗв/ч на высоте 1 м от дневной поверхности), соответствует естественному региональному фону окружающей местности – зоне опустыненных степей. Отмеченное одно значение в 0,25 мкЗв/ч по нормативам не является аномальным и находится в допустимых НРБ-99 пределах.

Значения МЭД в точках дозиметрических съемок на технологических площадках находятся в интервале 0,07-0,14 мкЗв/ч. Полученные результаты отмечают, что современная радиационная обстановка на территории непосредственно технологических площадок находится на уровне естественного регионального радиационного фона и не представляет никакой опасности для персонала и населения в радиологическом отношении, кроме 32 отдельных рецедивных участков радиоактивных загрязнений, которые включены в программу мониторинговых измерений на реперных участках площадок.

Значения удельной активности, по результатам лабораторного анализа проб, в почвенном слое дневной поверхности ^{137}Cs (на уровне 20-30 Бк/кг) и ^{241}Am (не превышают 2 Бк/кг и в основном находятся на уровне предела определения используемой аналитической методики) практически являются фоновым уровнем и не превышают уровней глобальных выпадений и ПДК загрязненности почвенного грунта. Значения удельной активности $^{239+240}$Pu (2,8 Бк/кг) и ^{90}Sr (0,1 Бк/кг) в поверхностном почвенном слое не превышают нормативных значений.

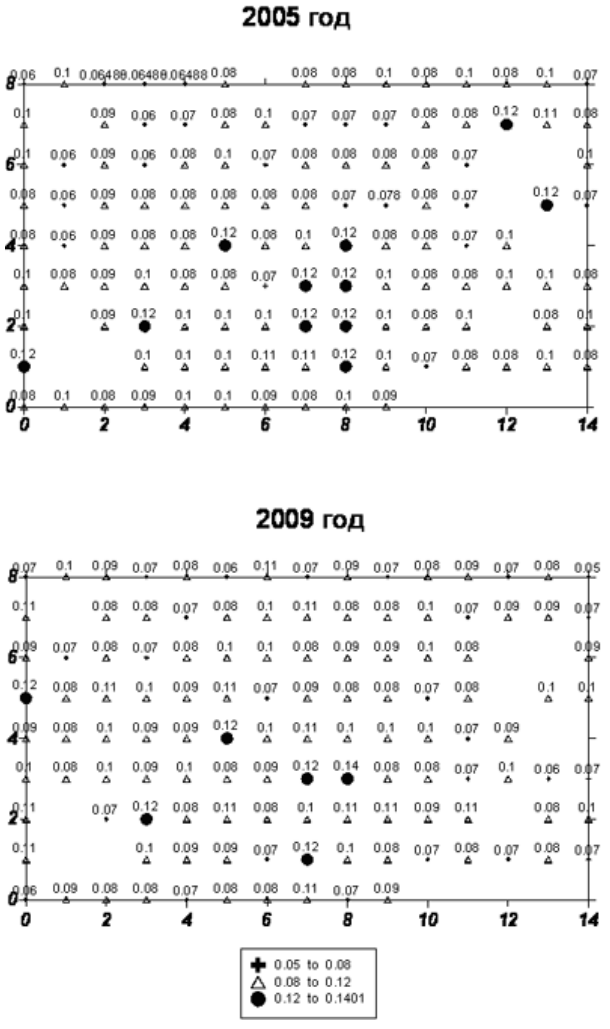


Рисунок 1. Значения мощности эквивалентной дозы на территории полигона, мкЗв/ч

Совокупность полученных данных позволяет говорить, что уровень загрязненности территории полигона и прилегающих территорий практически не превышает уровня глобальных выпадений. Из рисунка 1 видно, что по сравнению с исследованиями, проведенными в 2005 году гамма-фон на территории полигона остался практически неизменным по состоянию на сентябрь 2009 г.

2. СОВРЕМЕННАЯ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКАЯ СИТУАЦИЯ ПОСЕЛКОВ, ПРИЛЕГАЮЩИХ К ПОЛИГОНУ

В населенных пунктах радиометрические съемки выполнены на улицах в местах постоянного присутствия жителей, в помещениях жилых домов, на окраинах поселков на участках, где по возможности сохранился почвенный покров. В комплекс исследовательских работ включено определение эквивалентной равновесной объемной активности радона в воздухе жилых, общественных и производственных помещений. На территориях населенных пунктов выполнено измерение МЭД (гамма-фона) всего в 187 точках, включая измерения МЭД при отборе проб почвы и определении ЭРОА радона (68 измерений). В п. Азгир сделаны 29 измерений МЭД на улицах, 4 измерения на участках с сохраненным по возможности почвенным покровом (почве) и 25 – в домах и зданиях при определении ЭРОА; в п. Балкудук – 34 измерения на улицах, 5 – на почвенном покрове и 25 – в домах и зданиях; в п. Суюндук – 5 измерений на улицах, 5 – на почвенном покрове и 25 – в домах и зданиях. Отобраны поверхностные пробы почв в п. Азгир – 31 шт., в п. Балкудук – 41 шт., в п. Суюндук – 41шт. В указанных поселках отобраны сухие усредненные пробы растительности массой 10 кг в количестве 12 шт., 9 из них составили образцы трав–аборигенов (эфедра, адраспан, полынь) и 3 пробы листьев карагача.

Также в этих поселках были взяты пробы воды из колодцев питьевого и хозяйственного назначения и из озера на площадке А9. Отобраны пробы питьевой воды из 9 колодцев в 7 поселках и 2 пробы технической воды из колодца в п. Азгир и из озера на площадке А9.

Результаты измерения эквивалентной равновесной объемной активности радона (ЭРОА) приведены в таблице 2.

Таблица 2. Результаты измерения ЭРОА в населенных пунктах Азгир, Балкудук и Суюндук

	Кол-во измерений	$ЭРОА_{Rn}$, Бк/м^3		
		минимальное	среднее	максимальное
п. Азгир	24	1,0	65	249
п. Балкудук	23	10	76	221
п. Суюндук	21	28	122	233

Таблица 3. Обобщенные результаты измерений МЭД в населенных пунктах

	Кол-во измерений	МЭД, мкЗв/ч		
		минимальное	среднее	максимальное
п. Азгир	33	0,05	0,07	0,11
п. Балкудук	37	0,05	0,07	0,09
п. Суюндук	40	0,05	0,08	0,10

Значения ЭРОА в среднем составляют 65-122 Бк/м^3, что свидетельствует об отсутствии значимого природного фона по радону, являющегося основным фактором формирования дозовых нагрузок на население. Отмечены единичные значения превышающие 200 Бк/м^3, что связано со слабым проветриванием помещений, приводящим к накоплению радона (дочерних продуктов распада). Результаты измерений концентраций радона в жилых и других зданиях показывают, что с точки зрения радоноопасности указанные населенные пункты являются благополучными.

Усредненный уровень радиационного фона (таблица 3) в обследованных поселках находится в интервале (0,05 – 0,11) мкЗв/ч, что соответствует значениям регионального естественного фона для данной местности.

Выполнен отбор поверхностных проб почв, отбор проб растительности, отбор проб поверхностных вод с регистрацией МЭД в местах отбора. На месте была произведена предварительная подготовка проб к проведению камеральных измерений в стационарных лабораторных условиях Института ядерной физики. Сравнение средних значений концентрации ^{137}Cs и ^{241}Am в почвенном слое указанных поселков с уровнем глобальных выпадений позволяет констатировать, что влияние полигона Азгир на уровень загрязненности почв в обследованных поселках незначимо. Удельное содержание $^{239+240}$Pu и ^{90}Sr в почве меньше нормативных значений, установленных НРБ-99.

Измеренные значения удельной активности ^{3}H, ^{90}Sr, ^{137}Cs в воде колодцев населенных пунктов и озера А9 в большинстве проб воды фиксируются заведомо ниже предельно допустимых уровней по нормативам радиационной безопасности. В колодцах зарегистрировано наличие ряда химических элементов с концентрациями, превышающими нормативы качества воды - ПДК показателей: например, Ba ((132 - 371) мкг/л) в 7 колодцах из 10 при ПДК равном 100 мкг/л, Mn (105 – 1850) мкг/л в 7 колодцах из 10 при ПДК равном 100 мкг/л. Основываясь

на интегральных показателях (суммарный показатель вредности) можно сделать однозначный вывод о непригодности исследованных поверхностных вод и источников водоснабжения для питьевых целей. Т.к. при выборе питьевых вод для жителей поселков нет другой альтернативы, кроме воды из колодцев, то это обстоятельство вызывает беспокойство за состояние здоровья населения Азгирском регионе.

Выполнен выборочный индивидуальный дозиметрический контроль жителей пос. Азгир (7 человек) среди персонала Азгирской научно-производственной радиоэкологической экспедиции, как наиболее критичной части населения, имеющей доступ на территории технологических площадок и выполняющих в рамках своих функциональных обязанностей контроль объектов полигона, обеспечение радиационной безопасности и очистные работы.

В весенне-летний сезон 2009 г. не было зарегистрировано превышения нормированных значений поглощенной дозы для указанных сотрудников Азгирской экспедиции.

Радиационная обстановка в населенных пунктах оценивается на уровне естественного регионального фона, свойственного зоне опустыненных степей, является нормальной и определяется естественными радиационными факторами.

В настоящее время в рамках республиканской бюджетной программы «Обеспечение радиационной безопасности на территории Республики Казахстан» проводятся работы по созданию инфраструктуры радиационного мониторинга подземных вод на территории полигона «Азгир». Выполняются также мероприятия по подготовке документации для передачи в хозяйственный оборот земель полигона, за исключением технологических площадок вокруг боевых скважин, на которых в обозримом будущем должен осуществляться регулярный радиоэкологический мониторинг.

В результате анализа технического состояния скважин отмечено, что лишь незначительная их часть может быть использована при мониторинге радионуклидного загрязнения подземных вод первого водоносного горизонта. Изучалась гидрогеологическая характеристика полигона и особенности миграции радионуклидов в подземных водах.

По результатам обследования скважин составлены акты выбора пригодных для восстановления скважин. Выполнение мероприятий по ремонту и восстановлению функционального назначения скважин отражено в актах произведенных восстановительных работ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Данные обследования полигона «Азгир и прилегающих населенных пунктов позволяют сделать выводы об условной пригодности (до полного завершения детальных комплексных обследований) земель вне площадок для планирования народнохозяйственной деятельности.

Неблагоприятным экологическим фактором является плохое качество питьевой воды из колодцев населенных пунктов.

ЛИТЕРАТУРА

1. Исследование влияния полигона «Азгир» на экологическое состояние подземных вод : отчет о НИР (промежуточ.) / ДГП ИЯФ НЯЦ РК; рук. А.Ж.Тулеушев. – Алматы, 2009. – 156 с. – УДК 504.4.054; № ГР 0109РК00835. – Инв. № 0209РК02103

ҚОРШАҒАН ОРТАҒА «АЗҒЫР» ПОЛИГОНЫНЫҢ ӘСЕРІН ЗЕРТТЕУ. ҚАЗІРГІ ДЕРЕКТЕР

Северинен ко М.А., Артёмова В.А., Кабдрахимова Г.Д., Полешко А.Н.

ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

«Азғыр» полигоны мен елді мекендер аймақтарының радиациялық күйін далалық және аналитикалық зерттеулердің нәтижелері келтірілген.

INVESTIGATION OF “AZGYR” TEST SITE ENVIRONMENT IMPACT. CURRENT DATA

M.A. Severinenko, V.A. Artyomova, , G.D. Kabdrahimova, A.N. Polesko

The Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan

Provision of field and analytical investigations results of “Azgyr” test site area and neighboring settlements radiation state.

УДК 621.039.57

ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ СТАЦИОНАРНОГО СОСТОЯНИЯ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ИР ВВР-К ПРИ ИСПЫТАНИЯХ ОПЫТНЫХ ТВС

Шаймерденов А.А., Аринкин Ф.М., Колточник С.Н., Чекушина Л.В.

Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан

С целью определения теплотехнической надежности активной зоны и пределов безопасной эксплуатации ИР ВВР-К во время испытаний опытных ТВС проведен теплогидравлический анализ стационарного состояния реактора. Расчет проводился для наиболее энергонапряженной опытной и штатной ТВС и всей активной зоны реактора.

Теплогидравлический анализ показал, что при максимальном значении температуры теплоносителя на входе в активную зону 45 ºС, необходимый расход теплоносителя обеспечит работа трех ГЦН в первом контуре реактора. Проведение испытаний опытных ТВС при работе трех ГЦН (~1000 $м^3$/ч) не нарушит пределов безопасной эксплуатации реактора, так как значение коэффициента запаса до начала пузырькового кипения по температуре по корреляции Форстера – Грейфа больше, чем 1.4, что гарантирует отсутствие возникновения пузырькового кипения.

Введение

Теплогидравлический анализ, представленный в ТОБе реактора ВВР-К, выполнялся для конфигурации а.з. в период его энергопуска (дек.1997). Тогда а.з. содержала 36 ТВС-1 и 6 ТВС-2 типа ВВР-Ц, три облучательных канала, располагавшихся вдоль центральной линии а.з., блоки вытеснителей с водой, образующие боковой водяной отражатель, и несколько макетов ТВС.

Испытания опытных ТВС предполагается проводить в существующей а.з. реактора ВВР-К. Три опытных ТВС будут помещены в бериллиевое облучательное устройство в центре а.з. взамен 6 ТВС-1 и облучательного канала. Для повышения мощности энерговыделения, планируется убрать с периферии а.з. 21 ТВС-1 и на их место поместить блоки бериллиевого отражателя. Снижение объема а.з. и увеличение плотности генерируемой мощности требует проведения теплогидравлического анализа.

На ранней стадии проектирования опытной тепловыделяющей сборки, когда твэлы не имели скруглений углов и ребер жесткости, такой анализ проводился (Для анализа стационарного состояния применялся код ASTRA.). На следующей стадии проектирования в техническом задании, согласованном с заинтересованными сторонами, конструкция ТВС несколько изменилась – появились скругления углов и ребра жесткости, что потребовало проведения дополнительного теплогидравлического анализа.

В качестве входных данных использовались следующие параметры:

- давление теплоносителя на входе в а.з. - 0.135 МПа,
- температура теплоносителя на входе в а.з. - 45 ºС,
- уд. теплопроводность топливного сердечника - 0.08 / 0,1 кВт/м-К (ВВР-КН / ВВР-Ц)
- уд. теплопроводность оболочки - 0.170 кВт/м-К,
- толщины топливного сердечника и его оболочки ТВС ВВР-КН и ВВР-Ц – 0,7/0,45 мм, 0,6/0,85 соответственно,
- мощность наиболее энергонапряженной опытной ТВС– 352 кВт (мощность реактора 6 МВт),
- мощность наиболее энергонапряженной ТВС ВВР-Ц – 183 кВт
- максимальное значение плотности энерговыделения в опытной ТВС - 1515 МВт/$м^3$
- распределение плотности энерговыделения по высоте и радиусу а.з. для обеих ТВС,
- данные гидравлического расчета - проходные сечения зазоров ТВС, гидравлические диаметры, смачиваемые и обогреваемые периметры, расходы воды по зазорам ТВС.

Гидравлические расчеты проводились как для наиболее энергонапряженных опытной и штатной ТВС, так и для всей а.з.

Тепловые расчеты проводились с помощью компьютерного кода PLTEMP v.3.5 [1], которые включали высотные распределения температуры теплоносителя в межтвэльных зазорах ТВС, температур топливного сердечника и его оболочек для каждого твэла и значений коэффициента запаса до начала пузырькового кипения для корреляции Форстера-Грейфа.

Следует заметить, что рассмотрение горячих каналов здесь не требуется, так как критическое значение фактора Форстера-Грейфа (минимальное значение коэффициента запаса до начала пузырькового кипения 1.4) включает в себя все неопределенности, связанные с погрешностями в геометрических и массовых параметрах.

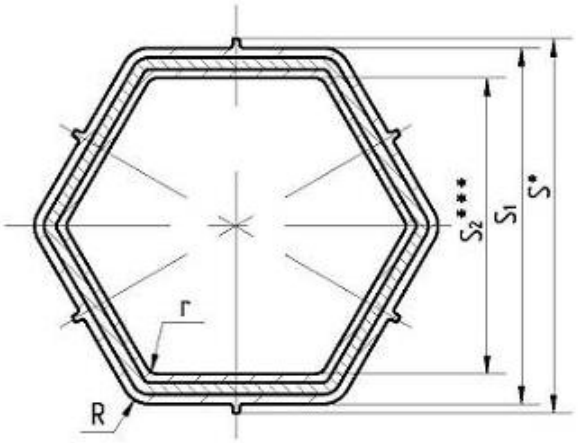
Результаты расчетов по стационарной теплогидравлике должны доказать теплотехническую надежность а.з. Они будут использованы при определении соответствующих пределов безопасной эксплуатации реактора во время испытаний.

1. Гидравлический расчет

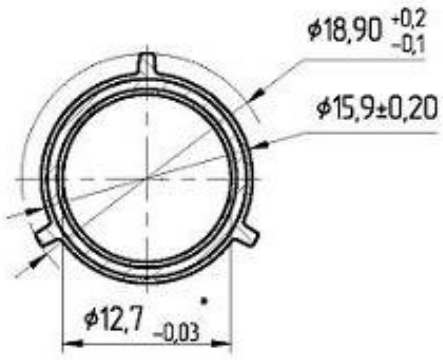
В настоящее время при эксплуатации реактора ВВР-К используется 2 ГЦН, способных обеспечить расход в а.з. до ~ 700 м^3/ч. Максимальная плотность энерговыделения в опытной ТВС будут в начале испытаний, и разумно предположить, что при температуре теплоносителя 45 °С (консервативный подход) на входе в а.з. двух насосов будет недостаточно для обеспечения теплосъема, необходимого для того, чтобы температуры стенок твэлов не превышали предельных максимальных значений, определяемых проектировщиком (98 ºС для опытных ТВС и 95 ºС для ВВР-Ц). Поэтому в качестве исходного значения расхода теплоносителя в а.з. принималось то, которое обеспечивается работой двух ГЦН. Расчеты должны показать на то значение расхода, которое нужно для обеспечения приемлемых температур с оболочек твэлов и теплоносителя в межтвэльных зазорах.

Гидравлический расчет для опытной и штатной ТВС

Рассматриваются варианты геометрии опытной и штатной ТВС, представленные на рисунках 1 и 2.



Поперечное сечение твэлов - тип 1÷7



Поперечное сечение твэл- тип 8

Рисунок 1. Поперечное сечение опытной ТВС

Таблица 1. Характеристики твэлов в опытной ТВС

№ твэла	Размеры, мм					Масса урана-235, г
	S*	S_1	S_2***	R	r	
1	$68{,}20^{+0{,}10}_{-0{,}20}$	66,3±0,20	$63{,}10_{-0{,}03}$	9,3	$7{,}7^{+1}$	51,9±2,6
2	$62{,}10^{+0{,}10}_{-0{,}20}$	59,1±0,20	$55{,}90_{-0{,}03}$	8,5	$6{,}9^{+1}$	46,2±2,3
3	$54{,}90^{+0{,}10}_{-0{,}20}$	51,9±0,20	$48{,}70_{-0{,}03}$	7,7	$6{,}1^{+1}$	40,4±2,0
4	$47{,}70^{+0{,}10}_{-0{,}20}$	44,7±0,20	$41{,}50_{-0{,}03}$	6,9	$5{,}3^{+1}$	34,6±1,7
5	$40{,}50^{+0{,}10}_{-0{,}20}$	37,5±0,20	$34{,}30_{-0{,}03}$	6,1	$4{,}5^{+1}$	28,8±1,4
6	$33{,}30^{+0{,}10}_{-0{,}20}$	30,3±0,20	$27{,}10_{-0{,}03}$	5,3	$3{,}7^{+1}$	23,0±1,2
7	$26{,}10^{+0{,}10}_{-0{,}20}$	23,1±0,20	$19{,}90_{-0{,}03}$	4,5	$2{,}9^{+1}$	17,3±0,9
8						10,4±0,5

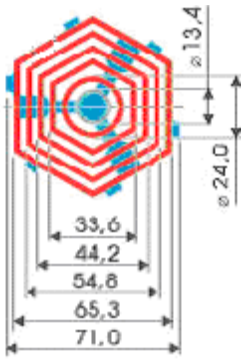


Рисунок 2. Поперечное сечение ТВС ВВР-Ц (штатная)

Коэффициенты местного сопротивления ξ (для сужений и расширений) определялись как функции отношений узкого сечения к широкому, S_y / $S_ш$ [2, 3]:

$$\xi = 0.5\left(1-\frac{S_y}{S_ш}\right) \text{ – для сужения}$$

$$\xi = \left(1-\frac{S_y}{S_ш}\right)^2 \text{ – для расширения.}$$

Коэффициент трения ξ для межтвэльных зазоров определялся как λ·L / D, где L и D – соответственно, длина и гидравлический диаметр зазора, λ - коэффициент гидравлического трения, определяемый по формуле Альтшулля для турбулентного течения [2, 3]:

$$\lambda = 0.11\left(\frac{\Delta}{D}+\frac{68}{\mathrm{Re}}\right)^{0.25},$$

где Δ - шероховатость (принятая равной 0.005 мм), Re – число Рейнольдса.

Перепад давления определялся по формуле Дарси-Вейсбаха:

$$\Delta p = 100\frac{\xi w^2}{2g}\ \text{(см вод. столба)},$$

Расход воды через ТВС определялся исходя из их проходных сечений и скоростей в зазорах, согласно таблице 2.

Гидравлический расчет активной зоны

В таблице 3 представлены результаты гидравлического расчета перепада давления в а.з. (рисунок 3.) для расхода теплоносителя, которое могут обеспечить два и три ГЦН (690 и 1000 м^3/ч соответственно).

Таблица 2. Расходы воды через ТВС в активной зоне реактора

Параметр	ТВС ВВР-Ц пятитрубная	ТВС ВВР-Ц трехтрубная	ТВС ВВР-КН (экспериментальная) восьмитрубная
Число ТВС в активной зоне	32	6	3
Проходное сечение ТВС, см^2	23,34	18,99	23,29
Гидравлический диаметр, см	6,14	6,32	3,87
При работе 2-х ГЦН (690 м^3/ч)			
Перепад давления, бар	0,1		
Скорость воды, м/с	1,84	1,83	1,54
Расход воды через одну ТВС, м^3/ч	15,5	12,5	12,9
При работе 3-х ГЦН (1000 м^3/ч)			
Перепад давления, бар	0,2		
Скорость воды, м/с	2,67	2,65	2,25
Расход воды через одну ТВС, м^3/ч	22,4	18,1	18,9

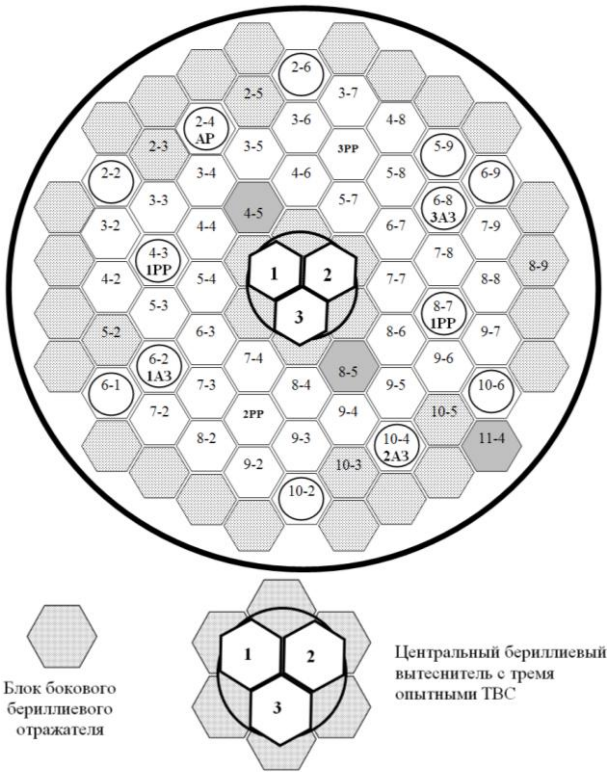


Рисунок 3. Картограмма загрузки активной зоны реактора ВВР-К при испытаниях опытных ТВС (38 ТВС ВВР-Ц + 3 ТВС ВВР-КН + 28 Be блоков)

Таблица 3. Значения расхода воды в а.з. (м^3/ч) в элементах а.з. и связанные с ними перепады давления (см вод. ст.)

Элемент а.з.	Количество	Q=(690 ±24)м^3/ч		Q=(1000 ±30)м^3/ч	
		м^3/ч	Δp	м^3/ч	Δp
ВВР-КН	3	12.9	104	18.9	210
ВВР-Ц - 1	32	15.5	104	22.4	210
ВВР-Ц - 2	6	12.5	104	18.1	210
Блок Be	28	2.2	104	3.1	210
Эксп. канал	9	2.2	104	3.1	210
ИТОГО:		689 м^3/ч		999 м^3/ч	

2. Тепловой расчет

Тепловой расчет выполнен при помощи компьютерного кода PLTEMP v3.5, который предназначен для анализа стационарных теплогидравлических процессов в реакторе. Для опытной ТВС рассмотрен вариант геометрии с учетом ребер жесткости и скругления углов твэлов. Геометрические параметры ребер и скруглений даны в таблице 1. Результаты гидравлических расчетов использовались в качестве входных данных. Данные таблиц 4 и 5 для наиболее энергонапряженных секторов опытной и штатной ТВС перенормированные на их средние значения также использовались во входных файлах теплового расчета опытной и штатной ТВС.

В анализе, проведенном с помощью кода PLTEMP, использовались значения плотности энерговыделения в самом энергонапряженном 60-град. секторе ТВС (таблицы 6 и 7).

Расчетные значения температуры оболочки были наибольшими на внутренней стенке внешних твэлов. На рисунке 4 показано распределение температуры внутренней поверхности внешнего твэла по высоте а.з. Из графика видно, что при работе двух насосов ГЦН температура оболочки больше максимально допустимой температуры (98 °С).

Таблица 4. Распределение относительных значений плотности энерговыделения в опытной ТВС по высоте а.з.

L, см	q, отн.ед.	L, см	q, отн.ед.	L, см	q, отн.ед.	L, см	q, отн.ед.	L, см	q, отн.ед.
1	0.57	13	0.85	25	1.00	37	0.87	49	0.59
3	0.53	15	0.90	27	1.00	39	0.83	51	0.52
5	0.60	17	0.94	29	0.99	41	0.80	53	0.45
7	0.66	19	0.96	31	0.97	43	0.75	55	0.41
9	0.73	21	0.98	33	0.94	45	0.71	57	0.36
11	0.79	23	1.00	35	0.91	47	0.66	59	0.40

Таблица 5. Распределение относительных значений плотности энерговыделения в штатной ТВС (яч.4-4) по высоте а.з

L, см	q, отн.ед.	L, см	q, отн.ед.	L, см	q, отн.ед.	L, см	q, отн.ед.	L, см	q, отн.ед.
1	0.51	13	0.86	25	1.00	37	0.83	49	0.55
3	0.52	15	0.90	27	0.99	39	0.80	51	0.50
5	0.59	17	0.94	29	0.97	41	0.76	53	0.43
7	0.64	19	0.96	31	0.95	43	0.70	55	0.37
9	0.72	21	0.99	33	0.92	45	0.67	57	0.34
11	0.78	23	1.00	35	0.89	47	0.60	59	0.31

Таблица 6. Плотность энерговыделения в опытной ТВС по секторам и твэлам

№	Сектор 1	Сектор 2	Сектор 3	Сектор 4	Сектор 5	Сектор 6	$K_н$
1	0.9848	1.1480	1.0188	0.5184	0.5189	0.9035	1.35
2	0.8995	1.0078	0.9215	0.6940	0.6920	0.8411	1.19
3	0.8352	0.8905	0.8252	0.6755	0.6745	0.7743	1.14
4	0.7838	0.8401	0.7843	0.6795	0.6765	0.7523	1.12
5	0.7633	0.7947	0.7663	0.6795	0.6880	0.7344	1.08
6	0.7598	0.7833	0.7538	0.7114	0.7139	0.7439	1.05
7	0.7858	0.7543	0.7718	0.7533	0.7469	0.7563	1.03
8	0.7635						

Таблица 7. Распределение плотности энерговыделения в топливном сердечнике штатной ТВС в ячейке 4-4 по секторам и твэлам

№	Сектор 1	Сектор 2	Сектор 3	Сектор 4	Сектор 5	Сектор 6	$K_н$
1	0.5562	0.6669	1.0125	0.8820	0.6993	0.576	1.38
2	0.5742	0.6678	0.8982	0.8370	0.6984	0.5922	1.26
3	0.6048	0.6822	0.8235	0.8001	0.6975	0.6084	1.17
4	0.6372	0.7020	0.7938	0.7893	0.7191	0.6453	1.11
5	0.7281						

На рисунке 5 показано распределение температуры теплоносителя в зазоре между первым и вторым твэлом опытной ТВС по высоте а.з. (В других межтвэльных зазорах эти значения заметно ниже).

На рисунке 6 показано изменение температуры внутренней поверхности внешнего твэла штатной ТВС из яч. 4-4, являющейся самой энергонапряженной из всех штатных ТВС в а.з., по высоте а.з. Сравнение с максимальным допустимым значением для ТВС данного типа, составляющем 95 °С, показывает, что верхний предел не достигается. На рисунке 7 показано распределение температуры воды в зазоре между первым и вторым твэлами штатной ТВС (яч.4-4) по высоте а.з.

Для расхода воды в а.з. 690 $м^3$/ч (2 ГЦН) расчетные значения минимальной температуры начала пузырькового кипения и минимального значения коэффициента запаса до начала пузырькового кипения по Форстеру-Грейфу сведены в таблицу 8 вместе с соответствующими значениями перепада давления, максимальной температуры теплоносителя и максимальной температуры стенки твэла.

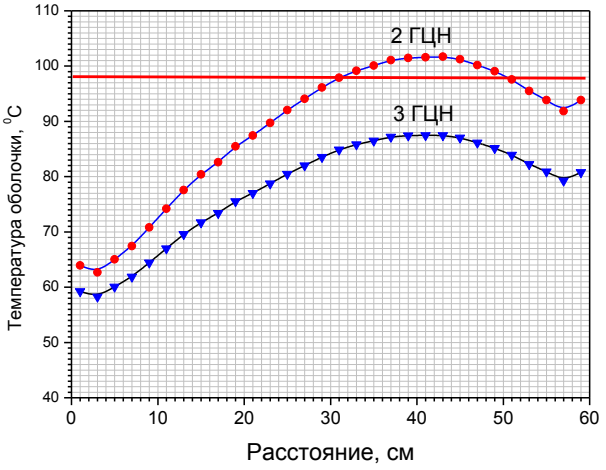


Рисунок 4. Распределение температуры внутренней стенки внешнего твэла опытной ТВС по высоте а.з.

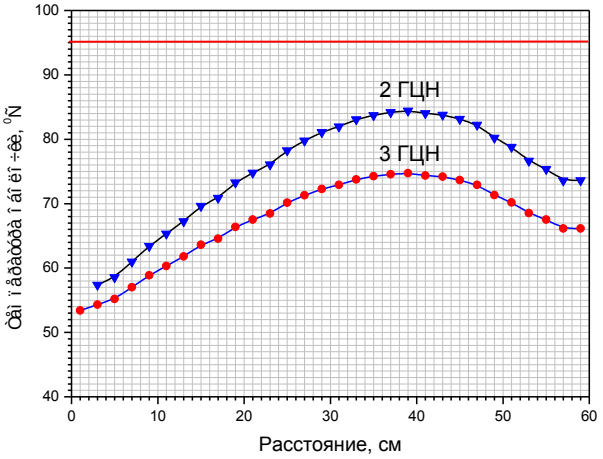


Рисунок 6. Распределение температуры внутренней стенки внешнего твэла штатной ТВС по высоте а.з.

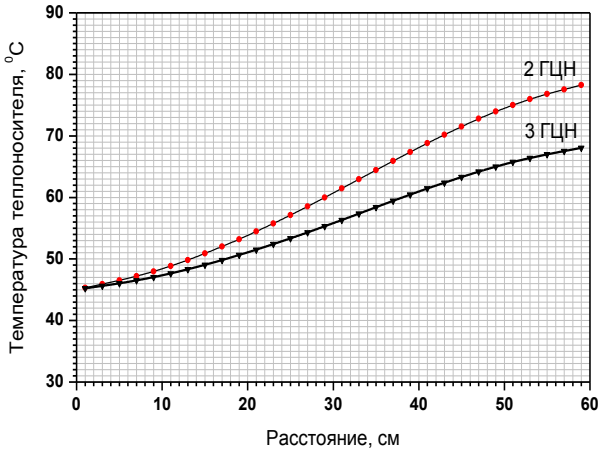


Рисунок 5. Распределение температуры воды в зазоре между первым и вторым твэлами опытной ТВС по высоте а.з.

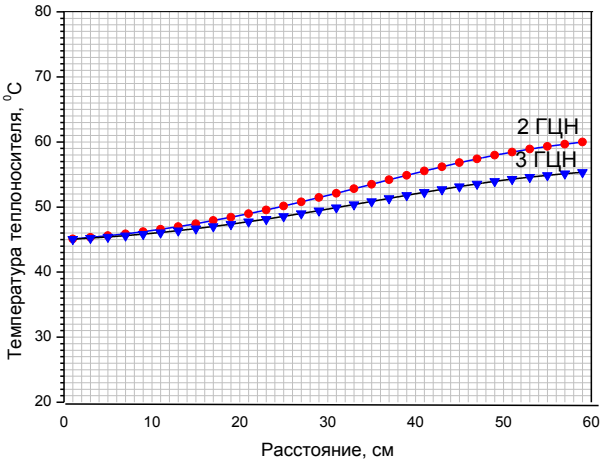


Рисунок 7. Распределение температуры воды в зазоре между первым и вторым твэлами штатной ТВС по высоте а.з.

Таблица 8. Расчетные значения некоторых критических тепловых параметров

Параметр	Опытная ТВС		ТВС ВВР-Ц	
Расход через а.з., м^3/ч	690	1000	690	1000
Перепад давления, см вод.ст.	103.1	209.3	104.1	210.9
Max $t_{тепл}$, °С	77.5	67.4	60.2	55.5
Min ONB ratio Коэффициент запаса до начала пузырькового кипения	1.36	1.79	1.95	2.55
Max $t_{ст}$,°С	102.3	87.9	84.4	74.7

Из таблицы 8 видно, что при работе трех ГЦН первичного контура представленные критические параметры находятся в приемлемых пределах. Все расчетные значения коэффициентов запаса до начала пузырькового кипения по Форстеру – Грейфу превышают 1.4, а это означает, что угрозы возникновения пузырькового кипения нет.

Выводы

Теплогидравлический анализ показал, что при максимальном значении температуры теплоносителя на входе в активную зону 45 ºС (консервативный подход), необходимый расход теплоносителя обеспечит работа трех ГЦН в первом контуре ИР ВРР-К. Проведение испытаний опытных ТВС при работе трех ГЦН (~1000 м^3/ч) не нарушит пределов безопасной эксплуатации реактора, так как значение коэффициента запаса до начала пузырькового кипения по температуре по корреляции Форстера – Грейфа больше, чем 1.4, что гарантирует отсутствие возникновения пузырькового кипения.

При температуре теплоносителя на входе в а.з. меньше 39 ºС, возможна работа с двумя ГЦН.

Литература

1. Olson Arne P. A Users Guide to the PLTEMP/ANL V3.5 Code / Arne P Olson, M. Kalimullah. – A. : Argonne National Laboratory, 2008. – 184 p.
2. Идельчик, И.Е. Справочник по гидравлическим сопротивлениям / И.Е. Идельчик. - М. : Машиностроение, 1975. – 560 с.
3. Киселев, П.Г. Справочник по гидравлическим расчетам / П.Г. Киселев. – М. : Энергия, 1972. – 312 с.

ЗР ССР-Қ-НЫҢ АКТИВТІ АЙМАҒЫНДА ТҰРАҚТЫ КҮЙІНДЕ ТӘЖІРИБЕЛІК ЖШЖ-НЫҢ СЫНАҚ ӨТКІЗУ ЖЫЛУГИДРАВЛИКАЛЫҚ АНАЛИЗЫ

Шәймерденов Ә.А., Аринкин Ф.М., Колточник С.Н., Чекушина Л.В.

ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

Тәжірибелік ЖШЖ-ның сынақ өткізу уақытында ЗР ССР-Қ-ның активті аймағының жылутехникалық сенімділігі мен кауіпсіз пайдалану шегін анықтау мақсатында реактордың тұрақты күйінде жылугидравликалық анализ өткізілген. Реактордың ең энергокернеулі тәжірибелік пен штаттық ЖШЖ-ның және барлық актив аймағына есеп өткізілген.

Жылугидравликалық анализ активті аймаққа кіре берісте жылутасығыштың максимальды температура мәні 45ºС болса, реактордың бірінші контурында үш БАС (ГЦН) жұмысы керекті су шығынын қамтамасыз ететіндігін көрсетті. Тәжірибелік ЖШЖ-нда сынақ өткізу үш БАС-тың (ГЦН) (~1000 $м^3$/с) жұмысы кауіпсіз пайдалану шегін, Форстер-Грейфтің корреляциясы бойынша көпіршіктік қайнауға дейінгі температура коэффициенттік қор мәні 1,4-тен астам болса, көпіршіктік қайнаудың болмауына кепілдік беріледі.

THERMAL HYDRAULIC ANALYSIS STEADY-STATE CONDITIONS CORE RR WWR-K FOR LIFETEST LEAD TEST ASSEMBLIES

A.A. Shaimerdenov, F.M. Arinkin, S.N. Koltochnik, L.V. Chekushina

Institute of Nuclear Physics of NNC RK, Almaty, Kazakhstan

With the purpose of definition it is thermotechnical reliability of the core and appropriate limits of the reactor safe operation during LTA in reactor test it is lead steady state conditions thermal hydraulics analysis. Calculation was carried out for hottest lead test assemblies and regular assemblies and all core.

Thermal hydraulics analysis has shown, that at the maximal value of coolant inlet temperature 45 °C, a required flow rate of coolant in the core will be provided by operation of three circulation pumps of primary circuit. LTA test in the WWR-K at work three pumps (1000 m3/h), won't violate limits of reactor safe operation, as values by Forster-Greif are less than 1.4, meaning that nucleate boiling doesn't threaten.

УДК 621.039.572

РАСЧЕТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБОСНОВАНИЕ ЗАМЕНЫ ВЫСОКООБОГАЩЕННОГО ТОПЛИВА РЕАКТОРА ИВГ.1М НА КЕРМЕТНОЕ ТОПЛИВО С ПОНИЖЕННЫМ ОБОГАЩЕНИЕМ

Жумадилова У.А., Алейников Ю.В., Прозорова И.В., Гановичев Д.А.

Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В статье представлены результаты расчетных исследований в обоснование вариантов замены топлива реактора ИВГ.1М, проведенных в рамках выполнения работ по теме «Разработка и обоснование концепции модернизации активной зоны реактора ИВГ.1М».

Предложен вариант замены существующего UZr-топлива с обогащением 90 % по изотопу урана ^{235}U на керметное топливо с пониженным обогащением. Результаты проведенных исследований позволяют сделать вывод о перспективности использования керметного топлива с пониженным обогащением в модернизированной активной зоне реактора ИВГ.1М. При этом будут обеспечены высокие нейтронно-физические и эксплуатационные характеристики реактора.

Введение

Основной целью расчетных исследований являлось обоснование возможности замены существующего высокообогащенного топлива в реакторе ИВГ.1М на топливо с пониженным обогащением по изотопу урана ^{235}U. Возможность перевода реактора ИВГ.1М на низкообогащенное топливо обосновывается нейтронно-физическими и теплогидравлическими расчетами параметров активной зоны (АЗ) с различными конфигурациями топливных сборок.

Задачей настоящей работы является расчетно-теоретическое исследование нейтронно-физических и теплофизических параметров АЗ реактора ИВГ.1М с топливом пониженного обогащения.

Снижение обогащения ядерного топлива исследовательских реакторов является одной из задач по нераспространению ядерно-опасных материалов. Поэтому проблема нераспространения ядерных материалов делает актуальной задачу снижения обогащения ядерного топлива исследовательских реакторов – основных потребителей высокообогащенного урана. В Казахстане имеется четыре исследовательских реактора, три из которых – действующие. Реакторы находятся в эксплуатации институтов Национального Ядерного Центра Республики Казахстан (НЯЦ РК). Одним из этих реакторов является реактор ИВГ.1М – исследовательский водо-водяной гетерогенный корпусной ядерный реактор на тепловых нейтронах с легководным замедлителем и теплоносителем и бериллиевым отражателем нейтронов.

НЯЦ РК как организация, эксплуатирующая исследовательские реакторы с высокообогащенным топливом, в соответствии с программой по снижению обогащения исследовательских и испытательных реакторов (RERTR), направленной на преобразование исследовательских реакторов с высокообогащенным ураном на уран с пониженным обогащением, проводит исследования направленные на замену существующей АЗ реактора ИВГ.1М на АЗ с топливом пониженного обогащения.

Одна из возможностей модернизации топлива реактора ИВГ.1М основана на использовании керметных твэлов пониженного обогащения по изотопу урана ^{235}U на основе микротоплива с матричной структурой, уже прозванных прообразами тепловыделяющих элементов для энергетики будущего. Они позволяют увеличить степень выгорания топлива и значительно повысить уровень безопасной эксплуатации реактора. Такое топливо характеризуется отсутствием прямых контактов между топливными частицами благодаря их равномерному распределению в металлической матрице. Это достигается, как показывают результаты исследований, использованием сферических топливных частиц, предварительно покрытых материалом матрицы, и их изостатическим прессованием в сердечники; низким выходом продуктов деления в контур теплоносителя при нарушении герметичности оболочки; повышенной радиационной стойкостью и геометрической стабильностью.

Необходимость проведения модернизации реактора обусловлена расширением его функциональных возможностей, в частности увеличением длительности кампании. Основные требования, предъявляемые к последующей модернизации, сводятся к сохранению основных органов регулирования реактора, сохранению его максимальной мощности, использования доступного и не дорогого топлива. Модернизация включает установку в реактор полного набора новых технологических каналов (ТК) (тридцать штук), при этом должно обеспечиваться расширение функциональных возможностей реактора.

Выполненная работа продолжила расчетные и экспериментальные исследования, выполненные в ДГП ИАЭ НЯЦ РК в 2004-2008 гг. в рамках темы НТП «Разработка и обоснование концепции модернизации АЗ реактора ИВГ.1М», на основании которых предложен наиболее приемлемый вариант замены UZr-топлива с обогащением 90 % по изотопу урана ^{235}U на диоксидное топливо с пониженным обогащением [1].

1. Конструктивные особенности и основные параметры АЗ, оснащенной керметным топливом

Исследовательский водоохлаждаемый реактор ИВГ.1М разработан и создан на базе высокотемпературного газоохлаждаемого реактора ИВГ.1, эксплуатируемого на комплексе исследовательских реакторов (КИР) «Байкал - 1» с марта 1975 года. Главный конструктор реактора – НИКИЭТ (г. Москва), научный руководитель разработки – ИАЭ им. И.В.Курчатова (г. Москва), разработчик технологических каналов – НИИ НПО «Луч» (г. Подольск, Московской области), генеральный проектировщик – ВНИПИЭТ (г. Ленинград).

Обогащение по изотопу урана ^{235}U загруженного в настоящее время топлива реактора ИВГ.1М составляет 90 %. Величина обогащения урана, при которой он не может быть использован в военных целях, по оценкам МАГАТЭ составляет не более 20 %. При таком обогащении сохранение высоких нейтронно-физических и эксплуатационных характеристик реактора старой конструкции возможно лишь при использовании новых видов топлива высокой плотности, т.е. с повышенным содержанием урана в единице объема топливной сборки.

В качестве топлива в АЗ предлагается использовать керметное топливо на основе микротоплива с матричной структурой (диоксид урана в матрице из сплава на основе циркония) с обогащением 20 % по изотопу урана ^{235}U. При этом изменению подвергается лишь конструкция тепловыделяющей сборки (ТВС), основные узлы ТК будут сохранены. Внешний контур ТК должен совпадать с контуром водоохлаждаемого технологического канала (ВОТК), установленных в настоящее время в реакторе.

Для расчетов выбраны три варианта конструкции ТВС с керметным топливом, различающиеся диаметром твэлов и их количеством:

- ТВС из 90 твэлов диаметром 5,7 мм (вариант 1);
- ТВС из 150 твэлов диаметром 4 мм (вариант 2);
- ТВС из 144 твэлов диаметром 4 мм (вариант 3).

Предлагаемый керметный твэл имеет матричную структуру. В качестве материала матрицы используется сплав на основе циркония. Топливный сердечник высотой 50 мм и диаметром 4,6 мм (для варианта 1) размещается в оболочке с внутренним диаметром 4,7 мм. Величина зазора между оболочкой и топливным сердечником составляет 0,05 мм. Этот зазор заполняется силумином. Схема керметного твэла на основе микротоплива показана на рисунке 1.

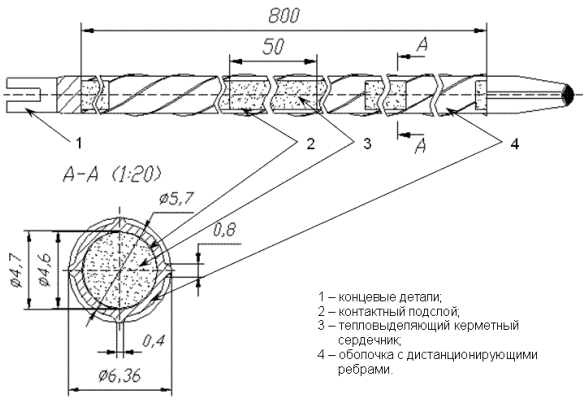


Рисунок 1. Схема керметного твэла

Во всех вариантах длина АЗ составляет 800 мм, сохраняется корпус ВОТК из сплава АМГ-5 диаметром 76 мм с толщиной стенки 3 мм. Внутри корпуса между двумя торцевыми решётками из сплава АМГ-5, соединёнными центральным стержнем, располагаются цилиндрические твэлы со спиральными рёбрами.

Между корпусом ТК и твэлами (для варианта 1) помещены 30 заполнителей: 12 заполнителей диаметром 3 мм, 12 заполнителей диаметром 4,62 мм и 6 заполнителей диаметром 5,15 мм.

Между корпусом ТК и твэлами (для варианта 2 и 3) помещены 12 полуцилиндрических заполнителей диаметром 5,144 мм. Концы заполнителей входят в соответствующие пазы в верхней и нижней решётках. Заполнители и центральный стержень изготавливаются из сплава Э110 и вместе с решётками образуют контейнер для размещения твэлов.

Параметры ТК в пределах АЗ для всех вариантов конструкции приведены в таблице 1.

Таблица 1. Параметры ТК

Наименование параметра	Варианты конструкции ТВС		
	1	2	3
Число твэлов	90	150	144
Диаметр твэла, мм	5,7	4,0	4,0
Диаметр твэла по рёбрам, мм	6,36	5,144	5,144
Ширина основания ребра, мм	0,8	0,5	0,5
Ширина конца ребра, мм	0,4	0,3	0,3
Шаг закрутки рёбер, мм	30	30	30
Объем твэлов в ТВС, см^3	1837,3	1508,0	1447,6
Диаметр центрального стержня, мм	6,360	5,144	15,432
Диаметр сердечника, мм	4,6	2,8	2,8
Объем воды в ТК, см^3	830,0	1344,6	1291,9
Доля диоксида урана в сердечнике, %	18,0	23,5	24,5
Масса изотопа урана ^{235}U в ТВС, кг	0,395	0,318	0,319

Система управления реактора должна обладать эффективностью, обеспечивающей компенсацию изменений реактивности связанных с эффектами работы реактора. Она должна в любых условиях иметь возможность быстрого надежного гашения цепной реакции и исключить самопроизвольный выход реактора в критическое состояние после его останова. Десять регулирующих барабанов (РБ) реактора ИВГ.1М имеют эффективность 11,3 $\beta_{эф}$. При выборе оптимальных вариантов конструкции ТВС рассматривались модели, для которых значение реактивности находилось в пределах от 6 $\beta_{эф}$ до 10 $\beta_{эф}$. Так же при выборе варианта АЗ с новыми ТК учитывалось, что:

- положительная реактивность при полном развороте барабанов поглощающей стороной от АЗ (180°) должна быть выше существующей;
- отрицательная реактивность при полном развороте барабанов поглощающей стороной к АЗ (0°) должна быть достаточно большой, чтобы компенсировать реактивность, которую могут внести экспериментальные устройства с топливом, размещенные в центральном канале;
- значение плотности потока тепловых нейтронов должно быть как можно выше.

Максимально допустимая объемная доля диоксида урана с обогащением 20 % в композиции изготавливаемого керметного топлива может быть доведена до 75 %. Но при такой доле реактивность АЗ для всех трех вариантов составила бы более 40 $\beta_{эф}$, что превышает значение эффективности органов регулирования. Была проведена серия расчетов для подбора доли топлива в матрице. При выполнении расчетов первоначально зона топлива гомогенизировалась, но это существенно завышало результаты. Для повышения точности расчетов было принято решение детально задать сложную гетерогенную конструкция ТВС: точное положение и материальный состав всех твэлов в АЗ [2].

2. НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ И ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИЕ РАССЧЕТЫ ХАРАКТЕРИСТИК НОВОЙ АЗ

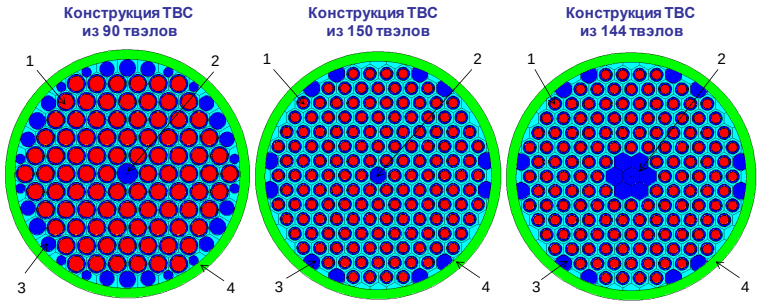
В ходе расчетов были проанализированы нейтронно-физические параметры активной зоны с керметным топливом и их зависимость от положения РБ: эффективность и градировочные характеристики органов регулирования, распределение энерговыделения по высоте АЗ, распределение энерговыделения по рядам ТК, максимальные значения коэффициентов неравномерности по рядам ТК. Для выбора максимально возможной мощности реактора были проведены соответствующие теплогидравлические расчеты. Далее была проведена оценка влияния процессов выгорания и шлакования топлива на реактивность при длительной работе реактора на мощности.

Основные нейтронно-физические характеристики АЗ

Нейтронно-физические расчеты (НФР) проводились с использованием программы MCNP5, предназначенной для решения задач переноса (нейтронного, фотонного и электронного) излучения в произвольной трехмерной геометрии, с целью определения основных нейтронно-физических характеристик АЗ реактора ИВГ.1М. Расчетная модель реактора для программы MCNP5 максимально соответствовала реальной конструкции реактора ИВГ.1М [3, 4]. Положение стержней компенсирующих реактивность (СКР) – вверху. Модель предусматривает возможность изменять угловое положение РБ от 0 градусов (поглощающие элементы в АЗ) до 180 градусов (поглощающие элементы вне АЗ).

Графическое представление трех вариантов расчетных моделей ТВС, построенные с помощью программы MCNP5, представлены на рисунке 2 [5, 6].

В результате НФР определены значения эффективного коэффициента размножения ($К_{эф}$), запас реактивности (ρ) и плотности потока тепловых нейтронов ($Ф_т$) в экспериментальном физическом канале (ФКЭ) по центру АЗ. Расчетные значения $К_{эф}$, ρ, $Ф_т$ и эффективности РБ приведены в таблице 2. Распределение $Ф_т$ по высоте ФКЭ и распределение энерговыделения по высоте ТВС представлены на рисунках 3 и 4.



1 - твэлы; 2 – центральный стержень; 3 - заполнители; 4 – корпус технологического канала.

Рисунок 2. Расчетные модели вариантов конструкции ТВС

Таблица 2. Расчетные значения нейтронно-физических параметров

Варианты	$K_{эф}$		ρ, $\beta_{эф}$		$Ф_т$, отн.ед.		Эффективность РБ, $\beta_{эф}$
	Положение РБ, градус						
	180	0	180	0	180	0	
1	1,04184	0,92739	6,3	-12,2	1	–	18,5
2	1,04303	0,94179	6,4	-9,7	0,93	–	16,1
3	1,04230	0,94383	6,3	-9,3	0,91	–	15,6

Из результатов расчетов, приведенных в таблице 2, следует, что для всех вариантов конструкции ТВС значения ρ приблизительно одинаковы и находятся в требуемом диапазоне. Значения $Ф_т$ для трех вариантов конструкции ТВС различаются между собой менее чем на 10 %. Суммарная эффективность РБ составляет в среднем 17 $\beta_{эф}$.

Коэффициент неравномерности распределения $Ф_т$ по высоте ФКЭ составляет приблизительно 1,3 для всех вариантов конструкции ТВС.

В таблице 3 представлено распределение энерговыделения по радиусу и по высоте АЗ.

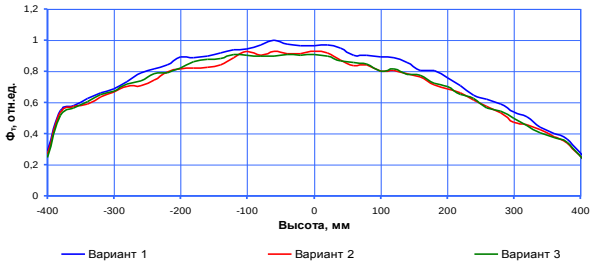


Рисунок 3. Распределение плотности потока тепловых нейтронов по высоте ФКЭ

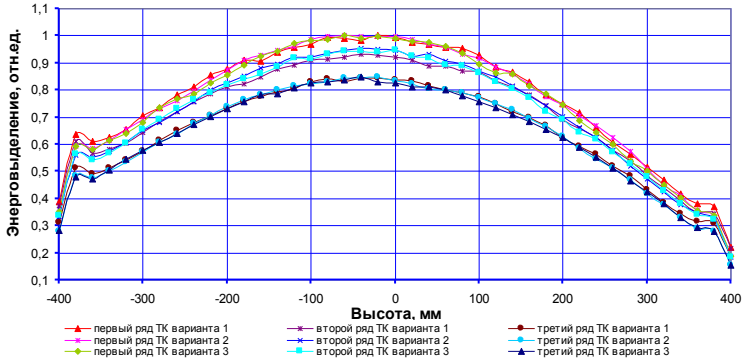


Рисунок 4. Распределение энерговыделения по высоте ТВС

Таблица 3. Относительное распределение энерговыделения по радиусу и по высоте АЗ

Варианты конструкции ТВС	Распределение энерговыделения по радиусу АЗ (k_r), отн.ед.			Коэффициент неравномерности распределения энерговыделения по высоте (k_z) , отн.ед.		
	Первый ряд ТК	Второй ряд ТК	Третий ряд ТК	Первый ряд ТК	Второй ряд ТК	Третий ряд ТК
Вариант 1	1,20	1,11	1,00	1,32	1,32	1,33
Вариант 2	1,20	1,13	1,00	1,33	1,34	1,34
Вариант 3	1,19	1,13	1,00	1,33	1,33	1,36

Коэффициент неравномерности распределения энерговыделения по высоте (k_z) АЗ составляет приблизительно 1,33 для всех вариантов конструкции ТВС и для всех рядов ТК. Коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу (k_r) составляет в среднем для всех вариантов 1,08.

Теплогидравлические параметры АЗ

Для выбора максимально возможной мощности реактора были проведены соответствующие теплогидравлические расчеты.

Зависимости температуры охлаждающей воды на выходе из ТВС, максимального значения температуры топлива, температуры силумина, перепада давления охлаждающей воды между раздаточным коллектором и выходом из ТВС от расхода воды через реактор приведены на графике, представленном на рисунке 5.

Указанные зависимости, приведены для наиболее теплонапряженного первого ряда ТК при мощности реактора 40 МВт, 50 МВт и 60 МВт. На графике стрелками показаны значения расходов охлаждающей воды, при которых температура на выходе из ТВС составит 90 °С для разных значений мощности реактора и соответствующие им перепады давления между раздаточным коллектором и выходом из тепловыделяющей сборки.

Результаты теплогидравлического расчета для мощности реактора 40, 50 и 60 МВт приведены в таблице 4.

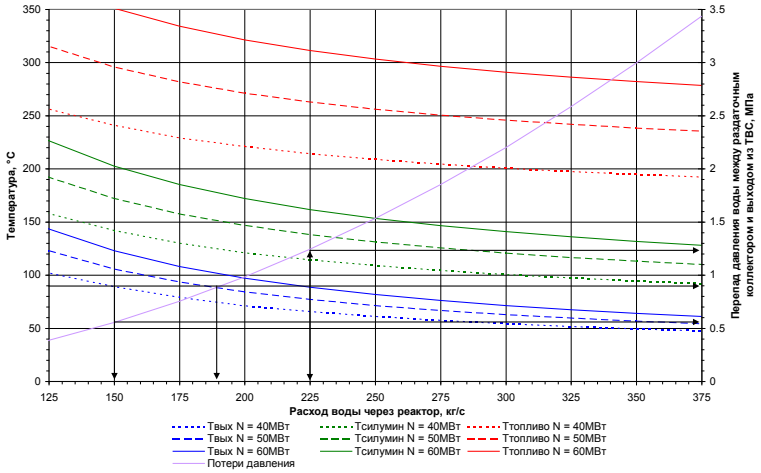


Рисунок 5. Зависимость температуры воды на выходе из ТВС, силумина, топлива, перепада давления воды от расхода охлаждающей воды через реактор

Таблица 4. Результат теплогидравлического расчета для первого ряда ТК

Мощность реактора, МВт	Температура воды на выходе из ТВС, °С	Температура силумина, °С	Максимальная температура топлива, °С	Расход воды через реактор, кг/с	Потери давления воды между раздаточным коллектором и выходом из ТВС, МПа
40	90	140	240	150	0,55
50	90	150	275	190	0,90
60	90	165	320	225	1,25

На рисунке 6 приведено расчетное распределение температуры в конструкционных элементах ТК по высоте АЗ реактора для самого теплонапряженного первого ряда ТК при мощности реактора 60 МВт, суммарный расход воды через реактор принят равным 225 кг/с.

На графике, представленном на рисунке 6, стрелками показано направление течения охлаждающей воды. Максимальная мощность реактора ограничена возможностями насосной системы, обеспечивающей подачу охлаждающей воды в реактор с давлением 1,5 МПа. Максимально возможная мощности реактора с керметным топливом составляет 60 МВт. При этой мощности реактора расход воды через реактор должен быть не менее 225 кг/с, при этом перепад давления воды между раздаточным коллектором и выходом из ТВС составит около 1,25 МПа, максимальное значение температуры силумина не превысит 165 °С, максимальное значение температуры топлива составит 320 °С, а температура воды на выходе из ТВС – 90 °С. Максимальное расчетное значение теплового потока через оболочку твэла в его средней части составит 30 кВт.

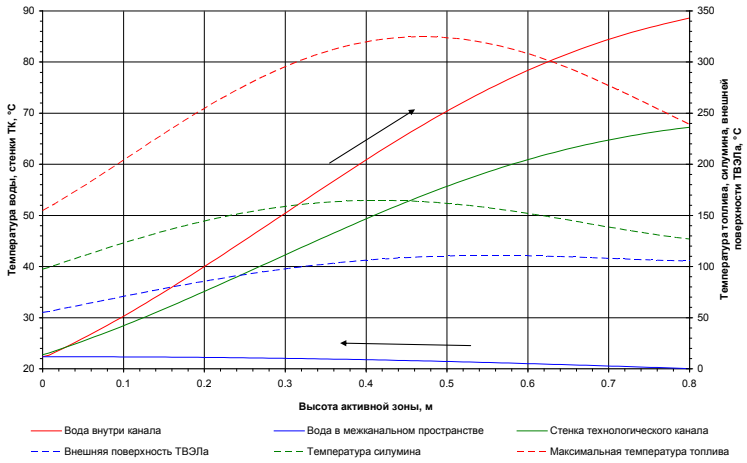


Рисунок 6. Изменение температуры воды, стенки ТК, силумина и топлива по высоте АЗ для первого ряда ТК при мощности реактора 60 МВт

Влияние процессов выгорания и шлакования топлива на реактивность

НФР изменения реактивности во времени и скорости выгорания топлива были построены на аналитическом методе расчета системы дифференциальных уравнений:

$$\frac{dN_i\ t}{dt} = -xN_i\ t\ + Q\ t\ , \qquad (1)$$

где ∂Ni(t) – изменение концентрации со временем, $N_i(t)$ – концентрация ядер в момент времени t, x – вероятность образования ядер при ядерных реакциях;

$$Q\ t\ = \sum_{n=1}^{n_{max}} Q_n\ t\ , \qquad (2)$$

где $Q(t)$ – увеличение количества ядер i-го изотопа за счет преобразования ядер предшественников.

Выгорание топлива приводит к уменьшению количества делящихся веществ в АЗ и к накоплению стабильных и долгоживущих продуктов деления со сравнительно небольшими сечениями поглощения нейтронов.

В результате выполненного расчета определены изменения запаса реактивности во времени и глубина выгорания топлива при различных значениях мощности реактора. Результаты расчетов глубины выгорания и время работы на мощности, за которое реактивность уменьшается до нуля за счет выгорания, представлены в таблице 5.

Таблица 5. Результаты расчетов глубины выгорания и времени работы

Мощность, МВт	Время работы, ч	Глубина выгорания, МВт·сут/кг
30	3500	92
60	1900	101

На рисунке 7 показано изменение ρ в течение работы реактора на двух стационарных уровнях мощности.

Количество накопленных изотопов плутония составляет примерно 0,3 % от общей доли делящихся нуклидов за все время работы реактора. На рисунках 8 и 9 приведены кривые выгорания ^{235}U и накопления изотопов Pu для двух стационарных уровней мощности реактора.

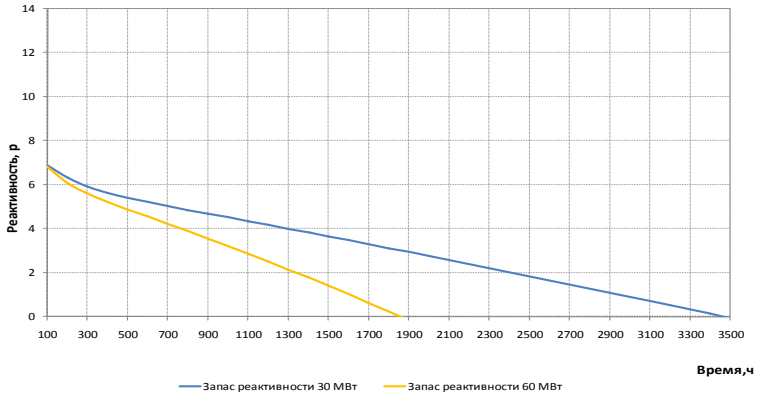


Рисунок 7. Изменение запаса реактивности в течение работы реактора

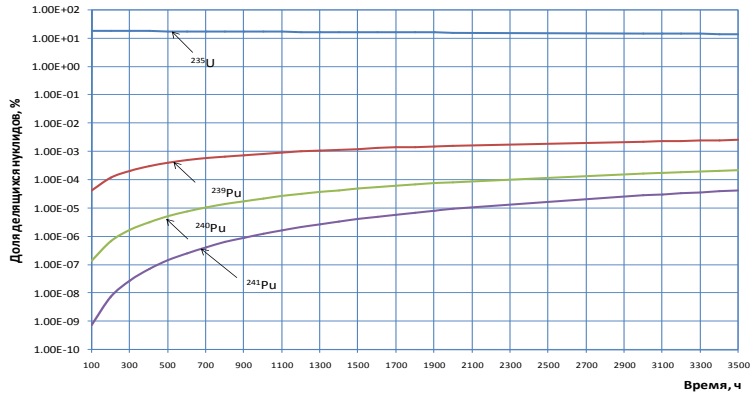


Рисунок 8. Кривые выгорания урана по изотопу ^{235}U и накопления изотопов плутония на стационарной мощности 30 МВт

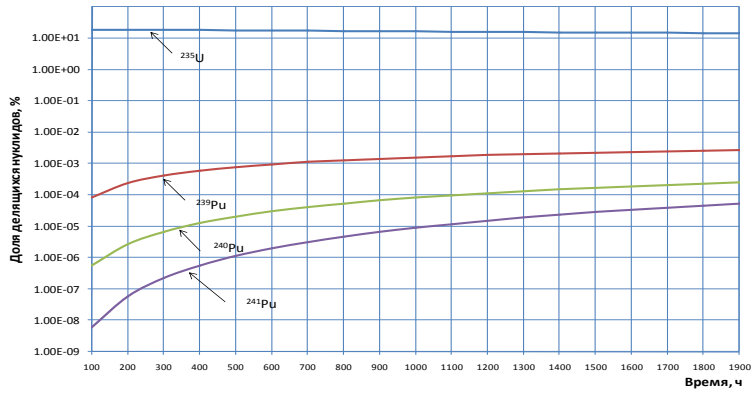


Рисунок 9. Кривые выгорания урана по изотопу ^{235}U и накопления изотопов плутония на стационарной мощности 60 МВт

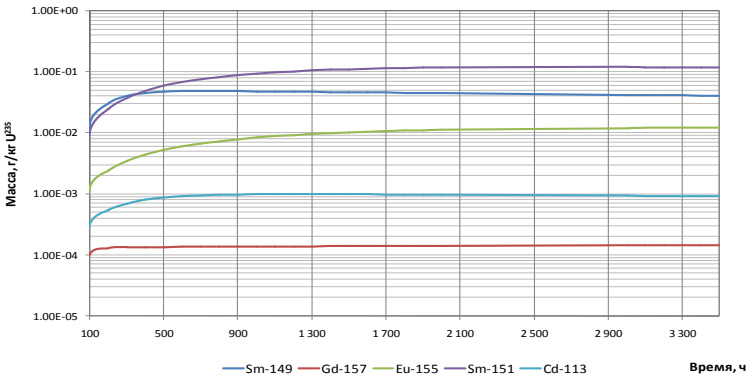


Рисунок 10. Кривые накопления первой группы шлаков при работе реактора на стационарной мощности 30 МВт

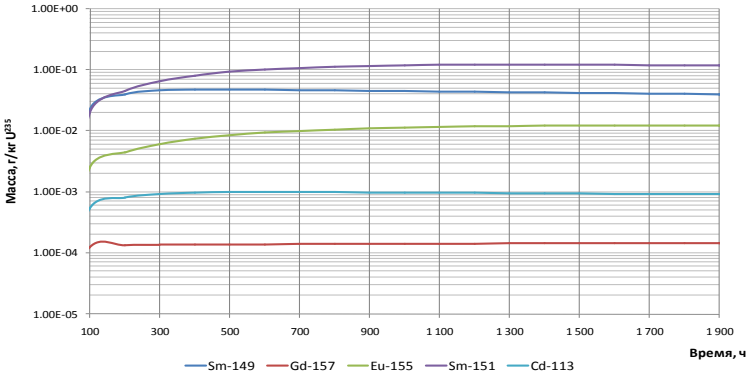


Рисунок 11. Кривые накопления первой группы шлаков при работе реактора на стационарной мощности 60 МВт

На рисунках 10 и 11 приведены зависимости выхода первой группы шлаков ($^{149}Sm_{62}$, $^{157}Gd_{64}$, $^{155}Eu_{63}$, $^{151}Sm_{62}$ и $^{113}Cd_{48}$) при работе реактора на стационарных уровнях мощности 30 и 60 МВт.

Изменение запаса реактивности в течение длительной работы реактора обусловлено выгоранием урана по изотопу ^{235}U и накоплением шлаков. Количество накопившихся шлаков за все время непрерывной работы на мощности приведено в таблице 6.

Таблица 6. Количество накопившихся шлаков

Изотопы - шлаки	Количество накопившихся шлаков, г/кг ^{235}U
$^{149}Sm_{62}$	0,04
$^{157}Gd_{64}$	0,00015
$^{155}Eu_{63}$	0,012
$^{151}Sm_{62}$	0,12
$^{113}Cd_{48}$	0,00092

3. Обсуждение результатов

По результатам расчетных исследований для АЗ реактора ИВГ.1М с керметным топливом пониженного обогащения получены следующие основные данные:

1) Для всех вариантов конструкции ТВС значения реактивности составляют от 6,3 до 6,4 $\beta_{эф}$. Значения потока тепловых нейтронов для трех вариантов конструкции ТВС различаются между собой менее чем 10 %. Значения энерговыделения первого ряда ТК составляют приблизительно 95 % от значения энерговыделения третьего рядя ТК. Коэффициент неравномерности распределения энерговыделения по высоте ТВС составляет приблизительно 1,3 для всех вариантов конструкции ТВС и для всех рядов ТК. Коэффициент неравномерности энерговыделения по рядам составляет в среднем для всех вариантов 1,08;

2) Максимальная мощность реактора ограничена возможностями насосной системы, обеспечивающей подачу охлаждающей воды в реактор с давлением 1,5 МПа. При мощности реактора 60 МВт расход воды через реактор должен быть не менее 225 кг/с, при этом перепад давления воды между раздаточным коллектором и выходом из ТВС составит приблизительно 1,25 МПа, максимальное значение температуры силумина не превысит 165 °С, максимальное значение температуры топлива – 320 °С, а температура воды на выходе из ТВС – 90 °С. Максимальное расчетное значение теплового потока через оболочку твэла в его средней части составит 30 кВт;

3) Глубина выгорания для керметного топлива составляет около 100 МВт·сут/кг. Время работы реактора, за которое реактивность снижается до нуля за счет выгорания топлива, при мощности 30 МВт составит 3500 часов, а при мощности 60 МВт – 1900 часов. Количество накопленных изотопов плутония составляет примерно 0,3 % от общей доли делящихся нуклидов. К концу кампании общее количество накопившихся шлаков первой группы составляет 0,17 г/кг ^{235}U.

Заключение

С целью получения данных об основных нейтронно-физических теплогидравлических параметрах реактора ИВГ.1М с АЗ, оснащенной керметным топливом пониженного обогащения проведены расчетные исследования и выполнен сравнительный анализ для АЗ с диоксидным топливом и матричным керметным топливом.

По результатам расчетов и сравнительного анализа характеристик АЗ с низкообогащенным диоксидным и керметным топливом можно сделать следующие выводы:

- максимальная мощность реактора с АЗ, оснащенной керметным топливом, составит 60 МВт;
- при одинаковом запасе реактивности загрузка по ^{235}U для АЗ с диоксидным топливом более чем в три раза превышает загрузку для АЗ с керметным топливом;
- глубина выгорания для керметного топлива составляет около 100 МВт·сут/кг, что в два раза превышает глубину выгорания для диоксидного топлива.
- к концу кампании количество накопившихся шлаков в диоксидном топливе в 1,6 раза выше, чем в керметном.
- наблюдаются существенные различия кривых изменения реактивности для АЗ с керметным и диоксидным топливом. В случае АЗ, оснащенной диоксидным топливом потери реактивности на протяжении длительного промежутка времени работы реактора компенсируются выгоранием ядер гадолиния. В случае АЗ, оснащенной керметным топливом, реактивность равномерно снижается к концу кампании;
- при одинаковой мощности реактора плотность потока тепловых нейтронов в центре ФКЭ в АЗ с керметным топливом составит приблизительно 70 % от существующего в настоящее время значения.

Таким образом, результаты расчетных исследований параметров АЗ подтверждают перспективность использования матричного керметного топлива в составе модернизированной АЗ реактора ИВГ.1М.

Литература

1. Модернизированная активная зона реактора ИВГ.1М : пояснительная записка : АК.21138.00.000ПЗ / ИАЭ НЯЦ РК ; исполн.: Пахниц В.А., Зуев В.А., Алейников Ю.В. [и др.]. – Курчатов, 2009. – 77 с. – Инв. № К-46893.
2. Расчетное определение режимов работы и эксплуатационных параметров АЗ реактора ИВГ.1М с топливом пониженного обогащения : отчет о НИР (промежуточ.) / ИАЭ НЯЦ РК ; исполн.: Колодешников А.А., Зуев В.А., Пахниц В.А., Алейников Ю.В. [и др.]. – Курчатов, 2009. – 41 с. – УДК 621.039.572.
3. Реактор ИВГ.1М : техническое описание : отчет о НИР : АК.65000.00.195.ТО / НПО «Луч» ОЭ ; рук. Тихомиров Л. Н. ; исполн. : Харитонов [и др.]. – Семипалатинск-21, 1989. – 21 с. – Инв. № К-593.
4. Физический пуск реактора ИВГ.1М : отчет о НИР (промежуточ.) / НПО «ЛУЧ»; Павшук В.А. [и др.]. – Семипалатитнск-21, 1972. – Инв. № К-5671.
5. Briesmeister, J.F. MCNP — a general Monte-Carlo Code for neutron and photon Transport / Judith F. Briesmeister [et al.]. – Los Alamos, 1997. – LA-7396M.
6. Thomas, E.B. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5 / E. B. Thomas, T. G. John [et al.]. – Los Alamos National Laboratory, 2003. – LA-UR-03-1987.

ИВГ.1М РЕАКТОРЫНЫҢ ЖОҒАРЫ БАЙЫТЫЛҒАН ОТЫНЫН ТОМЕН БАЙЫТЫЛҒАН КЕРМЕТТІ ОТЫНМЕН АЛМАСТЫРУДЫ НЕГІЗДЕЙТІН ЕСЕП АЙЫРУ ЗЕРТТЕУЛЕРІ

Алейников Ю.В., Прозорова И.В., Жұмаділова Ұ.А., Гановичев Д.А.

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

Мақалада «ИВГ.1М реакторының модернизацияланған активті аймағының тұжырымдамаларын әзірлеу және негіздеу» тақырыбы бойынша жүргізілген ИВГ.1М реакторының отынын алмастыру нұсқауларын негіздейтін есеп айыру зерттеулерінің нәтижелері берілген.

Қазіргі күнгі ураннын ^{235}U изотобы бойынша 90 %-ға байытылған UZr-отынын төмен байытылған керметті отынға алмастыру нұсқасы ұсынылған. Жүргізілген зерттеулер төмен байытылған керметті отынды ИВГ.1М реакторының жаңартылған активті аймағында қолдануға болатындығын қорытындылайды. Бұл жағдайда реактордың жоғары нейтронды-физикалық және қолданылу сипаттамалары қамтамасыз етіледі.

CALCULATED RESEARCH TO SUBSTANTIATE REPLACEMENT OF HIGHLY ENRICHED IVG.1M REACTOR FUEL WITH LOW-ENRICHED CERMET FUEL

Yu.V. Aleinikov, I.V. Prozorova, U.A. Zhumadilova, D.A. Ganovichev

Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The paper addresses results of calculated research to substantiate options of replacement of highly enriched IVG.1M reactor fuel have been performed within the framework of the Project «Development and substantiation of the concept of IVG.1M core updating».

Option to replace existing U-Zr fuel with ^{235}U enrichment of 90% with low-enriched cermet fuel is offered. Results of performed research enable to conclude that using a low-enriched cermet fuel inside the updated IVG.1M reactor core is up-and-coming. Herein high neutronic and operating characteristics of the reactor will be provided.

УДК 621.039.542/544

РАСЧЕТ ОБОСНОВАНИЯ КОНСТРУКЦИИ И РЕЖИМОВ РАБОТЫ ХЛОРАТОРА

Котов В.М., Мухаметжарова Р.А.

Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В рамках проекта К-1566 МНТЦ разрабатывается демонстрационная установка для очистки и переработки облученного бериллия.

Настоящая работа включает в себя расчеты по определению работоспособности хлоратора, установки обеспечивающей хлорирование облученного бериллия.

Целью работ является проведение расчетной проверки работоспособности хлоратора в циклическом режиме работы.

Расчетная установка обеспечивает процесс перехода облученного бериллия в хлорид бериллия, и создает предпосылки для дальнейшей очистки его от радиоактивных элементов (кобальт и тритий) в последующем за хлоратором оборудовании

Предлагаемая установка по хлорированию бериллия повышает безопасность технологии хлорирования, уменьшает потребность в основных и вспомогательных реагентах (хлор, водород, аргон).

Введение

В рамках проекта К-1566 МНТЦ разрабатывается демонстрационная установка для очистки и переработки облученного бериллия.

Основой применяемой в проекте технологии переработки облученного бериллия являются два процесса - взаимодействие бериллия с хлором с образованием хлорида бериллия и последующее взаимодействие хлорида с атомарным водородом, с образованием металлического бериллия. На рисунке 1 представлена схема установки для получения хлорида.

Установка, включает в себя следующие технологические узлы: хлоратор, емкости с аргоном, хлором, водородом и четыреххлористым углеродом, фильтр, емкости с накапливающимися в ходе работы хлоридом бериллия и соляной кислотой.

При ее работе происходит очистка хлорида бериллия от радиоактивных кобальта и трития. Очистка от кобальта происходит за счет различия температур фазовых переходов хлоридов кобальта и бериллия [3]. Тритий удаляется совместно с соляной кислотой, образуемой при взаимодействии остатков хлора с водородом в конце схемы.

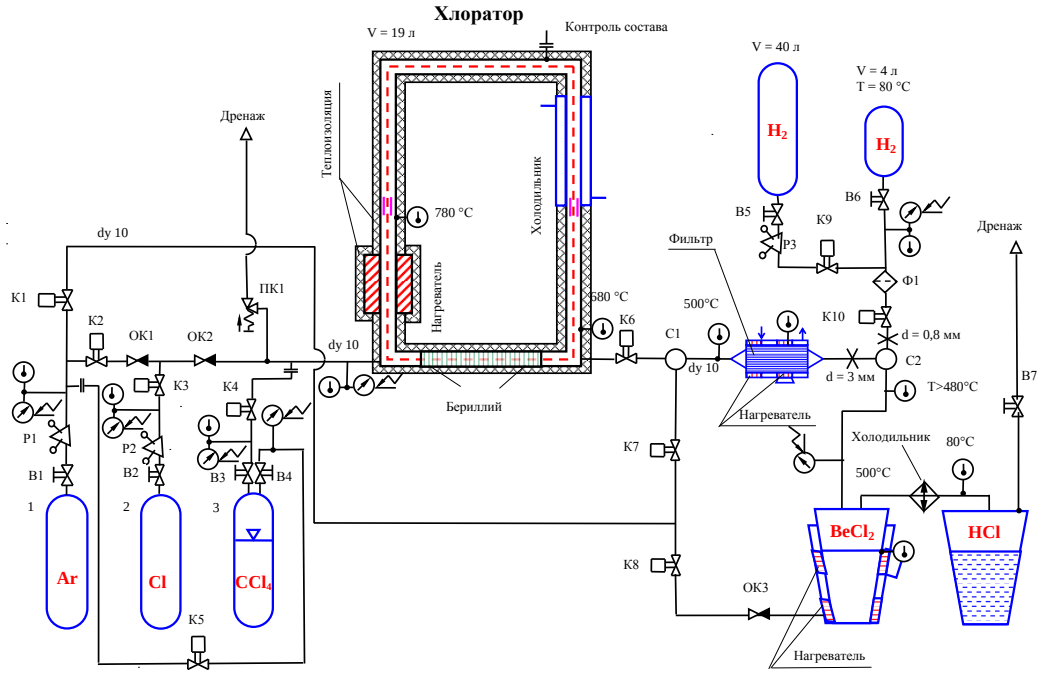


Рисунок 1. Схема демонстрационной установки для переработки бериллия

Основным элементом схемы является хлоратор. Хлоратор выполнен в виде замкнутого контура, состоящего из двух горизонтальных и двух вертикальных участков. Циркуляция хлора и продуктов реакции в полости хлоратора происходит вследствие конвекции, для чего в нижней части одного из вертикальных участков хлоратора устанавливается нагреватель, а в верхней части другого вертикального участка – холодильник. Нижняя часть горизонтального участка хлоратора заполняется бериллием.

Настоящая работа включает в себя расчеты по определению работоспособности хлоратора и расчеты по обоснованию возможности управления процессами в хлораторе по измерению температур и давлений.

Характеристики нагревателя хлоратора

Для поведения предварительного нагрева полости хлоратора и в последующем осуществления конвекции предлагается использовать омический нагреватель [1]. Нагреватель выполнен из двух нитей. Используя различные соединения проводников, получаем возможность менять мощность нагревателя в пределах значений 1,5; 3; 6 кВ [1]. В таблице 1 представлены характеристики омического нагревателя.

Для предварительного нагрева хлоратора необходимо использовать нагреватель на максимальной мощности. После выхода в стационарный режим работы, мощность нагревателя будет снижаться.

Схема нагревателя с основными размерами представлена на рисунке 2.

Таблица 1. Характеристики нагревателя

Максимальная мощность нагревателя, кВт	6
Ток, проходящий через нагреватель, А	13,6
Сопротивление нагревателя, Ом	16,13
Число нитей нагревателя, шт.	2
Материал спирали нагревателя	Х23Ю5Т
Диаметр проволоки, мм	1,5
Длина проволоки (на одну нить), м	25,9
Число витков, шт	116
Шаг между витками, мм	4,3
Масса проволоки, гр.	324
Длина нагревателя, см	50

Характеристики холодильника хлоратора

Холодильник хлоратора, представляет собой участок, в котором через зазор между стенкой хлоратора и кожухом холодильника подается охлаждающий воздух. При работе в стационарном режиме, необходимая мощность отвода тепла холодильником составляет 0,4 кВт. С учетом энерговыделения при взаимодействии хлора с бериллием, появляется необходимость отключения нагревателя и использования холодильника большей мощности.

В таблицы 2, 3 сведены основные характеристики расчетного холодильника. Мощность холодильника соответствует энерговыделению в хлораторе с учетом частичного рассеяния тепла через изоляцию. Регулирование мощности холодильника производится изменением расхода охлаждающего воздуха.

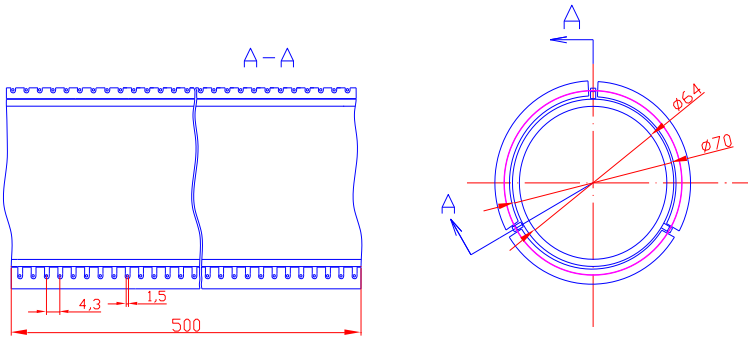


Рисунок 2. Эскиз спирального нагревателя с обозначением основных геометрических характеристик

Таблица 2. Геометрические характеристики холодильника

Диаметр внутренней трубы (диаметр хлоратора), мм	64
Толщина оболочки, мм	3
Диаметр внешней трубы, мм	72
Толщина кожуха холодильника, мм	1
Материал кожуха холодильника	Х18Н10Т
Длина холодильника, м	1,5

Таблица 3. Теплофизические характеристики холодильника

Мощность в бериллии, кВт	**2**	**4**	**10**
Мощность холодильника, кВт	0,86	2,8	8,7
Длина холодильника, м	1,5		
Тип охлаждающей среды	воздух		
Максимальная температура газа в хлораторе, К	1160	1350	1730
Расход воздуха, г/с	2	6	8
Температура воздуха на выходе из холодильника, К	502	616	879
Скорость воздуха на выходе из холодильника, м/с	13	48,6	67
Мощность на прокачку, Вт	3,84	91	253

Характеристики хлоратора

Особенности хлоратора на основе кварцевого стекла:

- Обеспечение возможности повышения доли взаимодействия хлора, поступающего в хлоратор, с бериллием. Желательное взаимодействие реагентов более 90 %;
- Уменьшение опасности осуществления реакции, остатков хлора с водородом в последующем оборудовании;
- Обеспечение работоспособности хлоратора за счет осуществления конвекции для создания циркуляции газов;
- Возможность осуществления контроля за полнотой взаимодействия реагентов различными способами.

В таблицу 4 сведены основные характеристики хлоратора.

На рисунке 3 представлено распределение скорости хлора в хлораторе при давлениях 1 и 2 атм. без учета реакции с бериллием. Как видно из графика, при увеличении давления газа в хлораторе до 2 атм. наблюдается увеличение скорости хлора, вследствие чего появляется возможность сокращения числа циклов хлорирования.

На рисунке 4 представлено распределение температуры хлора по длине хлоратора при выше перечисленных значениях давлений. На данном рисунке видно, что с увеличением скорости газа при увеличении его давления до 2 атм., можно наблюдать уменьшение его нагрева в нагревателе и охлаждения в холодильнике.

Таблица 4. Характеристики хлоратора на основе кварцевого стекла

Длина горизонтальных участков хлоратора, м	1
Длина вертикальных участков хлоратора, м	2
Диаметр проходного сечения участков, мм	64
Толщина стенки хлоратора, мм	3
Толщина слоя теплоизоляции (стекловата), см	5
Рабочее давление в хлораторе, атм.	1;2
Нагрев газа в нагревателе, К	100
Охлаждение газа в холодильнике, К	100

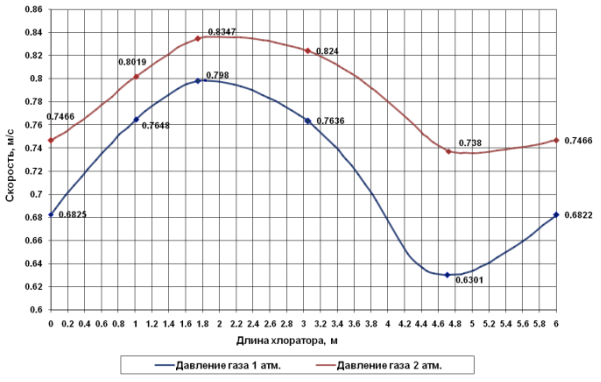


Рисунок 3. Распределение скорости хлора при давлениях 1 и 2 атм. без учета реакции с бериллием



Рисунок 4. Распределение температуры хлора при давлениях 1 и 2 атм. без учета реакции с бериллием

Расчет характеристик газовой смеси в хлораторе при взаимодействии хлора с бериллием

Для контроля за полнотой взаимодействия хлора с бериллием можно использовать следующие факторы:

- измерение цвета смеси, хлор имеет зеленый цвет, хлорид бериллия бесцветен;
- измерение гамма активности потока, которая будет связана с выходом ^{60}Co из бериллия в газ;
- измерение температуры и давления смеси.

Исходя из последнего фактора, проведены расчеты по измерению основных тепловых характеристик газовой смеси в хлораторе при мощностях 2, 4 и 10 кВт, вследствие того, что реакция бериллия с хлором экзотермична. В таблице 5 представлены основные характеристики бериллиевого образца.

Таблица 5. Характеристики бериллиевого образца

Диаметр бериллиевого образца, мм	32
Длина бериллиевого образца, мм	800
Масса бериллиевого образца, кг	1
Энерговыделение в хлораторе, кВт	2;4;10

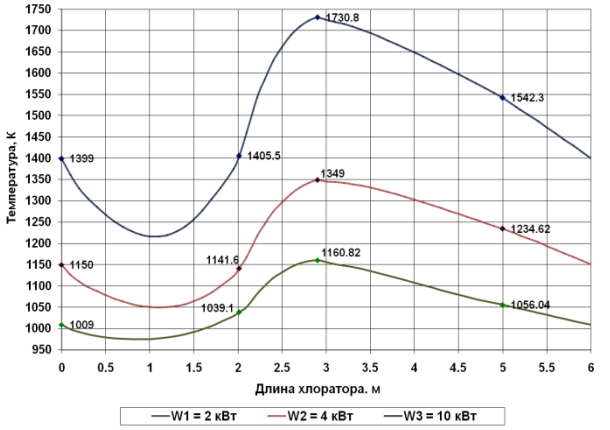


Рисунок 5. Распределение температуры смеси газов в хлораторе при мощностях 2, 4, 10 кВт

На рисунке 5 представлены графики распределения температур реагентов в хлораторе при мощностях 2, 4, 10 кВт. Зная максимальные температуры при заданных мощностях, мы получаем возможность контроля за полнотой взаимодействия хлора с бериллием и соответственно управления данным процессом.

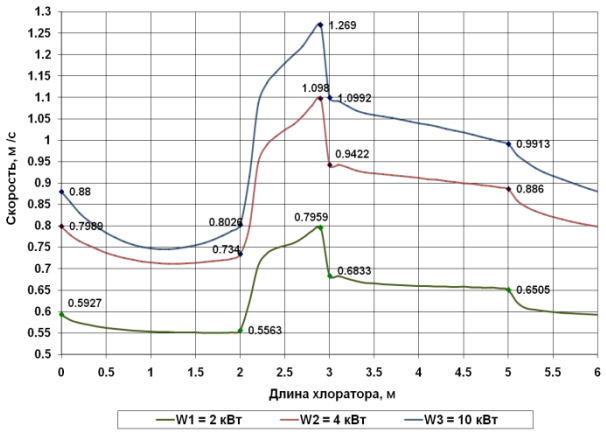


Рисунок 6. Распределение скорости смеси газов в хлораторе при мощностях 2, 4, 10 кВт

На рисунке 6 представлены графики распределения скоростей газовой смеси в хлораторе. Максимальная скорость смеси газов в хлораторе составила 1,2 м/сек.

Все расчеты по определению характеристик потоков в хлораторе были проведены с помощью программного пакета FLUENT. INC., который позволяет проводить расчеты полей скоростей, давления и температуры в различных теплообменных системах.

РЕЗУЛЬТАТЫ

В результате проведенных работ были получены следующие решения:

- Разработана рабочая конструкция нагревателя и холодильника;
- Определены теплофизические параметры потоков циркулирующих в полости хлоратора;
- Подобран, материал теплоизоляции хлоратора;
- Рассчитано оптимальное значение толщины изоляции, учитывающее энергию, выделяющуюся при химической реакции, и тепловую энергию, рассеиваемую хлоратором через теплоизоляцию;
- Рассчитаны теплофизические характеристики потоков газов, способствующие проведению контроля за полнотой взаимодействия основных реагентов.

На основе проведенных расчетов установлена работоспособность установки хлорирования бериллия.

ЛИТЕРАТУРА

1. Расчет и конструирование нагревателей электропечей сопротивления / И.А Фельдман [и др.] – М. : Энергия , 1966 г.
2. Чиркин, В.С. Тепло-физические свойства материалов ядерной техники, Справочник / В.С. Чиркин – М. : Атомиздат, 1968 г.
3. Викторов, М.М. Методы вычисления физико-химических величин и прикладные расчеты / М.М Викторов – Л. : Химия, 1977 г
4. Сборник задач по процессам теплообмена в пищевой и холодильной промышленности / Г.Н. Данилова [и др.] – М : Пищевая промышленность, 1976 г
5. Холодовский, Г.Е. Краткий физико – технический справочник / Г.Е. Холодовский, А.Д. Смирнов, М.Д. Карасаев – М : Физматгиз, 1962 г.

ХЛОРАТОР ҚҰРЫЛЫМЫ МЕН ЖҰМЫС ІСТЕУ РЕЖИМІН ДӘЛЕЛДЕУ ЕСЕБІ

Котов В.М., Мухаметжарова Р.А.

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

ХҒТО – ның (халықаралых ғылыми - техникалых орталық) К- 1566 жобасы бойынша сәулеленген (облученный) бериллий элементін тазарту мен өңдеу үшін арналған қондырғыны жобалау және іске қосу бойынша жұмыстар атқарылуда.

Қарастырылып отырған жұмыс, бериллийді хлорлауға арналған қондырғының (хлоратор) жұмысқа қабілеттілігін тексеру жөніндегі есептеулер мен шешімдерді қамтиды.

Жұмыстың мақсаты болып, циклдік жұмыс режимінде жұмыс істейтін хлоратордың жұмыс істеу қабілетін тексеру болып табылады.

Есептелінген құрылғы, бериллийдің бериллий хлоридіне айналдыруды жүзеге асырып, өзінен кейінгі құрылғыларда радиоактивті элементтерден тазартылуына жол ашады.

Бериллийді хлорлауға арналған қондырғы, хлорлау технологиясының қауіпсіздігін қамтамасыз етіп, негізгі және қосалқы элементтердің (хлор, сутегі, аргон) пайдалану деңгейін төмендетеді.

CALCULATION-SUBSTANTIATION OF THE CHLORINATOR STRUCTURE AND WORKING MODES

V.M. Kotov, R.A. Mukhametzharova

Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

Demonstration plant for cleaning and reprocessing of irradiated beryllium is being developed within the framework of ISTC Project # K-1566.

The given effort includes calculations to determine the efficiency of chlorinator provided chlorination of irradiated beryllium.

The aim of the work is to conduct computational performance testing of chlorinator in a cyclic mode.

Estimated plant ensures the transition of irradiated beryllium into beryllium chloride and creates conditions for further purification of its radioactive elements (cobalt and tritium) in the subsequent for chlorinator equipment

The proposed plant for chlorination of beryllium increases the safety of chlorination, reduces the need for basic and auxiliary reagents (chlorine, hydrogen, argon).

УДК 53.072; 53:004

ВЫБОР РЕЖИМА РАЗОГРЕВА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО УСТРОЙСТВА ДЛЯ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ

[1)]Жотабаев Ж.Р., [2)]Курпешева А.М., [2)]Витюк В.А., [2)]Романенко В.В.

[1)]Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов, Казахстан
[2)]Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Обоснованы метод моделирования нагревателя и условия нагрузки на него, определены режимы работ нагревателей для будущего внутриреакторного эксперимента ID3 на этапе предварительного разогрева. Приводятся используемые модели и результаты расчетов.

Настоящая работа была проведена в рамках темы: «Исследование в обоснование безопасности использования объектов ядерной техники».

В работе представлены результаты отработки методики проведения теплофизических расчетов процедуры предварительного разогрева экспериментальных устройств для внутриреакторных испытаний с использованием программного комплекса ANSYS.

Целью работы является расчетное определение режимов работы нагревателей экспериментального устройства на этапе предварительного разогрева.

Выбранный режим работы нагревателей обеспечивает достижение заданных тепловых параметров экспериментального устройства при подготовке к внутриреакторному эксперименту с соблюдением необходимых мер безопасности, предъявляемых к процедуре предварительного разогрева [1].

Отработка методики расчета предварительного разогрева экспериментального устройства

Обязательным условием качественной подготовки внутриреакторного эксперимента является приведение параметров экспериментального устройства к заданным программой испытаний начальным значениям. Так, необходимо, чтобы непосредственно перед реализацией диаграммы мощности реактора ИГР основные элементы экспериментальной секции (ТВС, натрий) были разогреты до температуры 670±50 К.

С другой стороны, существует ряд условий, определяемых, в том числе, требованиями безопасности, которые должны быть соблюдены в процессе предварительного разогрева, например, обеспечение последовательного направленного (сверху вниз) плавления натрия по высоте экспериментального устройства, разогрев силового корпуса в разрешенном диапазоне температур и др. [2].

При этом конструктивные особенности экспериментальных устройств (ограниченное пространство для установки нагревателей), а также присутствие агрессивной среды (натрий), ограничивают выбор потенциально приемлемых типов электронагревателей и, соответственно, диапазон регулирования их мощности.

В этой связи предварительное расчетное моделирование режимов работы нагревателей позволяют качественно обеспечить разогрев экспериментального устройства до необходимых температур и сократить время реализации процедуры предварительного разогрева.

На первом этапе была проведена серия расчетов по определению оптимального способа моделирования нагревателя и условий задания нагрузки. Методика моделирования нагревателя отрабатывалась на полученных ранее экспериментальных данных по разогреву транспортной емкости с натрием (рисунок 1). При этом кабельный нагреватель моделировался сплошной стенкой, а мощность нагревателя выражалась через тепловой поток в единице объема [3,4].

1. Расчет разогрева транспортной емкости

Условия расчета и принятые допущения:

- начальная температура всех элементов емкости составляет 300К;
- кабельный нагреватель смоделирован сплошной стенкой, толщиной 1,5 мм;
- диаграмма изменения мощности нагревателя в расчете соответствует диаграмме изменения мощности нагревателя в эксперименте;
- на внешних поверхностях емкости задан конвективный теплообмен с коэффициентом теплоотдачи 5 Вт / (м^2×К);
- теплопередача в элементах конструкции осуществляется за счет теплопроводности;
- для моделирования фазового перехода в свойствах натрия введена теплота плавления [5,6].

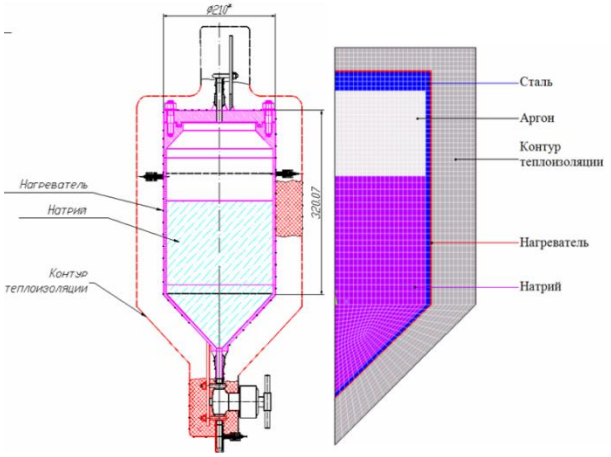


Рисунок 1. Конструктивная схема и расчетная модель емкости для транспортировки натрия

Правильность подхода к моделированию нагревателя, а также условий задания нагрузки на него, подтвердилась совпадением расчетной и экспериментальной температур натрия в ходе пуска (рисунок 2).

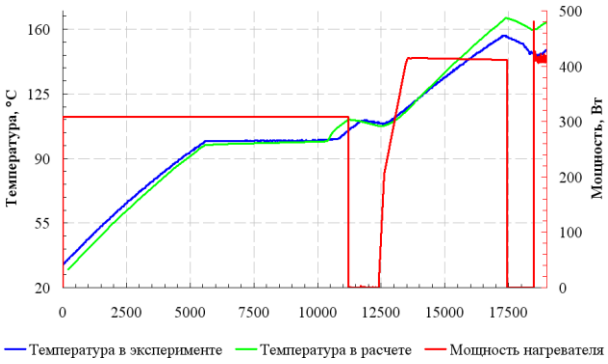


Рисунок 2. Расчетная и экспериментальная температуры натрия в ходе пуска

2. Расчет разогрева экспериментального устройства WF2

Для использования методического подхода к моделированию нагревателя в обоснование выбора режимов разогрева будущих экспериментальных устройств был проведен расчет раннее испытанного экспериментального устройства WF2 (рисунок 3).

Условия расчета и принятые допущения:

- Начальная температура элементов конструкции экспериментального устройства принималась равной 300К;
- Кабельный нагреватель смоделирован сплошной стенкой, толщиной 1,5 мм;
- Диаграмма изменения мощности нагревателя в расчете соответствует диаграмме изменения мощности нагревателя в эксперименте;
- На внешних поверхностях задан конвективный теплообмен с коэффициентом теплоотдачи 5 Вт / ($м^2$×К);
- Теплопередача в элементах конструкции осуществляется за счет теплопроводности;
- Для моделирования фазового перехода в свойствах натрия введена скрытая теплота плавления [5,6].

Сравнение результатов расчета и экспериментальных данных, полученных в процессе предварительного разогрева, приведено на рисунке 4. Расчетные и экспериментальные температуры элементов конструкции экспериментального устройства WF2, как показано на рисунке 4, хорошо согласуются друг с другом.

Расчет экспериментального устройства WF2 показал, что методика моделирования нагревателя может успешно быть применена для описания теплофизических процессов будущих экспериментальных устройств, в процессе предварительного разогрева.

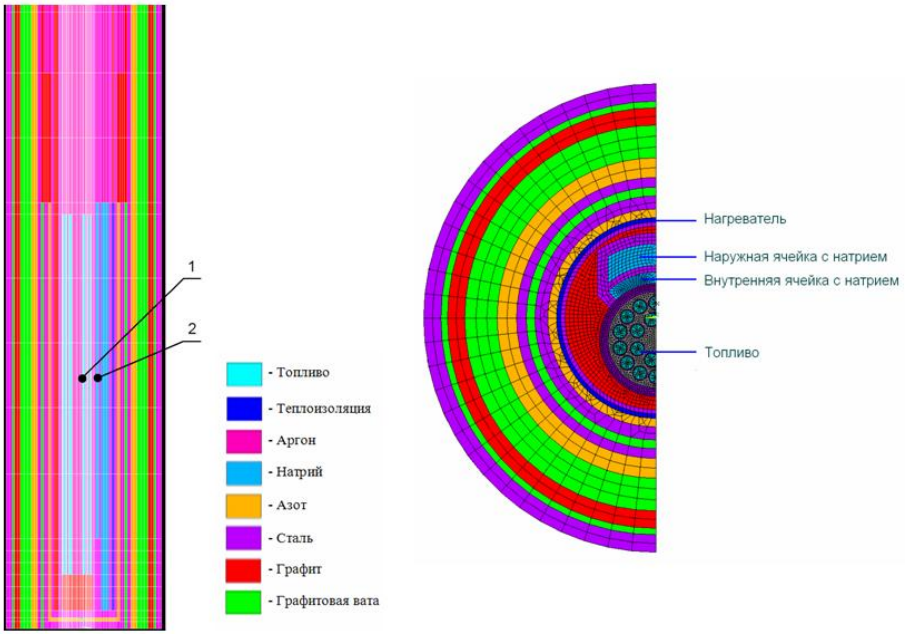


Рисунок 3. Расчетная модель экспериментального устройства WF2 и точки контроля температуры (1-топливо, 2-натрий)

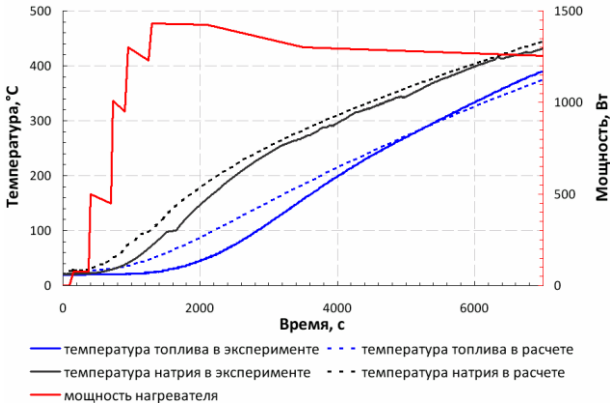
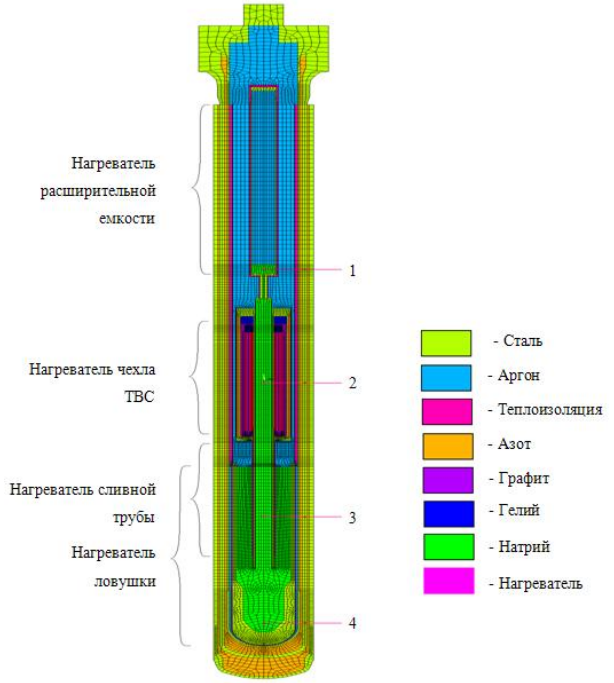


Рисунок 4. Расчетные и экспериментальные температуры элементов конструкции экспериментального устройства WF2 в ходе предварительного разогрева

3. Выбор режима разогрева экспериментального устройства ID3

Следующим этапом расчетов стал выбор режимов работы нагревателей при реализации процедуры предварительного разогрева экспериментального устройства ID3, планируемого к испытаниям. Расчетная модель экспериментального устройства показана на рисунке 5.



1 – расширительной емкости, 2 – чехла ТВС,
3 - сливной трубы, 4 - ловушки

Рисунок 5. Расчетная модель экспериментального устройства ID3 и точки контроля температуры на уровне

При выполнении расчетов по выбору режимов работы нагревателей необходимо было реализовать следующие задачи:

- обеспечить последовательный разогрев натрия «сверху вниз» по высоте чехла ТВС;
- обеспечить разогрев топлива до температуры ~ 670 К;
- обеспечить разогрев силового корпуса в диапазоне разрешенных значений (<623 К).

В ходе выполнения расчета были приняты следующие условия и допущения:

- начальная температура всех конструктивных элементов экспериментального устройства принималась равной 300 К;
- подача азота в тракты охлаждения экспериментального устройства отсутствует;
- передача тепла через газовые зазоры между элементами конструкции описывается уравнениями теплопроводности с использованием коэффициентов эквивалентной теплопроводности учитывающих конвективную и радиационную составляющие передачи тепла.
- кабельный нагреватель смоделирован сплошной стенкой;
- теплопередача в элементах конструкции осуществляется за счет теплопроводности;
- для моделирования фазового перехода в натрии в свойствах материала введена теплота плавления [5,6].

Тщательный теплофизический анализ экспериментального устройства ID3 позволил определить диаграммы мощности нагревателей (рисунок 6), обеспечивающих последовательное плавление натрия до заданных температур (рисунок 7). При этом температура топлива (рисунок 8) достигнет необходимого значения через ~ 2,5 часа после начала разогрева. Максимальная температура силового корпуса (рисунок 9) не превысит отметки 100°С во время предварительного разогрева.

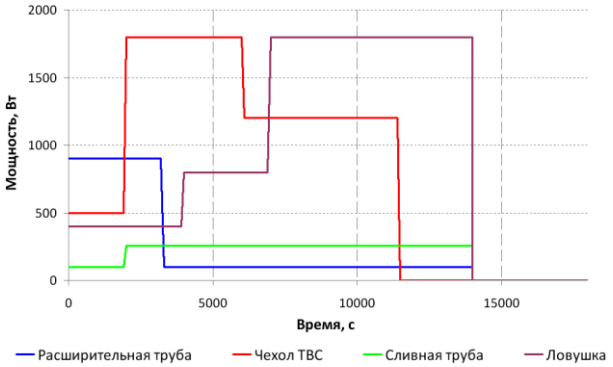


Рисунок 6. Мощность нагревателей

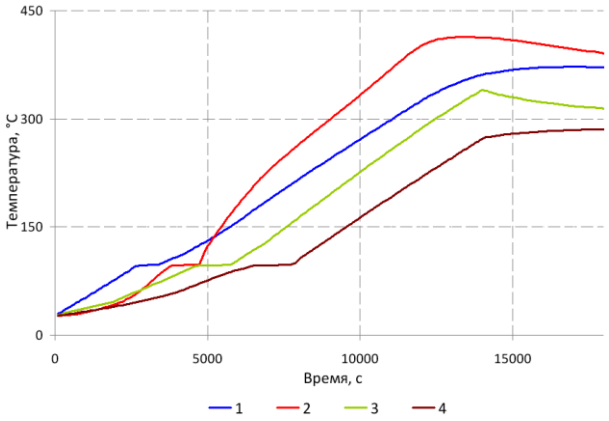


Рисунок 7. Диаграмма изменения температуры натрия в контрольных точках

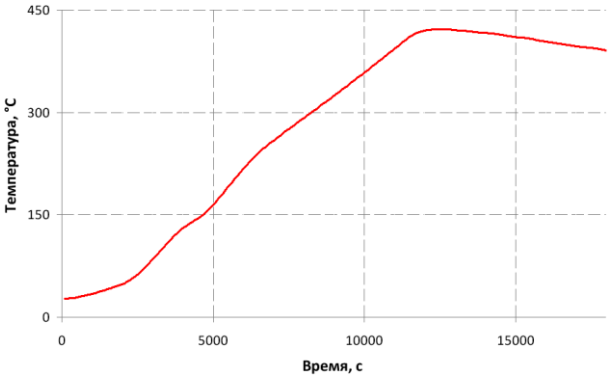


Рисунок 8. Диаграмма изменения температуры в топливе

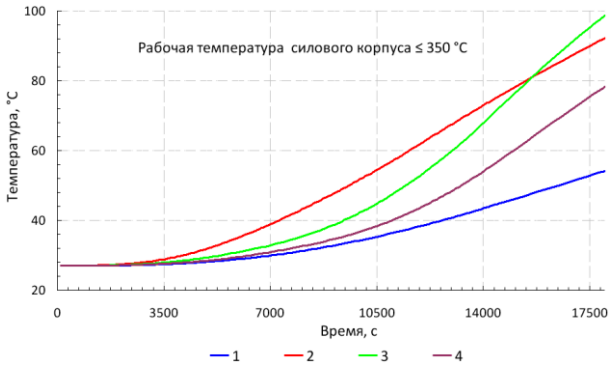


Рисунок 9. Диаграмма изменения температуры силового корпуса

РЕЗУЛЬТАТЫ

Разработанная методика позволила получить качественно новые расчетные данные хорошо согласуемые с данными экспериментов и позволяющие повысить уровень подготовки к испытаниям новых экспериментальных устройств.

Приведенный методический подход позволяет выбрать режимы разогрева экспериментальных устройств, обеспечивающие приведение тепловых характеристик экспериментального устройства к требуемым значениям с соблюдением необходимых мер безопасности в процессе подготовки эксперимента.

ЛИТЕРАТУРА

1. Анализ условий безопасного проведения испытаний экспериментального устройства ID : Отчет о НИР / ДГП ИАЭ. – Инв.№1689 от 06.09.2005г, Курчатов.
2. Экспериментальное устройство ID3. Техническое задание на разработку. – инв.№99 от 28.08.2009.
3. Югов В.П. Решение задач теплообмена. Ansys 5.6 Thermal analysis guide. Москва 2001.
4. Сборник руководств программы ANSYS [Электронный ресурс] – Режим доступа на: http//www.ans.com.ru, свободный. – Загл. с экрана.
5. Михеев, М. А. Основы теплопередачи / Михеева И.М. – М. : «Энергия», 1977.
6. Чиркин, В.С. Теплофизические материалы ядерной техники: Справочник. – М. : Атомиздат, 1968.

ІШКІ РАКТОРЛЫҚ СЫНАҚТАР ҮШІН ЭКСПЕРИМЕНТТІК ҚОНДЫРҒЫНЫҢ ҚЫЗДЫРУ РЕЖІМІН ТАҢДАУ

[1)]Жотабаев Ж.Р., [2)]Курпешева А.М., [2)]Витюк В.А., [2)]Романенко В.В.

[1)]Қазақстан Республикасының Ұлттық Ядролық Орталығы, Курчатов
[2)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

Қыздырғышты модельдеу әдәсә және оған жүктеу шарттары негізделді, алдын ала қыздыру кезеңінде ID3 келешек ішкі реакторлық эксперимент үшін қыздырғыштардың жұмыс режімдері анықталды. Есептердің пайдаланылатын модельдері және нәтижелері жүргізіледі.

SELECTION OF EXPERIMENTAL DEVICE HEATING MODE FOR IN-PILE EXPERIMENTS

[1)]Zh.R. Zhotabaev [2)]A.M. Kurpesheva, [2)]V.A.Vityuk, [2)]V.V.Romanenko

[1)]National nuclear center of Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan
[2)] Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

Heater simulation approach and load conditions are justified; heater operation modes are determined for further in-pile ED3 experiment at the stage of preliminary heat-up. Using models and calculation results are being conducted.

УДК 53.072

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССА ПЛАВЛЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ТВС РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Шумаев Н.С., Пахниц А.В., Мурзагалиева А.А., Курпешева А.М.

Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Настоящая работа была проведена в рамках исследований, направленных на обоснование надежности и безопасности проводимых внутриреакторных экспериментов.

Целью работы было получение расчетных данных о процессе плавления экспериментальной ТВС, используемой во внутриреакторных экспериментах, и выбор режимов испытаний.

Результаты могут быть использованы для интерпретации последовательности событий в проводимых экспериментах, а так же при выборе режимов испытаний для данной конструкции экспериментальной ТВС.

Введение

В настоящее время проблемы, связанные с безопасностью ядерных реакторов являются одной из наиболее важнейших тем атомной промышленности. Для решения вопросов, связанных с безопасностью энергетических реакторов, проводится большой объем работ, включающих в себя как теоретические, так и экспериментальные исследования. Наиболее информативные данные о возможных последствиях тяжелых аварий энергетических реакторов различных типов, связанных с длительным прекращением охлаждения активной зоны или несанкционированным увеличением реактивности с последующим ее плавлением, можно получить путем проведения экспериментальных исследований. Такие исследования позволяют уточнить существующие расчетные методики или разработать новые, предназначенные для определения параметров тяжелых аварий при обосновании проектов разрабатываемых реакторных установок АЭС и анализе безопасности существующих установок. В связи с этим, в рамках данной темы Институтом Атомной Энергии проводятся работы, направленные на обоснование безопасности энергетических и исследовательских реакторов в условиях проектных и запроектных аварий. В частности за последние годы были проведены эксперименты, призванные исследовать взаимодействие расплава топлива с конструкционными элементами японского перспективного реактора на быстрых нейтронах JSFR, в условиях аварии, связанной с плавлением активной зоны. Были получены экспериментальные данные для разных типов сценариев развития событий, при аварии связанной с плавлением активной зоны. На основании экспериментальных данных ведется разработка и обоснование безопасности конструкции активной зоны реактора четвертого поколения JSFR.

Объект исследований

Объектом исследований является экспериментальная ТВС, используемая в составе экспериментального устройства SFD в качестве топливной сборки при проведении внутриреакторного эксперимента (рисунок 1) [1]. Целью исследований с устройством SFD является получение экспериментальных данных о процессе перемещения расплавленного топлива из активной зоны вверх по внутренней трубе (каналу) ТВС реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, вызванного взаимодействием расплавленного топлива с натрием [2]. Целью данных исследований является получение полной информации о процессе плавления экспериментальной ТВС для возможности использования полученных результатов при выборе режимов испытаний и интерпретации событий, имевших место в эксперименте.

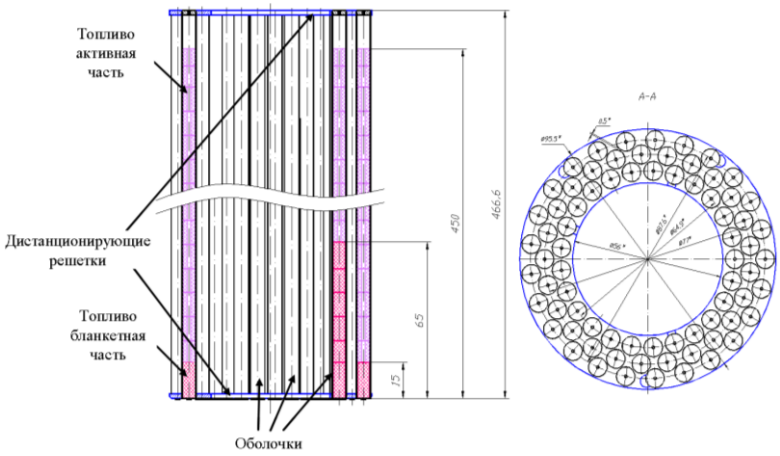


Рисунок 1. Конструкция экспериментальной ТВС

Экспериментальная ТВС содержит 75 модельных твэлов (по 25 твэлов в каждом ряду). В составе модельных твэлов применены оболочки из стали и топливные таблетки типа БН-350 из диоксида урана с обогащением ~17 % по ^{235}U в активной части и с содержанием ~0,27 % ^{235}U - в бланкетной части топливного столба. Характеристики топлива приведены в таблице 1.

Таблица 1. Характеристики модельных твэлов

№	Наименование параметра	Значение
1	Топливо	*двуокись урана UO_2*
2	Обогащение топлива по ^{235}U, % в активной части в бланкетной части	 *~17* *~0,27*
3	Наружный диаметр топливной таблетки, мм	*5,9±0,02*
4	Внутренний диаметр топливной таблетки, мм	*1,5±0,1*
5	Длина топливного столба, мм	*450*
6	Длина активной части топливного столба внешнего и среднего ряда, не менее, мм	*~435*
7	Длина активной части топливного столба внутреннего ряда, не менее, мм	*~385*
8	Длина бланкетной части топливного столба внешнего и среднего ряда, не более, мм	*~15*
9	Длина бланкетной части топливного столба внутреннего ряда, не более, мм	*~65*
10	Материал оболочки	*сталь 12Х18Н10Т*
11	Диаметр оболочки наружный/внутренний, мм	*6,9/6,1*
12	Длина оболочки, мм	*465*
13	Масса топлива, кг	
	в активной части	*7,8*
	в бланкетной части	*0,7*
14	Масса ТВС, кг	*11,5*

Подготовка к расчету

При проведении эксперимента SFD энерговыделение в топливе изменялось в соответствии с энерговыделением в АЗ реактора ИГР, и определялось по показаниям ионизационных камер реактора. Для работы был проведен тепловой расчет экспериментального устройства SFD с параметрами, реализованными в эксперименте. Была построена компьютерная модель экспериментального устройства, полностью повторяющая конструкцию устройства, расчет проводился с использованием программного комплекса ANSYS [3]. В расчете была применена диаграмма энерговыделения в топливе, реализованная в эксперименте (рисунок 3) [4]. Энерговыделение в бланкетной и активной части были заданы с учетом результатов физических исследований с физическим макетом экспериментального устройства SFD, которые включали в себя распределение энерговыделения по радиусу и по высоте кассеты ТВС [5].

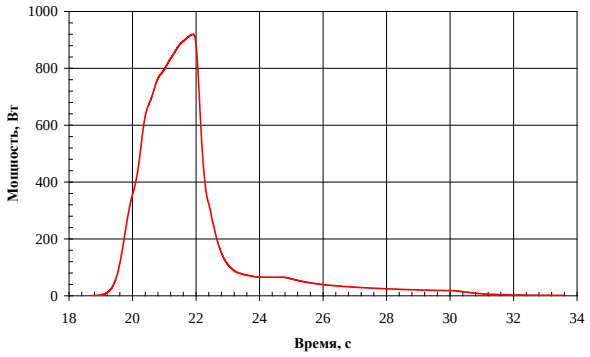


Рисунок 2. Диаграмма изменения мощности реактора ИГР

Результаты расчета

В результате расчета получена картина изменения температурного поля топлива в процессе реализации диаграммы энерговыделения в топливе. Определена последовательность плавления топлива экспериментальной ТВС. На рисунках 3-6 показано изменение температуры топлива в контрольных точках в процессе проведения эксперимента и полученные расчетным путем. Указано расстояние от центра активной зоны реактора и положение в кассете ТВС. Спецификой регистрации температуры в эксперименте посредством термопар является то, что термопары, расположенные в ТВС, регистрируют момент плавления топлива и контакта расплава с горячим спаем термопары, и не регистрируют само изменение температуры топлива, т.к. закреплены на оболочке.

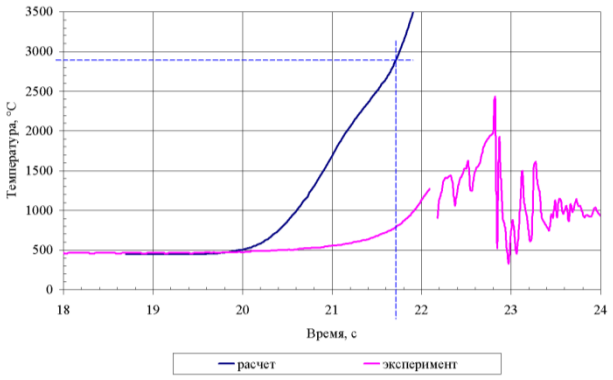


Рисунок 3. «ЦАЗ» внешний ряд

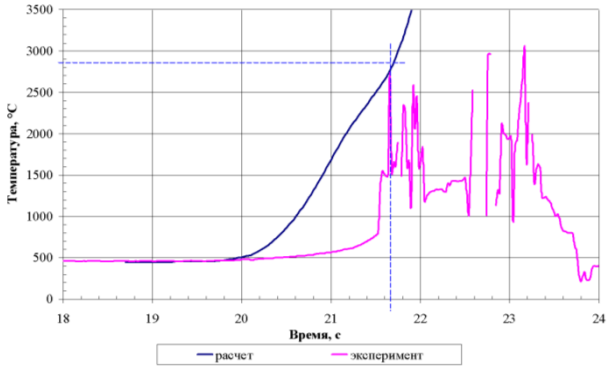


Рисунок 4. «-192» внешний ряд

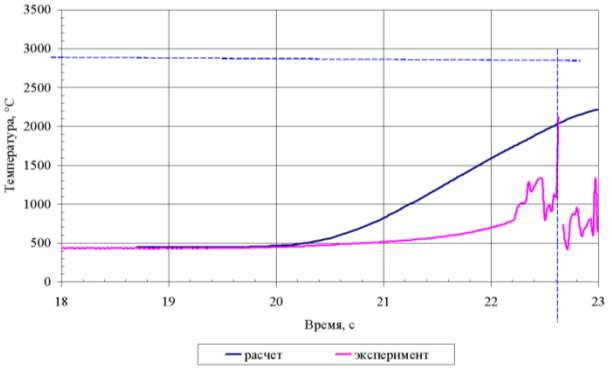


Рисунок 5. «+153» внутренний ряд

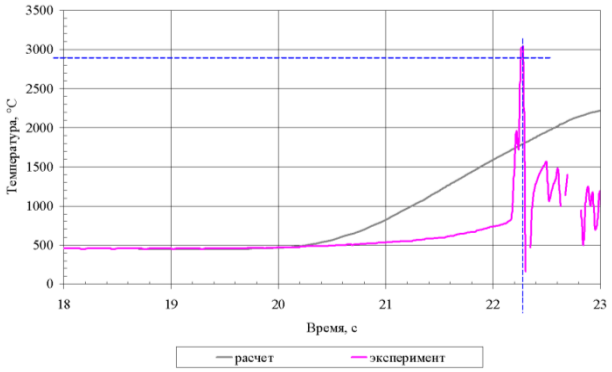


Рисунок 6. «ЦАЗ» внутренний ряд

ВЫБОР ДИАГРАММЫ ИЗМЕНЕНИЯ МОЩНОСТИ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В ТОПЛИВЕ

Результаты расчета, а именно расчетная модель ТВС, могут быть использованы для выбора диаграммы изменения мощности энерговыделения в топливе для последующих экспериментов, исходя из поставленных задач. Для обеспечения плавления ТВС к 3-й секунде была разработана методика, позволяющая на допустимом уровне погрешностей, решить поставленную задачу.

Диаграмма изменения мощности представляет собой последовательную реализацию трех основных этапов:

- На первом этапе под действием реакторного излучения осуществляется интенсивный разогрев экспериментальной ТВС с достижением температуры плавления топлива;
- На втором этапе обеспечивается полное плавление экспериментальной ТВС, с резким снижением мощности энерговыделения в топливе до уровня остаточного энерговыделения;
- На третьем этапе моделируется остаточное энерговыделение в расплаве топлива, при этом в этот период происходит основное взаимодействие и перемещение расплава внутри экспериментального устройства.

Удельное количество теплоты, необходимое для начала плавления ТВС составляет 1,82 кДж/г. Начальные температурные условия соответствуют программе эксперимента, и при необходимости могут быть изменены. Необходимо учесть, что увеличение мощности будет происходить линейно с нуля. Для обеспечения плавления топлива к 3-й секунде средняя мощность энерговыделения должна составлять к этому моменту 1,21 кВт/г. В соответствии с неравномерностью энерговыделения по рядам, определенного ранее, изменение мощности энерговыделения в топливе будет происходить согласно диаграмме, представленной на рисунке 7.

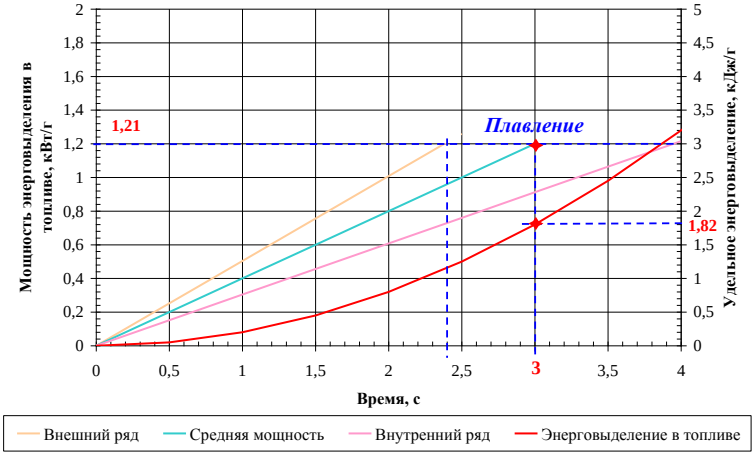


Рисунок 7. Изменение мощности по рядам кассеты

В результате проведенного расчета определено время начала плавления топлива, по среднемассовой температуре внешнего и внутреннего рядов, которые составили 2,02 и 2,57 секунд соответственно. Мощность энерговыделения, необходимая для обеспечения плавления топлива на 2,02 секунде, должна составлять 1,8 кВт/г. Время, за которое плавления достигает внутренний ряд, принимается за конец первого этапа диаграммы. При этом, будет обеспечено плавление большей части экспериментальной ТВС. На периоде 2,02 – 2,57 секунд мощность не будет изменятся. Второй этап, описываться снижением мощности до уровня 0,1 кВт/г, при этом реализованное энерговыделение будет достаточным для обеспечения полного плавления ТВС. Период времени этого этапа принимается 0,5 секунд. Третий этап соответствует моделированию остаточного энерговыделения в топливе и составляет 5 секунд. В итоге была получена диаграмма изменения мощности энерговыделения в топливе, согласно которой в первые 2,57 секунд происходит нагрев экспериментальной ТВС до температуры плавления, последующие 0,5 секунд обеспечивается полное плавление топлива и стали, последующие 5 секунд моделируются остаточное энерговыделение для поддержания топлива в жидком состоянии (рисунок 8).

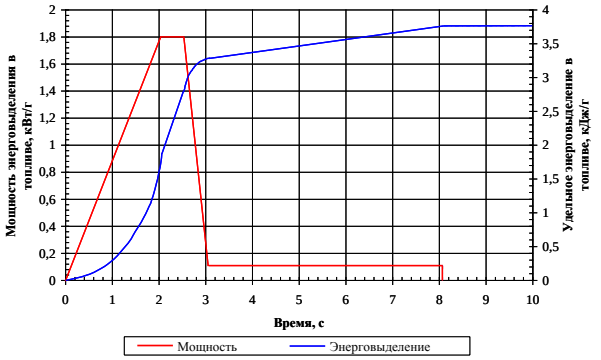


Рисунок 8. Расчетная диаграмма изменения мощности энерговыделения в топливе

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Таким образом, при выполнении работы были получены следующие результаты:

- Получена картина изменения температурного поля экспериментальной ТВС при реализации диаграммы мощности в топливе.
- Определена последовательность плавления экспериментальной ТВС.
- Проведен выбор и обоснование диаграммы изменения мощности энерговыделения в топливе на основании тепловых расчетов.

Данные результаты могут быть использованы для интерпретации событий в проводимых внутриреакторных экспериментах, а так же при выборе режимов испытаний, для данной конструкции экспериментальной ТВС, в последующих экспериментах.

ЛИТЕРАТУРА

1. Экспериментальное устройство SFD. Технический проект АК.21118.00.000. ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Инв.№46216 от 26.06.08 г.
2. Эксперимент SFD. Программа испытаний. Инв.№161 от 11.11.08 г.
3. ANSYS Release 7.0. ANSYS 7.0 Documentation; SAS IP, Inc.; 2002.
4. Протокол по результатам пуска 176Т-4. Протокол уч. №Э/628 от 24.12.09г.
5. Протокол физических исследований с физическим макетом экспериментального устройства SFD. Уч.№240-02/12 от 13.02.2009 г

ЖЫЛДАМ НЕЙТРОНДАРЫНДА ЭКСПЕРИМЕНТАЛДЫ ЖЫЛУ ШЫҒАРАТЫН ҚҰРАСТЫРУ РЕАКТОРЛАРЫНЫҢ БАЛҚУ ПРОЦЕССІН ЗЕРТТЕУ

Шумаев Н.С., Пахниц А.В., Мурзагалиева А.А., Курпешева А.М.

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

Осы жұмыс жүргезілген реактор ішіндегі тәжірибелердің сенімділігі мен қаупсіздігін дәлелдеуге бағытталған зерттеулер шеңберінде жүргізілген.

Жұмыстың мақсаты реактор ішіндегі тәжірибелерде қолданылатын эксперименталды жылу шығаратын құрастырудың балқу процессі туралы есептеу мәліметтерін алу және сынақтардың режимін тандау болады.

Нәтижесі жүргезілетін тәжірибедегі оқиғаның бір ізділігіне талдау беру үшін, сонымен қатар эксперименталды жылу шығаратын құрастырудың осы құрылымы үшін сынақтар режимін таңдау кезінде қолданылуы мүмкін.

FAST REACTOR EXPERIMENTAL FUEL ASSEMBLAGE FUSION PROCESS RESEARCH

N.S. Shumaev, A.V. Pakhnits, A.A. Murzagalieva, A.M. Kurpesheva

Institute of Atom Energy of NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The present work has been spent within the limits of the researches directed on a substantiation of reliability and safety spent of in-pile tests.

The work object is the experimental fuel assemblage fusion process settlement data reception, uses in in-pile tests and tests modes choice.

Results can be used for events sequence interpretation in spent experiments and as at tests modes choice for the given design experimental fuel assemblage.

УДК 533.9.08;621.039.66

СИСТЕМА ВИЗУАЛИЗАЦИИ ДАННЫХ НА ПКП ДЛЯ ЗАПУСКА УСТАНОВКИ КТМ

Колокольцов М.В., Кретинин А.А., Макаров Д.А.

Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Рассматривается процесс создания программного обеспечения для визуализации данных полученных с диагностических систем токамака КТМ.

Данное программное обеспечение учитывает условия использования установки и характер отображаемых данных, обеспечивает своевременную визуализацию полученной информации и ее анализ. Разработка специфичного программного обеспечения позволяет организовать наиболее эффективное использование панели коллективного пользования.

ВЕДЕНИЕ

Подходит к завершающему этапу монтаж токамака КТМ и начинается завершающий важный этап подготовки токамака к физическому пуску - пусконаладочные работы. Токамак КТМ является экспериментальной установкой для иследований материалов первой стенки и дивертора в условиях высоких температур и потоков частиц плазмы. Очевидно, что неотъемлемой и важной частью проведения эксперимента является своевременное получение информации, обмен ею и результатами анализа экспериментальных данных. В условиях развития информационных технологий на многих современных токамаках часто используются ПКП и специально разработанное для нее ПО, учитывающее условия использования установки и характер отображаемых данных. Известно, что именно индивидуальная разработка позволяет организовать наиболее эффективное использование ПКП.

Целью представляемой работы являлась разработка системы ПО для отображения экспериментальных данных на ПКП токамака КТМ.

1. ВИДЫ ИНФОРМАЦИИ, И ИСТОЧНИКИ ДАННЫХ.

В экспериментах на установке КТМ предполагается проведение более десятка пусков (разрядов) в день, в ходе которых будет собираться значительное количество (4-8 Гб) данных. В ходе проведения разряда полученные экспериментальные данные сохраняются на СРД в виде специально организованного файла, затем по запросу пользователя данные обрабатываются с помощью специально написанного ПО и расчетных модулей, включающих несколько видов оработки:

1. Пересчет полученных данных в физические величины
2. Математическую обработку данных (фильтрация, сглаживание и т.д.)
3. Математический анализ диагностических данных и визуальное представление формы плазмы с целью определения физических и геометрических параметров плазменного шнура.

Естественным процессом в ходе обработки диагностических данных является преобразование полученных цифровых значений в физические велечины. Для этого сигнал с каждого из каналов умножается на свой коэффициент, в качестве которого используется либо конкретное числовое значение, либо функция.

После первичной обработки данные сохраняются на СОД и могут быть представлены в любом из видов:

1. График
2. Форма восстановления поверхности плазмы
3. 3D поверхности
4. Видео
5. Изображение

Таким образом, важным аспектом при создании ПО визуализации данных является написание компонента для отображения экспериментальных данных в любом из перечисленных видов.

2. ПРОБЛЕМЫ И РЕШЕНИЯ

При разработке системы ПО визуализации данных на ПКП КТМ возник ряд проблем. Как видно из схемы, представленной на рисунке 1, после проведения эксперимента данные, обработанные и сохраненные на СОД, могут вызываться пользователями для дополнительной обработки, для поиска необходимой информации о процессах протекающих в установке, для генерации отчетной документации, а также могут быть предоставлены международным лабораториям через глобальную сеть интернет.

При выходе в глобальную сеть экспериментальные данные подвержены несанкционированному доступу. Возможным решением данной проблемы может стать внедрение в систему СОД фильтра, который обеспечивал бы безопастность системы путем проверки ролей пользователей, предоставления им соответствующие права на выполнение тех или иных операций. Однако СОД предназначен для первичной обработки данных и все эти факторы создадут дополнительную нагрузку, что негативно отразиться на быстродействии сервера.

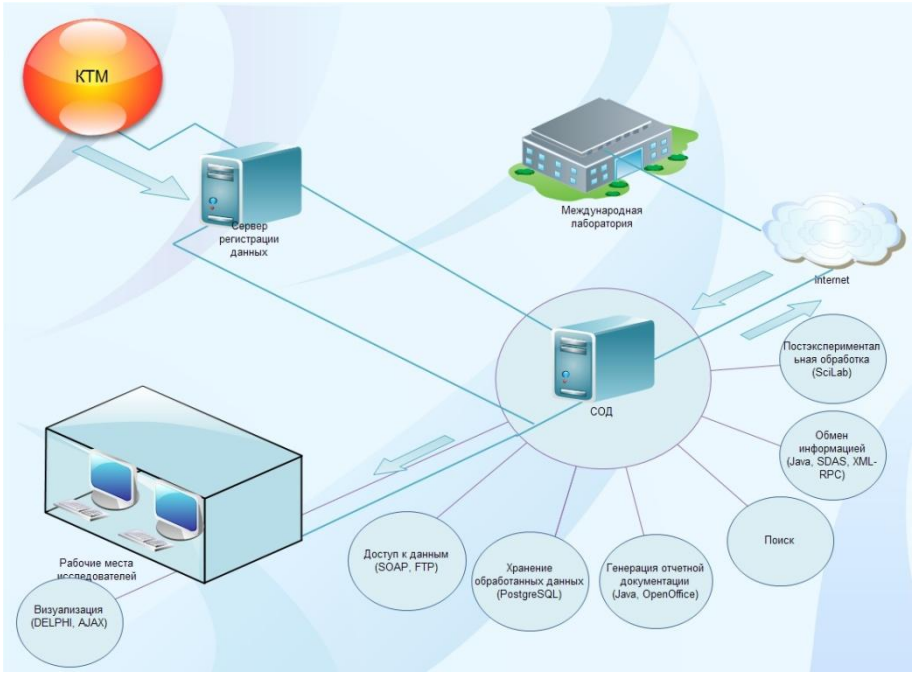


Рисунок 1. Схема верхнего уровня ИИС

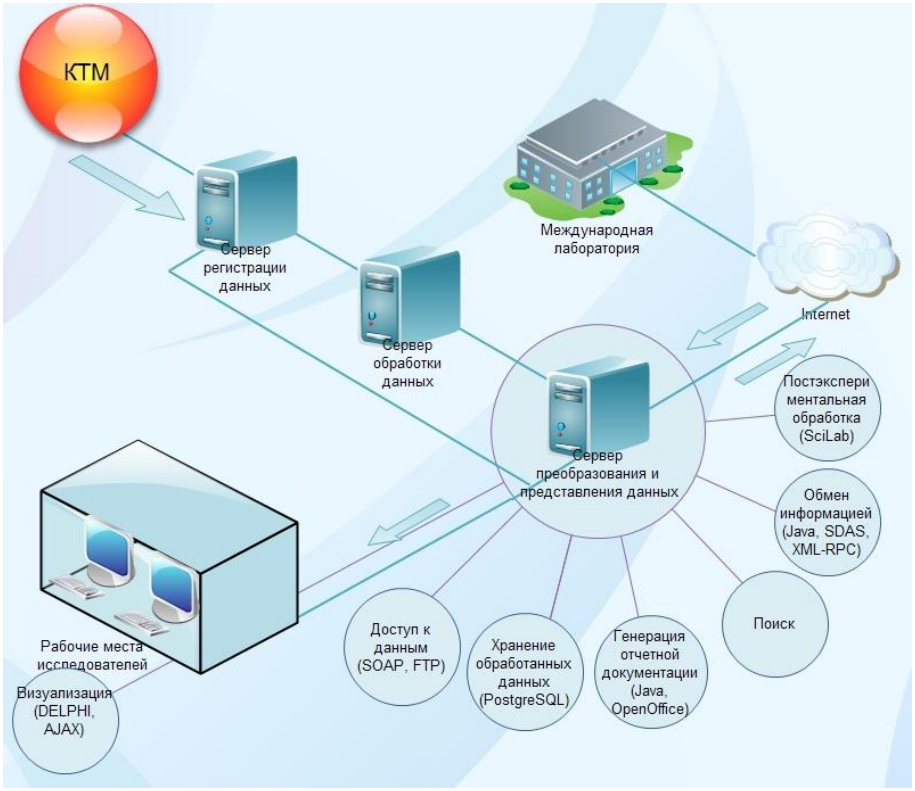


Рисунок 2. Схема верхнего уровня ИИС с СППД

Все вышеперечисленные проблемы решаются посредством использования системы СПДД (рисунок 2), тем самым, избавляя СОД от лишней нагрузки и повышая стабильность и быстродействие всей системы.

Для отображения экспериментальных данных и вывода информации о разряде и готовности систем на ПКП было проработано несколько решений. Одним из возможных вариантов было применение в системе отдельного PC - контроллера ПКП, с помощью которого можно было бы отображать данные на ПКП, выводя на панели, удаленно подключенные рабочие столы пользователей. Но из-за разницы расширений компьютеров пользователей с ПКП изображения на панели будут искажаться. Выходом из

сложившейся ситуации стало написание ПО консоли управления ПКП, которая бы управляла ПО визуализации данных, отображая нужную информацию на одной из секций панели, а также ряда дополнительного ПО для управления данной консолью, включающей в себя ПО визуализации данных и ПО управления ПКП.

3. Реализация системы ПО ПКП

Как было сказано выше при разработке системы ПО для визуализации данных на ПКП КТМ были использованны современные технологии и средства разработки ПО.

На данный момент уже был написан сервер СППД, который мог хранить и предоставлять экспериментальные данные по запросу пользователя, мог проводить повторную обработку данных. Сервер СППД был написан на языке Java. Одно из главных преимуществ языка Java - его независимость от платформы, на которой выполняются программы. Таким образом, один и тот же код можно запускать под управлением операционных систем Windows, Linux, FreeBSD, Solaris, Apple Mac и др.

При разработке консоли управления ПКП была возможность позаимствовать некоторые компоненты СППД, что позволило бы избежать повторного использование кода и снизить стоимость разработки ПО. Консоль управления ПКП представляет собой XML-RPC сервер, XML-RPC- протокол вызова удалённых процедур, основанный на XML. При запросе пользователя сервер анализирует запрос и выполняет соответствующую функцию.

ПО управления ПКП было создана с помощью современной технологии AJAX. AJAX - подход к построению интерактивных пользовательских интерфейсов веб-приложений, заключающийся в «фоновом» обмене данными браузера с веб-сервером. В результате, при обновлении данных, веб-страница не перезагружается полностью и веб-приложения становятся более быстрыми и удобными.

Преимущества Ajax технологии:

- Экономия трафика

Использование AJAX позволяет значительно сократить трафик при работе с веб-приложением благодаря тому, что часто вместо загрузки всей страницы достаточно загрузить только изменившуюся часть, часто довольно небольшую.

- Уменьшение нагрузки на сервер

AJAX позволяет несколько снизить нагрузку на сервер. К примеру, на странице работы с почтой, когда вы отмечаете прочитанные письма, серверу достаточно внести изменения в базу данных и отправить клиентскому скрипту сообщение об успешном выполнении операции без необходимости повторно создавать страницу и передавать её клиенту.

- Ускорение реакции интерфейса

Поскольку нужно загрузить только изменившуюся часть, пользователь видит результат своих действий быстрее.

Инструментом разработки ПО управления ПКП был выбранн свободный Java фреймворк- Gwt, который позволяет веб-разработчикам создавать AJAX приложения на основе Java.

GWT - это транслятор от компании Google, он производит трансляцию Java кода в JavaScript код, который в свою очередь уже выполняется на клиентском компьютере в браузере. Часть интерфейса была написанна с использованием библиотеки smartgwt, содержащей набор виджетов для создания гибкого и функционального интерфейса.

С помощью применения современной Ajax технологии мы получили кроссплатформенного клиента, для запуска которого достаточно всего лишь иметь браузер, который по умолчанию устанавливается на ОС.

ПО визуализации данных, которое является и ПО диагноста, было написано на языке программирования Delphi.

Преимущества Delphi по сравнению с другими программными продуктами.

- Быстрота разработки приложения.
- Высокая производительность разработанного приложения
- Настоящий 32-битный код, полученный в результате компиляции оптимизирующим компилятором.
- Низкие требования разработанного приложения к ресурсам компьютера.
- Наращиваемость за счет встраивания новых компонент и инструментов в среду Delphi.
- Возможность разработки новых компонент и инструментов собственными средствами Delphi

Также был разработан протокол взаимодействия между ПО консоли ПКП и ПО визуализации данных, который позволяет напрямую обращятся к ПО визуализации данных передавая определенные параметры. ПО визуализации данных анализирует эти параметры и выполняет соответствующие функции.

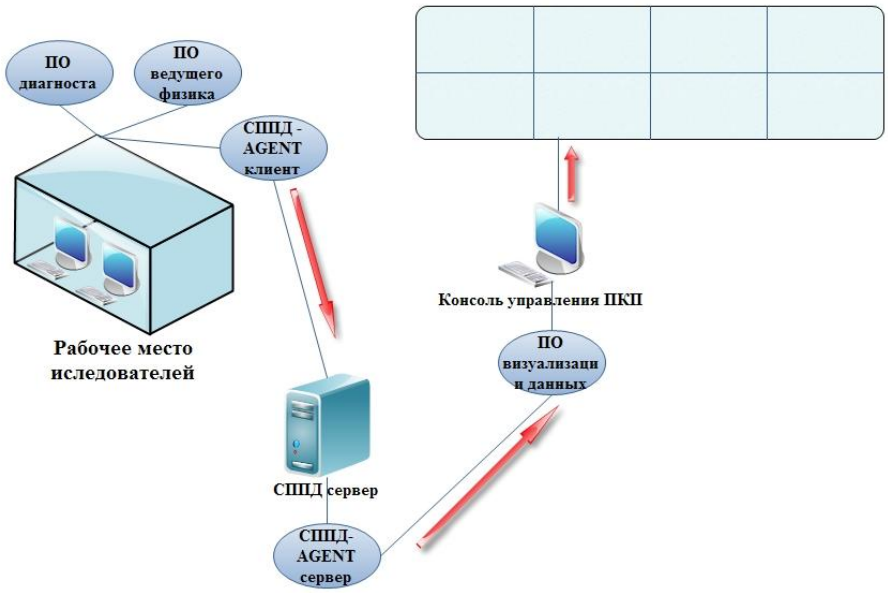


Рисунок 3. Схема системы ПО визуализации данных на ПКП

На рисунке 3 показана схема системы ПО визуализации данных на ПКП. Система работает следующим образом: пользователь получает данные и при помощи ПО диагноста формирует их "образ" - скрипт, предоставляющий информацию об экспериментальном сигнале и отправляет его на СППД. Информация об образе появляется в окне клиентского ПО ответственного за эксперимент. В случае получения распоряжения отобразить данные, ответственным отправляется команда на СППД, который обращается к ПО управления ПКП и вызывает соответствующую функцию. ПО управления ПКП проанализировав запрос запускает ПО визуализации данных на одной из секций панели, автоматически масштабируя его под данную панель.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В результате разработки системы ПО для визуализации данных на ПКП КТМ были достигнуты следующие результаты:

- Разработана идеология создания системы ПО для визуализации данных на ПКП КТМ
- Получен алгоритм создания и передачи данных в структуре клиент-сервер-ПКП.
- Разработана консоль управления ПКП
- Разработано ПО управления консолью ПКП
- Оптимизированно ПО визуализации данных под ПКП

Данная система в настоящее время находится на завершающей стадии отладки.

Следующим этапом станет разработка ПО по организации взаимодействия с TraceMode, обмен данными между ним и консолью управления ПКП.

ЛИТЕРАТУРА

1. Головач В.В. — Дизайн пользовательского интерфейса
2. Первые шаги в Gwt [Электронный ресурс]. - Режим доступа: http://www.quizful.net/post/gwt-tutorial-introduction
3. Современные средства визуализации и обработки научных данных. [Электронный ресурс]. - Режим доступа: http://www.amlab.ru/paper_max.shtml

КТМ ҰПП МӘЛІМЕТТЕРІН ВИЗУАЛДАУДЫ ҚАМТАМАСЫЗ ЕТУ БАҒДАРЛАМАСЫ

Колокольцов М.В., Кретинин А.А., Макаров Д.А.

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

КТМ токамагының диагностикалық жүйелерінен алынған мәлеметтерді визуалдауға арналған бағдарламалық қамтамасыздық құру үрдісі қарастырылуда.

Бағдарламалық қамтамасыздық мәлеметтері қондырғыны пайдалану шарттары мен бейнеленген мәліметтердің сипатын есепке алады, алынған ақпараттар мен оның талдауларын уақытында визуалауды қамтамасыз етеді. Бағдарламалық қамтамасыздықтың жеке дамытылуы ұжымдық пайдалану панелін неғұрлым тиімді пайдалануды ұйымдастыруға мүмкіндік береді.

SOFTWARE FOR DATA VISUALISATION ON THE COLLECTIVE USE PANEL (PCU) OF KTM

M.V. Kolokoltsov, A.A. Kretinin, D.A. Makarov

Institute of Atom Energy of NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

This work presents the process of creation of software for data visualization from physical diagnostics system of KTM.

The software takes into account the use of conditions of a facility and format of represented data and provides timely visualization and analysis of received information. Development of the specified software allows to use PCU in the most effective way.

УДК 533.9.08;621.039.66

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ РЕАКТОРНОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА СКОРОСТЬ ПРОНИКНОВЕНИЯ ИЗОТОПОВ ВОДОРОДА СКВОЗЬ МЕДЬ

[1)]Тулубаев Е.Ю., [1)]Кульсартов Т.В., [2)]Заурбекова Ж.А.

[1)]Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан
[2)]Семипалатинский государственный университет им.Шакарима, Казахстан

Настоящая работа включает в себя расчеты по определению параметров взаимодействия дейтерия с медью, в условиях реакторного излучения.

Определение параметров взаимодействия дейтерия с медью в условиях реакторного излучения.

Моделирование процессов проникновения дейтерия сквозь медь в условиях реакторного излучения.

Расчитаные параметры взаимодействия помогут оценить утечку и накопление трития в меди в условиях реакторного излучения.

Введение

Термоядерная энергия является основным возможным долговременным источником удовлетворения растущих нужд человечества [1].

Для обоснования использования перспективных конструкционных материалов в ядерных и термоядерных установках обязательным требованием является их испытание в условиях комплексного воздействия факторов эксплуатации. Экспериментальные исследования материалов в таких условиях позволяют получить наиболее полную информацию о поведении исследуемого материала в составе изделия и обосновать его использование в ядерных установках. Одной из важных радиоэкологических проблем при конструировании термоядерных реакторов (ТЯР) является учет миграции и накопления трития в узлах установки.

В рамках темы «Исследование в обоснование тритиевой безопасности термоядерных установок» было проведено исследование взаимодействия дейтерия с медью в условиях реакторного излучения.

Исследуемый образец

В данной работе в качестве исследуемого материала была выбрана бескислородная медь, марки МОБ1, с содержанием кислорода около 10 ppm (химический состав исследуемой меди представлен в таблице 1).

Экспериментальный стенд

Исследования проводились на экспериментальном стенде ЛИАНА, предназначенном для изучения проницаемости изотопов водорода в металлах и сплавах при различных температурах образца и входных давлений газов, в том числе при воздействии реакторного излучения. Схема стенда приведена на рисунке 1 (описание стенда приведено в работе [1]).

Исследуемый образец в виде мембраны, был варен в диффузионную ячейку ампулы, разделяя входную и выходную камеры ячейки ампульного устройства (рисунок 2). Температура образца в экспериментах контролировалась двумя термопарами, установленными на внешней стороне ампульного устройства в точках крепления образца.

Таблица 1. Элементный состав меди (масс. процентов) (медная основа Cu: 99,9 %)

S	Sb	Fe	As	Pb	Bi	Sn	Zn	Ni	O
0,0026	0,001	0,002	0,001	0,001	0,001	0,001	0,002	0,001	0,001

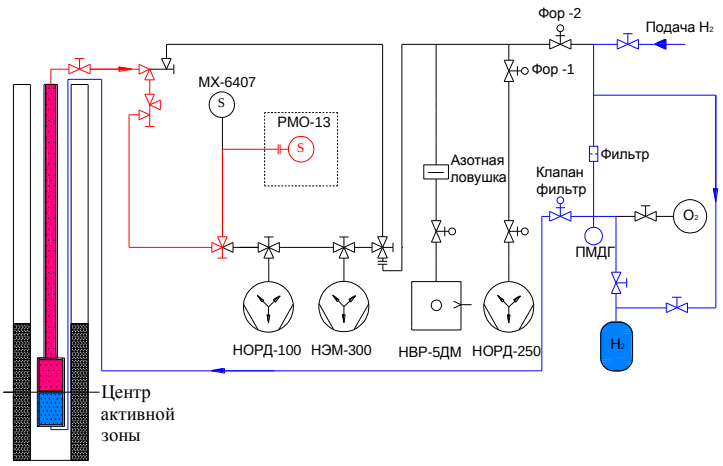


Рисунок 1. Схема экспериментального стенда ЛИАНА

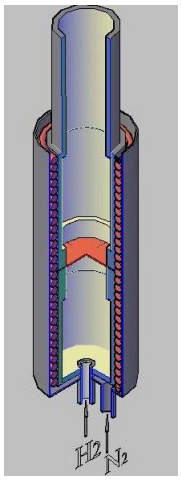


Рисунок 2. Размещения образца в диф. ячейке

Условия проведенных исследований были следующими:

- исследуемый температурный интервал лежал в пределах *от 573 до 773 К*;
- остаточное давление в измерительном тракте *от 10^{-4} до 10^{-6} Па*;
- входное давление дейтерия *10^5 Па*;
- эксперименты проводились при мощности реактора *0,5 и 1,0 МВт*.

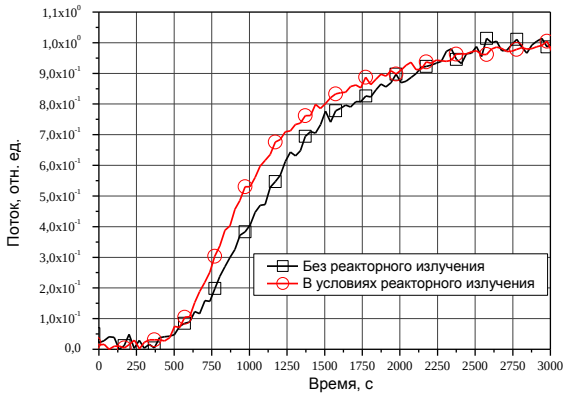
МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Порядок проведения измерений в экспериментах соответствовал описанной методике представленной в официальном издании «Отраслевой стандарт. Металлы: Методы определения высокотемпературной водородопроницаемости» (ОСТ 92-4949-84) [1] и заключался в следующем.

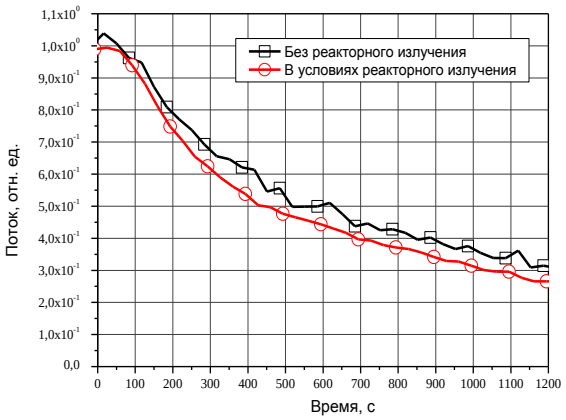
После включения всех систем измерения экспериментальной установки, образец нагревался до температуры 773 К при непрерывной откачке газа из объемов, прилегающих к входной и выходной сторонам образца (для проведения дегазации образца в течение 60 минут). Далее устанавливалась исследуемая температура, и на входную сторону образца подавался дейтерий давлением 10^5 Па. При этом в объеме, прилегающем к выходной стороне мембраны, при непрерывной откачке с помощью масс-спектрометра регистрировалась кинетика установления стационарного потока дейтерия, прошедшего сквозь медную мембрану во времени. После установления стационарного потока дейтерия проникающего сквозь образец из объема, прилегающего к входной стороне мембраны, откачивался дейтерий, а в выходном объеме продолжалась регистрация изменения кинетики проникновения дейтерия сквозь исследуемый образец. Далее образец снова нагревался до температуры 773 К для отжига растворенного в образце дейтерия в течение от 10 до 15 минут, после чего температура образца понижалась до следующей исследуемой температуры образца и проводились следующие измерения проницаемости дейтерия сквозь медную мембрану.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ОСНОВНЫХ ПАРАМЕТРОВ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ ДЕЙТЕРИЯ С МЕДЬЮ НА ОСНОВЕ ДАННЫХ ПОЛУЧЕННЫХ В ЭКСПЕРИМЕНТАХ ПО ВОДОРОДОПРОНИЦАЕМОСТИ

В результате проведенных экспериментов по ВП дейтерия сквозь медь были получены кинетические зависимости потоков проникновения дейтерия сквозь медный образец при температурах образца от 573 до 773 К. При температуре образца ниже 723 К было зафиксировано влияние реакторного излучения на кинетику проникновения дейтерия сквозь медный образец. Оно заключалось в ускорении диффузии дейтерия сквозь медь, причем с уменьшением температуры этот эффект становился все более заметным (рисунок 3).



а – кривая «прорыва»



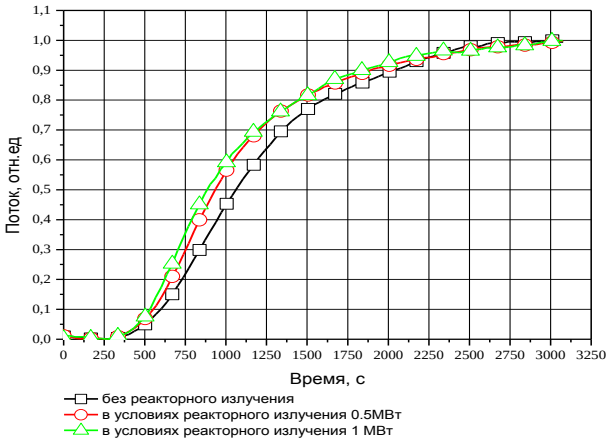
б – кривая «откачки»

Рисунок 3. Нормированная на максимальный поток кинетика проникновения дейтерия в экспериментах по ВП при режиме «прорыва» – а) и режиме «откачки» – б), при температуре образца 623 К (погрешность измерения потока дейтерия лежит в пределах точки)

Результаты экспериментов показали, что не наблюдается значительной зависимости скорости проникновения дейтерия от мощности излучения. На рисунке 4 видно, что кривая проникновения дейтерия, полученная на мощности реактора 1,0 МВт лежит несколько выше кривой проникновения дейтерия, полученной на мощности реактора 0,5 МВт, однако это отличие не так значительно, как разница между реакторными и внереакторными кривыми. Данное различие между кривыми, полученными на мощности реактора 1,0 и 0,5 МВт сравнимо с ошибкой измерения.

МЕТОДИКА ОБРАБОТКИ КРИВЫХ ВП МЕТОДОМ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ МАСШТАБОВ

Для определения коэффициента диффузии и более подробного анализа была освоена современная методика обработки кривых ВП, так называемый метод функциональных масштабов. Преимущества метода заключается в следующем: это представление экспериментальных данных в виде прямолинейной зависимости, простота и наглядность, возможность использования линейного метода наименьших квадратов, а также возможность проверки по величине коэффициента корреляции адекватности используемой математической модели.



Погрешность измерения потока дейтерия лежит в пределах точки

Рисунок 4. Нормированная на максимальный поток кинетика проникновения и откачки дейтерия в экспериментах по ВП, на температуре 623 К

В экспериментах по проницаемости процедура спрямления заключается в следующем. Известно, что при выполнении граничных условий 1-го рода величина проникающего потока, нормированного на свое стационарное значение J_∞, описывается выражением:

$$\frac{J}{J_\infty} = 1 + 2\sum_{n=1}^{\infty}(-1)^n \cdot \exp\left(\frac{n^2\pi^2 Dt}{l^2}\right) \qquad (1)$$

Пусть имеется теоретическая зависимость

$$\frac{J}{J_\infty} = 1 + 2\sum_{n=1}^{\infty}(-1)^n \cdot \exp\left(\frac{n^2\pi^2 Dt}{l^2}\right) \qquad (2)$$

Строился такой функциональный масштаб, в котором зависимость (2) имела вид прямой линии *F(U)*. Кинетическая кривая проницаемости водорода через металлическую мембрану в обычном и функциональном масштабе представлена на рисунке 5.

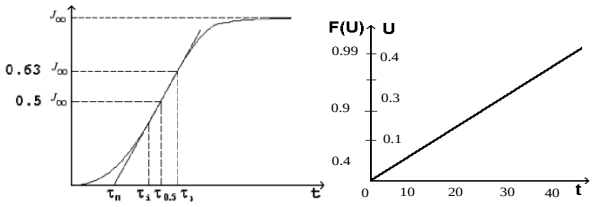


Рисунок 5. Кинетическая кривая проницаемости водорода через металлическую мембрану в обычном и функциональном масштабе

Для обработки данных полученных в экспериментах методом линеаризации в математическом приложении MathCAD была написана программа «Линеаризация». На рисунке 6 представлен результат линеаризации кинетической кривой проницаемости дейтерия сквозь медный образец при температуре 673 К.

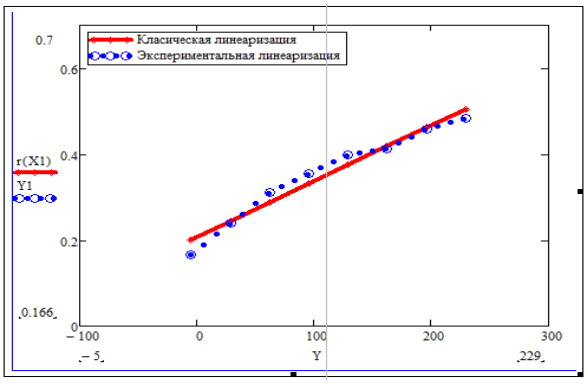


Рисунок 6. Линеаризованная кривая ВП дейтерия сквозь медный образец при температуре 673 К в функциональном масштабе

Из графика на рисунке 6 видно, что наблюдается существенное отклонение полученной кривой ВП от «идеальной» кривой. Согласно литературным данным [2,3] такое отклонение может быть вызвано наличием, так называемых ловушек для водорода в меди.

АНАЛИЗ И ОБРАБОТКА РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Анализ литературы по внереакторным исследованиям проницаемости изотопов водорода сквозь медь показал, что одним из определяющих процессов проникновение является взаимодействие водорода с примесями кислорода (оксидами) в меди (и в незначительной степени с такими примесями как мышьяк, сурьма, висмут) [4 – 8]. В этих работах исследовалась медь как слабой степени очистки от кислорода (ETP-медь, полученная электролитическим методом без дополнительных обработок содержащая, как минимум до 200 ppm кислорода), так и бескислородная (вакуумная) медь (с содержанием кислорода примерно 10 ppm). Во всех случаях было отмечено, что влияние кислорода скорей всего обусловлено обратимой реакцией Cu_2O+H_2–>$2Cu+2H_2O$, которая, кстати, отвечает за значительное водородное охрупчивание меди. Данное взаимодействие с кислородом при диффузии изотопов водорода наблюдалось ранее также и в других металлах (например, в ниобии данное взаимодействие является одним из главных процессов определяющих проницаемость [9, 10]). Попытки описать в рамках классической диффузии эксперименты по ВП меди показали, что рассчитанные эффективные коэффициенты диффузии, полученные из кривых проницаемости значительно меньше, чем эффективные коэффициенты диффузии, полученные из кривых откачки. Это связано с тем, что скорость высвобождения изотопов водорода из кислородных ловушек процесс более медленный, чем процесс их захвата. Согласно вышеприведенным работам следует, что процесс проникновения изотопов водорода сквозь медь необходимо описывать с помощью модели диффузии в дефектных средах (используя модели Мак-Набба – Фостера.)

ФЕНОМЕНОЛОГИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ДИФФУЗИИ ИЗОТОПОВ ВОДОРОДА В ДЕФЕКТНОЙ СРЕДЕ МАТЕРИАЛА В ПРИСУТСТВИИ ЛОВУШЕК ОГРАНИЧЕННОЙ ЕМКОСТЬЮ. ДИФФУЗИЯ ПРИ НАЛИЧИИ ОБРАТИМОЙ ХИМИЧЕСКОЙ РЕАКЦИИ 2-ГО ПОРЯДКА (МОДЕЛЬ МАК-НАББА И ФОСТЕРА)

В модели Мак-Набба и Фостера [11] учитывается ограниченная емкость ловушек и их уменьшение в ходе диффузии, что применительно к результатам экспериментов полученных в данной работе, объясняет такие экспериментальные факты, как повышенное количество диффузанта в мембране при стационарном состоянии проницаемости, отсутствие прямой пропорциональности между J_{cm} и C_0, нарушение симметрии процессов сорбции и десорбции, несовпадение форм кривых "прорыва" и "откачки".

Система дифференциальных уравнений для данной модели имеет вид

$$\begin{cases} \dfrac{\partial c}{\partial t} = D\dfrac{\partial^2 c}{\partial x^2} - k_1\left(1-\dfrac{m}{m^*}\right)c - k_2 m, \\ \dfrac{\partial m}{\partial t} = k_1\left(1-\dfrac{m}{m^*}\right)c - k_2 m, \end{cases} \quad (3)$$

где k_1, k_2 – константы скорости захвата и выделения диффузанта ловушкой, соответственно; C, m – концентрация атомов диффузанта в диффузионных путях и ловушках, соответственно; m^* – концентрация ловушек.

Основные зависимости и параметры моделирования приведены на рисунках и в таблицах:

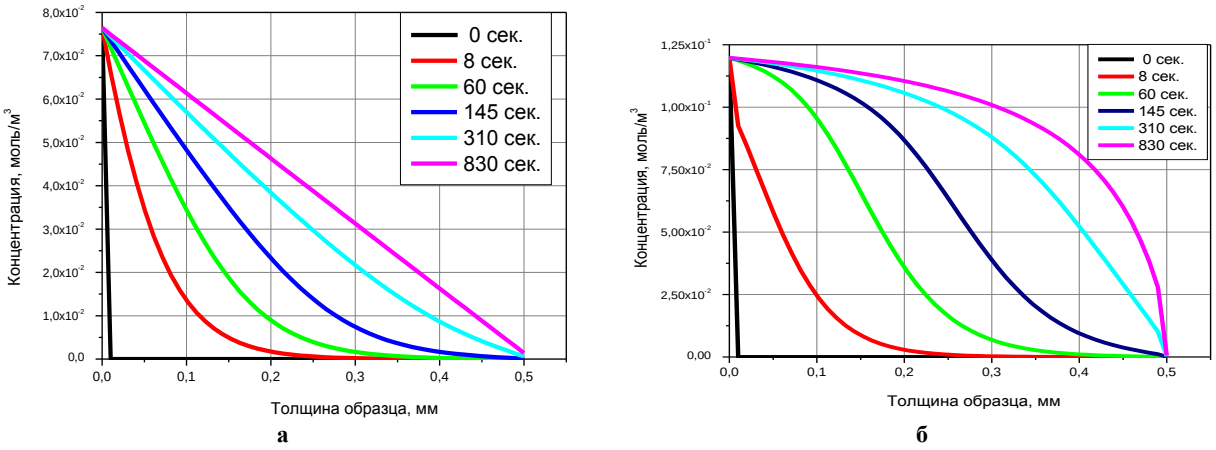


Рисунок 7. Результаты моделирования зависимостей распределения концентрации дейтерия: по медному образцу – а) и в ловушках по медному образцу – б) на разных временах эксперимента по проницаемости. Внереакторные эксперименты ($T = 673$ К, $Pin = 10^5$ Па, $D1 = 4{,}9\cdot10^{-10}$ м^2/с, k1 = 0,225, k2 = 0,019)

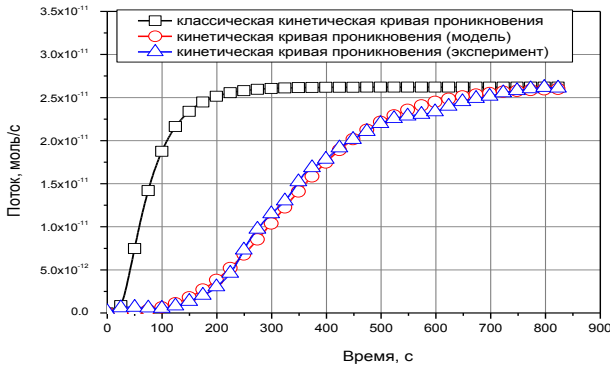


Рисунок 8. Результаты моделирования кинетической кривой проникновения дейтерия сквозь медный образец. Внереакторный эксперимент ($T = 673$ К, $Pin = 10^5$ Па, $D_1 = 4{,}9\cdot10^{-10}$ м^2/с, $k_1 = 0{,}225$, $k_2 = 0{,}019$)

Таблица 2. Рассчитанные по модели Мак-Набба Фостера параметры диффузии и ловушек

Этап исследований	Предэкспонента аррениусовской зависимости D0, м^2/с	Энергии активации диффузии дейтерия в меди, Ed, кДж/моль	Энергии активации захвата дейтерия ловушкой E_{k1}, кДж/моль	Энергия активации высвобождения дейтерия из ловушки E_{k2}, кДж/моль
Внереакторные эксперименты	$(3{,}3 \pm 0{,}2)\cdot10^{-7}$	38 ± 2	44 ± 3	69 ± 3
Реакторные эксперименты 0,5 МВт	$(1{,}9 \pm 0{,}2)\cdot10^{-7}$	30 ± 2	38 ± 3	60 ± 3
Реакторные эксперименты 1 МВт	$(2{,}1 \pm 0{,}2)\cdot10^{-7}$	29 ± 2	38 ± 3	59 ± 3

Таблица 3. Параметры коэффициентов диффузии, проницаемости, растворимости дейтерия в меди полученные в экспериментах

Этап работы	D_0, м^2/с	E_D, кДж/моль	P_0, моль/м^2·с·Па^{0,5}	E_P, кДж/моль	S_0, моль/м^2·Па^{0,5}	E_S, кДж/моль
Внереакторный эксперимент	$(3,3 \pm 0,2)\cdot 10^{-7}$	38±2	$(1,3\pm0,1)\cdot 10^{-05}$	65±4	$(2,5\pm0,2)\cdot 10^{-2}$	27±2
Реакторный эксперимент (W = 0,5 МВт)	$(1,9\pm0,2)\cdot 10^{-7}$	30±2			$(1,5\pm0,1)\cdot 10^{-2}$	35±2
Реакторный эксперимент (W=1МВт)	$(2,1\pm0,2)\cdot 10^{-7}$	29±2			$(1,6\pm0,1)\cdot 10^{-2}$	36±2

РЕЗУЛЬТАТЫ

При температурах образца ниже 723 К был зафиксирован эффект влияния реакторного излучения на кинетику проникновения дейтерия сквозь образец меди, который показал существенное увеличение скорости диффузии дейтерия (более чем на 20 %, для температуры 623 К) сквозь образец в условиях реакторного излучения, причем с уменьшением температуры этот эффект становился все более заметным.

Методом линеаризации были проанализированы полученные результаты внереакторных и реакторных экспериментов. Было показано, что процесс проникновения изотопов водорода сквозь медь не может быть описан в рамках классической диффузии.

Проведено моделирование проникновения изотопов водорода сквозь медный образец в условиях внереакторного и реакторного излучения. Было показано, что процесс проникновения изотопов водорода сквозь медь достаточно хорошо описывается моделью диффузии изотопов водорода в дефектных средах материала в присутствии ловушек ограниченной емкостью (моделью Мак-Набба и Фостера) Были получены все основные параметры модели.

Результаты моделирования показали что при реакторном излучении происходит заметное снижение энергии активации диффузии дейтерия в меди и энергии высвобождения дейтерия ловушками.

ЛИТЕРАТУРА

1. ОСТ 92-4949-84МЕТАЛЛЫ. Методы определения высокотемпературной водородопроницаемости. − М. : Изд-во стандартов, 1986. − 40 с.
2. Швыряев, А.А. Диаграммные бумаги для обработки результатов диффузионных экспериментов / А.А. Швыряев И.Н Бекман - Вестник МГУ, серия 2: химия, т.22, N:5 (1981) 517//N:4647-80 деп. ВИНИТИ от 3.11.1980.
3. Shviryaev I. Theory Of Emanation Thermal Analysis. V. Functional Scales For Evaluating The Parameters Of Inert Gas Diffusion In Solids / Shviryaev I, Beckman V. – Thermochimica Acta, 111 (1987) 215-232.
4. MR Louthan. Hydrogen Transport and Embrittlement in Structural Metals / MR Louthan, G. Caskey //Int J Hydrogen Energy. − 1976. − №1. − С. 291−305.
5. Mattsson, E. An investigation of hydrogen embrittlement in copper / E. Mattsson and F.Schueckher – Journal of the Institute of Metals. − 1958. − №87. − С. 241−247.
6. Hydrogen Transport in Copper / G.R. Caskey, A.H. [и др.] – «DP-MS-75-6». Savannah River Laboratory, Aiken SC. − 1975.
7. Caskey, G.R. The Effect of Oxygen on Hydrogen Transport in Copper./ G.R. Caskey. [и др.] // Corrosion − 1976. − № 32. − P.370-374.
8. Gorman, J.K. Hydrogen Permeation through Metals / J.K. Gorman and W.R. Nardella // Vacuum. − 1962. − №12.− P.19−24.
9. Zapp, P. Material Science Symposium / P. Zapp, R. Mattas, and H. K. Birnbaum // ASM, Detroit, Mich., October 21-24. − 1974.
10. Keiser, J. Material Science Symposium / J. Keiser, G. Matusilwicz and H. K. Birnbaum // ASM, Detroit., Mich., October 21-24. − 1974.
11. Mc Nabb A., A new analysis of the diffusion of hydrogen in iron and ferrite / A Nabb, K Foster. // Trans. of the metallic Soc. – 1963. – Vol. 227. – P. 618 – 627.

РЕАКТОРЛЫҚ СӘУЛЕЛЕНУДІҢ МЫСТЫ ТЕСІП ӨТЕТІҢ СУТЕГІ ИЗОТОБЫНЫҢ ӨТУ ЖЫЛДАМДЫҒЫНА ЖЕРІН ЕСЕПТЕП ЗЕРТЕУ

[1)]Тулубаев Е.Ю. [1)]Кульсартов Т.В. [2)]Заурбекова Ж.А.

[1)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан
[2)]Шәкәрім атындағы Семей Мемлекеттік университеті, Қазақстан

Бұл жұмыста реакторлық сәулелену жағдайындағы дейтерияның мыспен жер ету параметрлерін аңықтау бойынша есептер берілген.

Дейтери мен мыстың жер ету параметрлері реакторлық сәулелену жағдайында анықталды.

Реакторлық сәулелендіру жағдайында дейтеридің мысты тесіп өту процесстерін модельдеу.

Реакторлық сәулелендіру жағдайындағы есептелген жер ету параметрлері мыстағы тритидің ағып кетуі мен жинақталуын бағалауға көмектеседі.

STUDY OF REACTOR IRRADIATION EFFECTS ON PERMEATION RATE OF HYDROGEN ISOTOPES THROUGH COPPER

[1)]E.Y. Tulubaev, [1)]T.V. Kulsartov, [2)]Z.A. Zaurbekova

[1)]Institute of Atom Energy of NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan
[2)]Shakarim Semipalatinsk State University, Kazakhstan

The present paper describes the experimental results on determination of deuterium-cooper interactnion under reactor irradiation.

Determination of the parameters of deuterium interaction with copper under reactor irradiation.

Simulation of the processes of deuterium permeation through copper under reactor irradiation.

The calculated parameters allow for assessment of release and accumulation of tritium in copper under conditions of reactor irradiation.

УДК 621.039.546

ОСОБЕННОСТИ ИДЕНТИФИКАЦИИ СТЕРЖНЕВЫХ ТВЭЛОВ ЯРД

[1)]Дерявко И.И., [1)]Чернядьев В.В., [2)]Горин Н.В., [3)]Черепнин Ю.С., [4)]Тухватулин Ш.Т.

[1)]Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан,
[2)]РФЯЦ-ВНИИТФ, Снежинск, Россия,
[3)]ФГУП НИКИЭТ, Москва, Россия,
[4)]ФГУП НИИ НПО "Луч", Подольск, Россия

Рассмотрены вопросы идентификации стержневых керамических твэлов ЯРД, входивших в составы активных зон исследовательских реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА. Показано, что для идентификации целого твэла достаточно провести его визуальный осмотр и измерение геометрических размеров, а для идентификации полностью разрушенного твэла становится необходимым дополнительное определение химического состава, обогащения и некоторых структурных характеристик материала такого топливного скрапа.

Введение

В последние годы правоохранительные органы столкнулись со случаями вовлечения ядерных материалов в незаконный оборот, и в базе данных МАГАТЭ зафиксировано несколько сотен случаев контрабанды ядерных и радиоактивных материалов [1]. Для борьбы с незаконным оборотом ядерных материалов при задержании неизвестного топлива необходима его идентификация для определения мест производства, хищения и возможного предназначения.

Топливо активных зон исследовательских реакторов может представлять существенный интерес для лиц, преследующих противоправные цели, так как оно изготовлено из высокообогащенного урана и для некоторых типов реакторов не имеет самозащищенности за счет остаточного гамма-излучения.

Особенности идентификации топливных деталей проанализированы, в частности, на примере импульсных исследовательских реакторов [2, 3] и показано, что при идентификации целых топливных деталей таких реакторов в большинстве случаев можно ограничиться осмотром и измерением геометрических размеров. Однако если топливная деталь реактора разрушена и превращена в скрап, то для идентификации «неизвестного» топлива становится необходимым определение его химического состава и степени обогащения, хотя и это не всегда решает проблему.

В настоящей работе продолжено рассмотрение проблем идентификации топливных деталей исследовательских реакторов на примере безоболочковых стержневых керамических твэлов реакторов ЯРД. Эти твэлы, предназначенные для комплектации активных зон специальных реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА, являлись одновременно и топливом этих исследовательских реакторов, и объектом исследований по тематике ЯРД [4-10].

Форма и размер твэлов ЯРД

Активная зона большинства исследовательских реакторов со стационарной плотностью потока нейтронов образована, как правило, из небольшого числа типовых твэлов, однако число типов твэлов в мире и, в частности, в России велико. Однотипные твэлы входят в состав активных зон разных исследовательских реакторов [11-13], и иногда бывает непросто определить реактор, которому принадлежит конкретный твэл. С этой точки зрения топливные элементы реакторов ЯРД индивидуальны и предназначены только для реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА. Ни один из других исследовательских реакторов не имеет в составе своей активной зоны таких топливных элементов, поэтому квалифицированный эксперт только по внешнему виду твэла ЯРД безошибочно определит его принадлежность к реакторам ИВГ.1, ИРГИТ и РА.

Действительно, этот твэл представляет собой длинную тонкую пластину (длина пластины много больше ее ширины и толщины), закрученную с шагом S вдоль оси в правовинтовом направлении, как показано на рисунке 1; такой твэл обычно обозначают как "витой двухлопастной", а его параметры D и h – как "диаметр описанной окружности" и "толщина лопасти" соответственно.

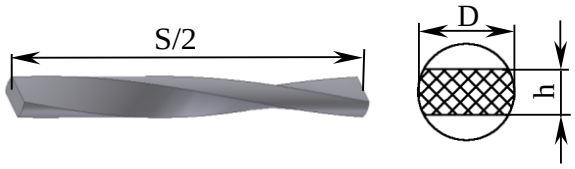


Рисунок 1. Внешний вид части твэла и его основные геометрические параметры: S>>D, S>>h

Выбор подобной конструкции твэла, как и выбор его базового материального состава, был осуществлен на основании результатов выполненных в 1962-1966 гг. испытаний различных модельных твэлов в исследовательском реакторе ИГР [14-16].

В этих испытаниях участвовали, в частности, модельные твэлы блочного типа (шестигранные графитовые призмы размером ″под ключ″ 7,2 мм и длиной 100 мм, содержащие 19 осевых каналов диаметром 1,2 мм). Твэлы содержали покрытия из карбида ниобия, а топливным материалом являлся диспергированный в графите дикарбид урана с 90-процентным обогащением урана по изотопу ^{235}U.

Испытывались также модельные твэлы стержневого типа: витые четырехлопастные твэлы из карбида урана с карбидом циркония, витые двухлопастные твэлы из графита с карбидом урана (с двухслойным покрытием из карбида ниобия и вольфрама), витые двухлопастные твэлы из карбидов и карбидографитов урана, циркония и ниобия; при этом длина твэлов составляла 100 или 200 мм, диаметр D – около 2 мм, а шаг закрутки лопасти S варьировался в пределах от 30 до 60 мм.

По завершении испытаний был сделан выбор в пользу витых (с правовинтовым направлением закрутки) двухлопастных твэлов из карбидов и карбидографитов урана, циркония и ниобия с 90-процентным обогащением урана и следующими геометрические параметры каждого топливного стержня: длина 100,0 мм ± 0,1 мм, диаметр 2,20 мм ± 0,04 мм, толщина лопасти 1,24 мм ± 0,04 мм, шаг закрутки лопасти 30 мм ± 5 мм. Такие безоболочковые стержневые керамические твэлы (они показаны на рисунке 2) в дальнейшем стали рассматриваться как штатные твэлы ЯРД.



Рисунок 2. Внешний вид штатные твэлов ЯРД

ХАРАКТЕР ИСПЫТАНИЙ ТВЭЛОВ ЯРД

Общей особенностью исследовательских реакторов, в которых испытывались твэлы ЯРД, являлось то, что эти реакторы не имели постоянной активной зоны: необходимая зона собиралась каждый раз в зависимости от целей эксперимента из тепловыделяющих сборок технологических каналов или ресурсных ампул различных типов. Так, в реакторе ИВГ.1 для этих целей использовались шесть типов каналов (ТК-300, ТКМ, ТКТ, АТК, КЭТ и КЭП), в реакторе ИРГИТ – один тип каналов (ТК-100), а в реакторе РА – три типа вспомогательных и ресурсных ампул (АПИ, РА и РА-М).

Каждая из ТВС этих каналов и ампул состояла из нескольких нагревных секций (НС): в ТВС каналов ТК-300, ТКМ, ТКТ и АТК находилось по восемь НС диаметром 47 мм (содержащих по 379 твэлов), в ТВС каналов КЭТ, КЭП и ТК-100 – по шесть НС диаметром 29,7 мм (содержащих по 151 твэлу), в ТВС ресурсных ампул – по семь НС таким же диаметром 29,7 мм (содержащих также по 151 твэлу), а в ТВС вспомогательных ампул АПИ – по одной или по две НС уменьшенного диаметра. В качестве примера на рисунке 3 представлен внешний вид нагревной секции ТВС канала ТК-100 реактора ИРГИТ; точно такой же вид имеют и НС в каналах КЭТ и КЭП, а также НС в ресурсных ампулах РА и РА-М.

Необходимо также отметить, что реакторные испытания твэлов ЯРД, выполнявшиеся в реакторах ИВГ.1, ИРГИТ и РА с 1975 года вплоть до 1998 года [10], только на начальном этапе рассматривались как реакторная отработка твэлов применительно к условиям их эксплуатации в реакторе однорежимной космической установки ЯРД. В начале 80-х годов выяснилось, что энергетическое обеспечение функционирования систем космической установки ЯРД должно осуществляться не от самостоятельного источника, а за счет самого же реактора ЯРД, и последний стал рассматриваться как реактор двух- или трехрежимной космической ядерной энергодвигательной установки (ЯЭДУ).

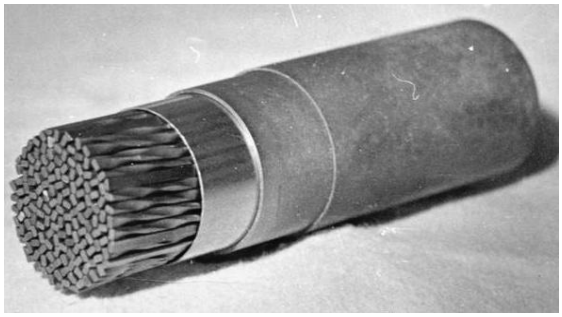


Рисунок 3. Нагревная секция ТВС канала ТК-100, частично выдвинутая из своего теплоизоляционного пакета

С этого же времени начались раздельные реакторные испытания штатных твэлов ЯРД на различных режимах работы реактора ЯЭДУ – испытания на двигательном режиме (ДР), на энергетическом режиме малой мощности (РММ), на энергетическом режиме большой мощности (РБМ). Примерно с этого же времени начались также и реакторные испытания штатных твэлов ЯРД на режиме рабочей мощности (РРМ) наземной ядерной газодинамической установки ЯГДУ. Таким образом, в конечном итоге штатные твэлы ЯРД были использованы в реакторных испытаниях по отработке конструкции и материального состава твэлов применительно ко всем режимам работы (ДР, РММ, РБМ и РРМ) установок ЯРД, ЯЭДУ и ЯГДУ.

Основные и наиболее сложные испытания твэлов были выполнены в исследовательском высокотемпературном газоохлаждаемом реакторе ИВГ.1. Этот реактор (гетерогенный корпусной реактор канального типа на тепловых нейтронах с легководными замедлителем и бериллиевым отражателем нейтронов) являлся универсальным инструментом для отработки штатных твэлов ЯРД. Использование водяного замедлителя позволяло проводить испытания ТВС различного диаметра (29,7 мм и 47 мм) и различной высоты (600 мм и 800 мм), размещенных в технологических каналах различного диаметра (72 мм у ТК-300, ТКМ, ТКТ и КЭТ и 76 мм у АТК).

Активная зона реактора могла быть сформирована из 30, 31 или 36 ТВС различных типов. В цен-

тральном петлевом экспериментальном канале КЭП можно было испытывать модуль активной зоны реактора ЯРД, включающий шесть каналов ТК-100 с фрагментами гидридоциркониевого замедлителя, нижнего торцового бериллиевого отражателя и стального огневого днища.

Реактор эксплуатировался в период с 1975 года по 1988 год. За это время в нем были испытаны четыре комплекта ТВС опытных активных зон: твэлы I и II а.з. были испытаны (на режиме ДР в протоке водорода) соответственно в 1975-1976 гг. и в 1979-1983 гг., в 1984 г. были испытаны (на режиме РРМ в протоке азота) твэлы III а.з., а в 1985-1988 гг. были испытаны (на режимах ДР, РММ, РБМ и РРМ в протоке водорода, гелия и азота) твэлы IV а.з. В 1990 году реактор ИВГ.1 был модернизирован в исследовательский водо-водяной гетерогенный реактор ИВГ.1М.

Испытания на режиме ДР и РММ были проведены и в исследовательском реакторе для групповых испытаний твэлов ИРГИТ (высокотемпературном газоохлаждаемом гетерогенном корпусном реакторе канального типа на тепловых нейтронах с замедлителем из гидрида циркония и бериллиевым отражателем нейтронов), представлявшем собой стендовый прототип реактора ЯРД минимальных размеров. Активная зона этого реактора формировалась из 37 однотипных ТВС, размещаемых в каналах ТК-100.

В 1978 и 1981 гг. в этом реакторе были испытан на режиме ДР в протоке водорода первый и второй комплекты ТВС, а третий комплект был испытан в 1984 г. на режиме РММ в статическом гелии заглушенных каналов ТК-100. В 1987 году реактор ИРГИТ был модернизирован в низкопоточный ампульный реактор РА, в беспроточных ампулах которого вплоть до 1998 года выполнялись испытания твэлов на режиме РММ в статическом гелии и на режиме РРМ в статическом азоте. В 2001 году реактор РА переведен в режим длительного останова, а в 2009 году были начаты подготовительные работы по его выводу из эксплуатации.

МАТЕРИАЛЬНЫЙ СОСТАВ ТВЭЛОВ ЯРД

Возвращаясь к основным вопросам идентификации твэлов ЯРД, следует обратить внимание на то, что по форме и размеру целого твэла (рисунок 2) легко и вполне однозначно устанавливается его принадлежность к штатным твэлам ЯРД. Возможна идентификация и по фрагменту твэла (если длина фрагмента и состояние его поверхности позволяют надежно определить параметры твэла S, D и h), тем более что технологическая поверхность фрагмента этого керамического (т.е. изготовленные методами порошковой металлургии) изделия будет иметь серый слегка блестящий оттенок в случае карбидного материала и темно-серый слегка матовый оттенок в случае карбидографитового, а светлая поверхность его разрушения будет иметь характерный для хрупкого материала вид кристаллического излома. Но если топливный стержень сильно разрушен до фрагментов размером ~1 мм, то образовавшийся скрап следует рассматривать как "неизвестное топливо", и для его идентификации необходимо использовать дополнительные идентификационные признаки – химический состав, обогащение по изотопу ^{235}U, структурные характеристики материала. В частности, для идентификации скрапа из штатных твэлов ЯРД достаточно измерить его обогащение и химический состав.

Действительно, во-первых, штатные твэлы ЯРД содержат уран только 90-процентного обогащения, а во-вторых, они имеют, как известно [10, 17-19], только четыре базовых типа материального исполнения (двойной карбид (U,Zr)C, тройной карбид (U,Zr,Nb)C, двойной уран-циркониевый карбидографит (U,Zr)C+C и двойной уран-ниобиевый карбидографит (U,Nb)C+C), построенных на основе всего лишь четырех элементов – урана, циркония, ниобия и углерода. Это означает, что для идентификации скрапа из штатных твэлов ЯРД необходимо провести его химический анализ на содержание U, Zr, Nb, $C_{общ}$, $C_{своб}$ и основных примесей и получить в ответе сумму относительных массовых содержаний элементов U, Zr, Nb и $C_{общ}$, близкую к 100 %.

Указанные четыре базовых типа материалов твэлов (двойные и тройные карбиды и двойные карбидографиты) оказались необходимыми и достаточными для обеспечения возможности выполнения всех реакторных испытаний ТВС в проточных каналах ТК-300, ТКМ, ТКТ, АТК, КЭТ, КЭП и ТК-100 (сквозь ТВС этих каналов под давлением около 50 атмосфер прокачивался холодный водород (или азот), температура которого на выходе ТВС достигала в среднем около 2800 К).

Для реализации таких испытаний в первые четыре-пять входных (низкотемпературных) нагревных секций этих каналов устанавливались, как показано в таблице 1, или наиболее прочные двойные карбидные твэлы из (U,Zr)C, или наиболее термопрочные карбидографитовые твэлы из (U,Zr)C+C, а в три или две выходные (высокотемпературные) секции – наиболее тугоплавкие тройные карбидные твэлы из (U,Zr,Nb)C с крупнозернистой крипоустойчивой структурой; в азотоохлаждаемых каналах АТК в среднетемпературных пятых и шестых НС вместо карбидографитовых твэлов из (U,Zr)C+C устанавливались более стойкие в азоте карбидографитовые твэлы из (U,Nb)C+C.

Таблица 1. Обозначения материалов твэлов по высоте каждого из каналов в реакторах ИВГ.1 и ИРГИТ

Тип канала	Номер НС			
	1, 2, 3 и 4	5	6	7 и 8
ТК-300	(U,Zr)C	(U,Zr)C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C
ТКМ	(U,Zr)C+C	(U,Zr)C+C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C
ТКТ	(U,Zr)C	(U,Zr)C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C
АТК	(U,Zr)C+C	(U,Nb)C+C	(U,Nb)C+C	(U,Zr,Nb)C
КЭТ	(U,Zr)C+C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C	
КЭП	(U,Zr)C+C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C	
ТК-100	(U,Zr)C+C	(U,Zr,Nb)C	(U,Zr,Nb)C	

Что касается испытаний штатных твэлов ЯРД в реакторе РА, то в связи с относительно мягкими условиями их испытаний в беспроточных ресурсных ампулах РА и РА-М размещение твэлов различного материального состава в ТВС этих ампул было достаточно произвольным.

Хотя базовых типов материалов твэлов ЯРД было только четыре, конкретный химический состав у твэлов разных типов каналов и ампул различался вполне заметно.

Так, содержание углеродной фазы $C_{своб}$ (в форме сажи, порошка графита, или порошка искусственного алмаза) у различных карбидографитов различных каналов находилось в диапазоне от ~1,5 до ~5 %, а содержание U у различных карбидов и карбидографитов находилось в еще более широких пределах – от 6 до 42 %. Столь большое различие в содержании U было обусловлено следующими двумя обстоятельствами.

Во-первых, во всех ТВС проточных каналов применялось радиальное осесимметричное или асимметричное (слегка вытянутое в направлении радиуса активной зоны реактора) профилирование загрузки урана. Радиальное профилирование ТВС означает наличие в каждой НС трех зон концентрации урана (периферийной, средней и центральной) с максимальным содержанием U у твэлов центральной зоны и минимальным у твэлов периферийной зоны, причем содержание U в центральной зоне превышает таковое в периферийной в полтора-два раза. В некоторых типах каналов совместно с радиальным профилированием (пример радиального осесимметричного профилирования показан на рисунке 4) применялось также и продольное профилирование ТВС: в каналах ТК-300, ТКТ и АТК содержание U в выходных НС, укомплектованных твэлами из (U,Zr,Nb)C, во всех концентрационных зонах было ниже, чем в остальных входных НС, укомплектованных твэлами из (U,Zr)C+C и (U,Nb)C+C.

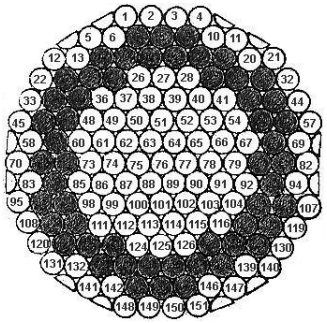


Рисунок 4. Картограмма размещения твэлов в нагревной секции ТВС канала ТК 100 (закрашены местоположения твэлов средней концентрационной зоны)

Во-вторых, в ампулы реактора РА в исследовательских целях устанавливались для проведения отдельных экспериментов специально изготовленные небольшие партии твэлы с очень низким или очень высоким содержанием U. Подобные твэлы изготавливались в ограниченных количествах, и их следует рассматривать как экземпляры с нетипичным содержанием U. Типичным же содержанием U в штатных твэлах ЯРД является содержание в пределах от ~8 до ~20 %. Примеры химических составов именно таких партий твэлов проиллюстрированы в таблице 2.

Таким образом, при проведении идентификации скрапа из штатных твэлов ЯРД в подавляющем большинстве случаев будут получаться результаты химического анализа, близкие к указанным в таблице 2 (если скрап относится к одному твэлу или одной партии твэлов). Если в идентифицируемом скрапе находится смесь фрагментов разных твэлов или смесь фрагментов твэлов с фрагментами противоосколочных покрытий из карбидов или карбидографитов Zr и Nb, то результаты анализа исказятся, но все равно останется в силе указанное выше условие идентификации скрапа из твэлов ЯРД путем химического анализа: сумма массовых содержаний элементов U, Zr, Nb и $C_{общ}$ дает величину, близкую к 100 %.

Таблица 2. Типичные химические составы четырех типов штатных твэлов ЯРД

Обозначение материала твэла		Содержание элементов, % (мас.)							
		U	Zr	Nb	$C_{общ}$	$C_{своб}$	N	O	W
Двойные карбиды	(U,Zr)C - 8	7,9	80,9	–	11,0	0,2	<0,005	<0,05	<0,05
	(U,Zr)C - 12	12,2	76,6	–	10,9	0,2	0,01	0,05	0,05
	(U,Zr)C - 13	12,9	76,3	–	10,7	0,2	0,01	0,05	0,05
	(U,Zr)C - 15	15,3	74,2	–	10,3	0,3	0,01	0,05	0,05
Тройные карбиды	(U,Zr,Nb)C - 9	9,1	40,1	39,8	10,8	0,3	<0,005	<0,05	0,05
	(U,Zr,Nb)C - 12	12,4	38,6	38,1	10,6	0,05	<0,005	<0,05	0,10
	(U,Zr,Nb)C - 15	14,9	37,7	36,7	10,6	0,1	<0,005	<0,05	0,05
	(U,Zr,Nb)C - 17	16,9	36,5	36,1	10,5	0,3	<0,005	<0,05	<0,05
Двойные карбидографиты	(U,Zr)C+C - 12	12,0	73,3	–	14,5	4,0	<0,005	<0,05	0,05
	(U,Zr)C+C - 15	14,9	70,4	–	14,6	4,3	<0,005	<0,05	0,05
	(U,Zr)C+C - 18	17,9	67,6	–	14,3	4,7	<0,005	0,05	0,10
	(U,Zr)C+C - 21	20,7	67,1	–	12,2	2,2	<0,005	<0,05	0,05
Двойные карбидографиты	(U,Nb)C+C - 7	6,9	–	79,4	13,4	2,9	<0,005	0,05	0,03
	(U,Nb)C+C - 10	9,9	–	76,6	13,3	3,2	0,01	0,05	0,03
	(U,Nb)C+C - 12	12,3	–	74,4	13,2	3,1	0,01	<0,05	0,05
	(U,Nb)C+C - 14	14,3	–	72,2	13,3	2,7	0,01	<0,05	0,05

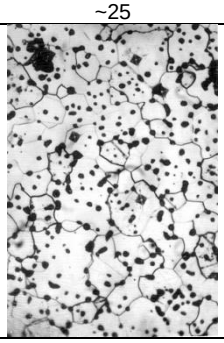
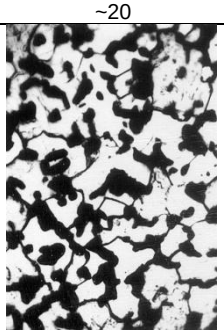
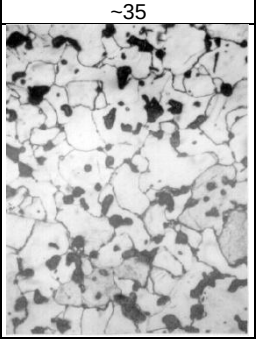
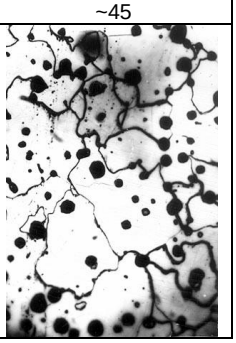
ДРУГИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ТВЭЛОВ ЯРД

При наличии каких-либо сомнений в результатах идентификации скрапа из твэлов ЯРД, выполненной путем измерения обогащения топлива и определения его химического состава (равно как и в результатах идентификации целых твэлов ЯРД, выполненной путем визуального осмотра и измерения их геометрических размеров) всегда имеется возможность продолжить процедуру идентификации путем дополнительного определения основных физических и структурных характеристик твэлов. На целых твэлах могут быть определены такие характеристики, как масса стержня m, погонное электросопротивление R, статический модуль упругости E, гидростатическая плотность γ и прочность при кручении $\sigma_{кр}$ (последние две характеристики – γ и $\sigma_{кр}$ – могут быть определены также и на фрагментах твэлов достаточной длины).

На скрапе из твэлов ЯРД (как и на фрагментах и на целых стержнях) методами рентгенографии и металлографии могут быть определены такие структурные характеристики, как период решетки a_o, микротвердость HV, пористость П, средний размер зерен d, а также установлен типичный вид микроструктуры. Если теперь сопоставить полученные данные по m, R, E, γ, $\sigma_{кр}$ $\sigma_{кр}$, a_o, HV, П, d и микроструктуре с так называемыми "табличными данными" по этим характеристикам, то должны исчезнуть последние сомнения в результатах идентификации. При этом для каждого из четырех базовых типов материального состава твэлов ЯРД в качестве "табличных данных" следует использовать приведенные в таблице 3 округленные (ориентировочные) средние значения каждой из используемых характеристик, позволяющие при комплексном подходе к проведению идентификации достигать положительного результата.

Для корректного пользования таблицей 3 необходимо, чтобы условия идентификационных измерений характеристик (параметров) твэлов повторяли условия (стандартные или нестандартные), в которых были получены данные этой таблицы. Так, электросопротивление R измерялось стандартным четырехзондовым потенциометрическим методом [20], но модуль E определялся [20] путем трехточечного (на базе 93 мм) нагружения твэла массой 100 г с измерением прогиба стержня f и вычислением модуля по формуле $E = 34{,}2/f$. При измерении плотности γ, в целях устранения влияния открытой пористости структуры, применялись только быстродействующие (электронные) весы. Прочность $\sigma_{кр}$ определялась кручением на базе 15 мм, что позволяло выполнять от 4 до 7 замеров прочности на каждом твэле.

Таблица 3. Ориентировочные средние значения основных физических и структурных характеристик (параметров) четырех базовых типов материальных составов штатных твэлов ЯРД

Характеристика	Твэл (U,Zr)C	Твэл (U,Zr)C+C	Твэл (U,Nb)C+C	Твэл (U,Zr,Nb)C
Масса m, г	~1,78	~1,69	~1,81	~1,85
Пог. эл/сопротивление R, Ом/м	~0,40	~0,60	~0,45	~0,45
Модуль упругости E, ГПа	~320	~280	~300	~330
Плотность γ, г/см^3	~7,1	~6,4	~7,0	~7,2
Прочность при кручении $\sigma_{кр}$, МПа	~220	~150	~180	~200
Период решетки a_o, нм	~0,471	~0,472	~0,452	~0,460
Микротвердость HV, ГПа	~22	~19	~18	~21
Пористость П, %	~10	~35	~15	~15
Средний размер зерна d, мкм	~25	~20	~35	~45
Характерный вид микроструктуры (x250) твэлов				

Период a_o определялся стандартными дифрактометрическими измерениями на образцах в форме тонких порошков.

При измерении микротвердости HV, в целях устранения влияния повышенной пористости структуры керамического материала, применялось [20] определение максимальной микротвердости HV_{max}, процедура нахождения которой сводилась, по сути, к отысканию отпечатка минимального размера z_o (рисунок 5) среди большого числа отпечатков с относительно небольшими размерами. Для этого после каждого укола оценивался размер отпечатка, а измерение его проводилось только в том случае, если он попадал в условный разряд отпечатков с явно малыми размерами (такие размеры заполняли бы левый угол под предполагаемой гистограммой кривой F_z, показанной на рисунке 5).

Пористость П и размер зерна d измерялись стандартными методами количественной металлографии [21].

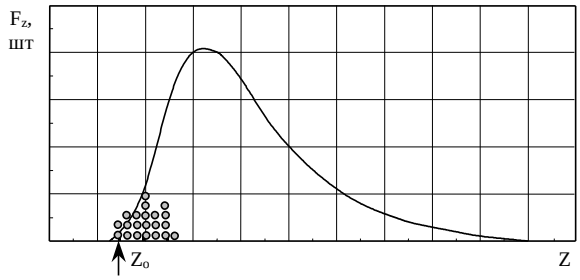
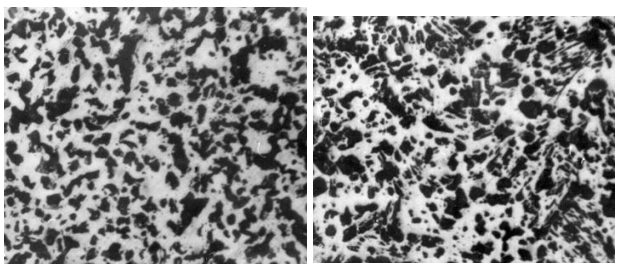


Рисунок 5. Графическая иллюстрация к отысканию максимальной микротвердости материала твэла

Представленные в таблице 3 характеристики относятся к твэлам в исходном (необлученном) состоянии, и поэтому не все они могут быть использованы для идентификации твэлов, прошедших испытания в водородных и азотных каналах реакторов ИВГ.1 и ИРГИТ и в гелиевых и азотных ресурсных ампулах реактора РА, поскольку характеристики у твэлов, испытанных в водороде и гелии, приобретут радиационные изменения (зависящие от температуры облучения и флюенса тепловых нейтронов $\Phi_т$), а у твэлов, испытанных в азоте, в дополнение к этому появятся эффекты, связанные с нитрированием карбидного материала.

Под влиянием нейтронного облучения параметры твэлов приобретают следующие неодинаковые радиационные (в гелии и водороде) и радиационно-химические (в азоте) изменения. У твэлов, испытанных в гелии и водороде, только такие чувствительные параметры, как R и a_o, могут оказаться заметно большими, чем в таблице 3, хотя именно эти параметры легко восстанавливаются до исходного состояния длительным (около 5 ч) отжигом три температуре не ниже 1800 К [22]. Остальные же параметры этих твэлов будут близки к данным таблицы 3. В качестве примера на рисунке 6 показано, что облучение в гелии при 1300 К до флюенса тепловых нейтронов ~$2\cdot10^{19}$ $см^{-2}$ практически не повлияло [23] на пористость твэла из (U,Zr)C+C - 19.



а – пористость 31 % **б** – пористость 36 %

Рисунок 6. Микроструктура (×60) твэла из (U,Zr)C+C - 19 до (а) и после (б) испытаний в гелиевой ресурсной ампуле РА (Р = 0,45 МПа, τ = 4580 ч, $T_{обл}$ = 1300 К)

Наоборот, у твэлов, испытанных в азоте, все параметры могут оказаться далекими от данных таблицы 3, что определяется длительностью и температурой облучения. На рисунке 7 приведен пример того, что при длительном (более 3500 ч) облучении карбидографитовых твэлов в азоте (под давлением 0,45 МПа) имеет место [24] сквозное нитрирование топливных стержней.

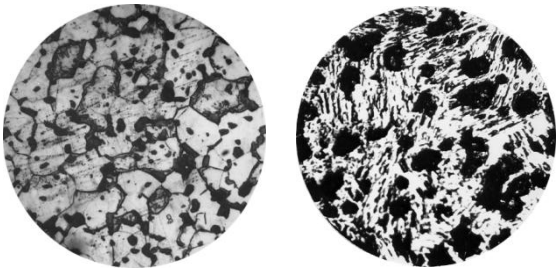


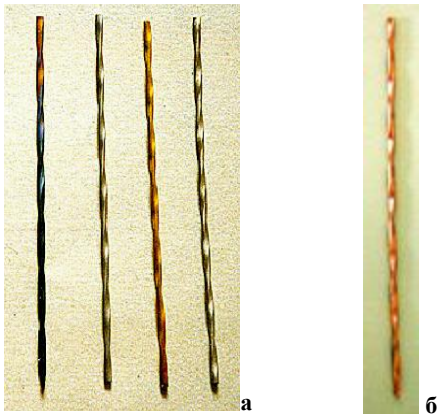
Рисунок 7. Микроструктура (150) твэла из (U,Zr)C+C - 18 в центральной части поперечного шлифа до (слева) и после (справа) испытаний в азотной ресурсной ампуле РА (Р = 0,45 МПа, τ = 3540 ч, $T_{обл}$ = 1950 К)

Микроструктура такого карбидографитового твэла, как видно из рисунка, оказывается полностью перестроенной процессами нитрирования по механизму реакционной диффузии: в образовавшемся карбонитридном материале повысились пористость и размер пор, изменилась его травимость (вместо границ зерен выявлялись только растравленные следы абразивной обработки поверхности непрочного керамического материала с очень мелким зерном). Другие параметры твэлов этой партии получили такие же сильные изменения [24]. Так, например, параметр m повысился на ~4 %; параметр HV вместо радиационного повышения снизился на ~20 % в центральной части поперечного сечения стержня и на ~50 % в периферийной; параметр a_o опять же вместо радиационного повышения снизился в центре на ~0,4 % и на ~1,6 % на периферии, а такой важный параметр, как $\sigma_{кр}$, снизился на почти 80 %.

Своеобразным индикатором нитрирования твэлов ЯРД является изменение цвета их поверхности. После относительно кратковременных (менее 10 ч) испытаний твэлов в реакторе ИВГ.1 в проточных азотных каналах АТК и КЭТ на режимах соответственно РРМ и РБМ их поверхности приобретали светлые золотисто-желтые оттенки [25, 26], несмотря на незначительную глубину (несколько микрометров) поверхностного нитрирования. Разнообразные цветовые оттенки появлялись также при испытаниях твэлов в проточных водородных каналах [27] реактора ИВГ.1 (рисунок 8а). Оксинитрирование топливных стержней в высокотемпературных НС-3, НС-4, НС-5 и НС-6 этих каналах (на рисунке они размещены слева направо) осуществлялось за счет примесей кислорода и азота в водороде. Наиболее яркую окраску твэлы ЯРД получали после ~1000-ча-

сового облучения в азотных ампулах (рисунок 8б), а после облучения длительностью более 3000 ч их цвет изменялся [24] в сторону темных золотисто-коричневых оттенков, вплоть до черно-коричневых.

Кроме цвета поверхности твэла, в качестве элемента идентификации может использоваться также и цвет поперечного шлифа. На рисунке 9 это продемонстрировано для случая начального процесса нитрирования карбидного твэла: фронт нитрирования переместился в глубь стержня на ~120 мкм (в области исходной трещины продвижение фронта нитрирования заметно большее).



а **б**

а)- твэлы из (U,Zr)C+C - 20 и (U,Zr,Nb)C - 17;
б) – твэл из (U,Zr)C+C - 18.

Рисунок 8. Внешний вид штатных твэлов ЯРД после ~2000-секундных испытаний в протоке водорода при температурах от ~2000 до ~3000 К (а) и после 924-часовых испытаний в статическом азоте при температуре 1870 К (б)

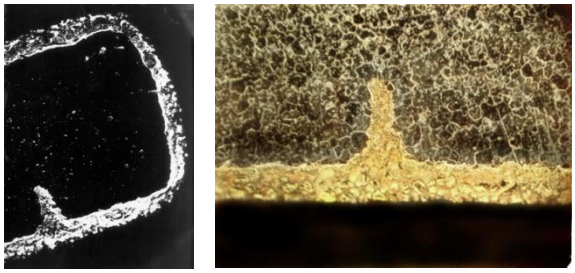


Рисунок 9. Микроструктура поперечного шлифа твэла из (U,Zr)C - 15 после испытаний в азотной ресурсной ампуле РА (Р = 0,45 МПа, τ = 283 ч, $T_{обл}$ = 1780 К)

Еще одним элементом идентификации твэлов ЯРД является противооскольчное покрытие у твэлов, испытанных в гелиевых и азотных ампулах реактора РА. У штатных твэлов ЯРД покрытия отсутствуют, но в исследовательских целях были изготовлены небольшие партии твэлов с противооскольчными покрытиями, которые предназначались для использования не по тематике ЯРД, ЯЭДУ или ЯГДУ, а для решения экологических вопросов снижения выхода газообразных продуктов деления при проведении реакторных испытаний твэлов ЯРД с открытым выхлопом водорода в атмосферу.

Твэлы с покрытиями из карбидов и карбидографитов циркония и ниобия внешне ничем не отличаются от твэлов без покрытия, при разрушении твэлов покрытия не отделяются от фрагментов любого размера, на поверхностях изломов топливных стержней покрытия практически не выявляются, и только на поперечных шлифах твэлов удается однозначно обнаруживать наличие покрытий. У твэлов, испытанных в гелиевых ампулах, это видно на травленных шлифах, а у твэлов, испытанных в азоте, это хорошо видно даже на шлифах без травления (на рисунке 10 показан один из таких шлифов).

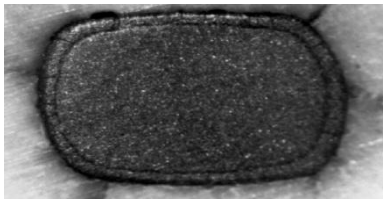


Рисунок 10. Поперечный шлиф твэла из (U,Zr)C - 30 с противооскольчным покрытием из ZrC+C после испытаний в азотной ресурсной модернизированной ампуле РА-М (Р = 0,45 МПа, τ = 1050 ч, $T_{обл}$ = 1520 К)

Таким образом, при выполнении идентификации твэлов ЯРД, кроме измерений формы и размеров топливных стержней (или их фрагментов), определения степени обогащения урана, измерения у них таких параметров, как m, R, E, γ, $\sigma_{кр}$, a_o, HV, П и d, изготовления снимков микроструктуры и выполнения химического анализа, необходимо обратить внимание на цвет поверхностей твэлов (или их фрагментов) и выполнить измерения их мощности дозы гамма-излучения. Это позволит отнести идентифицируемый объект к категории облученных или необлученных, а также предположительно указать на тип теплоносителя (водород, гелий, азот), в котором облучались идентифицируемые твэлы.

ТВЭЛЫ АМПУЛ РАДА

В заключение остается представить информацию, необходимую для идентификации витых стержневых керамических твэлов (длиной 100 и 150 мм и диаметром 2,8 мм), предназначенных для испытаний в трех азотных ампулах высокого давления РАДА реактора РА. Семь небольших партий таких твэлов (шесть партий карбидографитовых твэлов и одна партия карбонитридных) использовались в исследованиях радиационно-химической стойкости в азоте под высоким (примерно 20 МПа) давлением по тематике, не относящейся к тематике ЯРД, ЯЭДУ или ЯГДУ.

Твэлы ампул РАДА имели повышенное содержание урана, у них варьировалась степень обогащения урана (36, 75 и 90 %), две партии карбидографитовых твэлов содержали защитные пироуглеродные (PyC) покрытия, причем у одной из них содержание урана было опасно высоким – около 38 %. Последнее связано с тем, что интенсивность нитрирования твэлов в азоте, как известно [28-30], усиливается с

увеличением длительности и температуры испытаний, давления азота и содержания урана. При этом у твэлов с содержанием урана на уровне 40 % при высоком давлении азота обычно наблюдается сильное разупрочнение, приводящее к самопроизвольному разрушению, а защитные покрытия хотя и снижают интенсивность взаимодействие твэлов с азотом, но не устраняют его полностью.

Действительно, при проведении испытаний твэлов из (U,Zr)C+C - 38, защищенных PyC-покрытиями толщиной около 80 мкм, в специальной азотной камере высокого (~19 МПа) давления КАМА было зафиксировано [28] их самопроизвольное разрушение с чешуйчатым отслоением PyC-покрытия (рисунок 11).

Идентификация целых твэлов ампул РАДА, их фрагментов и скрапа из этих твэлов выполняется так же однозначно, как и в случае твэлов ЯРД, поскольку существует [29-31] достаточно полная информация о геометрических параметрах, структурных характеристиках и химических составах твэлов ампул РАДА (таблицы 4 и 5).



Рисунок 11. Внешний вид твэла из (U,Zr)C+C - 38 с PyC-покрытием после испытаний в специальной азотной камере КАМА (P = 19 МПа, τ = 16 ч, $T_{исп}$ = 1650 К)

Таблица 4. Некоторые исходные данные по твэлам азотных ампул высокого давления РАДА

Обозначение твэла	Диаметр твэла D, мм	Толщина лопасти h, мм	Длина твэла L, мм	Обогащение урана к, %	Прочность $\sigma_{кр}$, МПа	Размер зерна d, мкм	Пористость П, %	Микротвердость HV_{max}, ГПа	Период решетки a_o, нм
(U,Zr)C+C - 23	2,8	1,4	100	75	187	30	12	22,7	0,4731
(U,Zr)C+C - 24	2,8	1,4	100	75	169	35	15	20,7	0,4733
U,Zr)C+C - 24+[1]	–//–	–//–	–//–	–//–	152	–//–	–//–	–//–	–//–
(U,Zr)C+C - 27	2,8	1,4	150	90	158	14	11	21,1	0,4737
(U,Zr)C+C - 29	2,8	1,4	100	36	215	6	7	22,3	0,4739
(U,Zr)C+C - 38+[2]	2,8	1,4	100	75	163	7	14	25,7	0,4752
(U,Zr)CN - 36	2,8	1,4	100	90	148	22	16	17,6	0,4656

1) – твэлы защищены PyC-покрытием толщиной около 40 мкм,
2) – твэлы защищены PyC-покрытием толщиной около 80 мкм.

Таблица 5. Исходный химический состав твэлов азотных ампул высокого давления РАДА

Обозначение твэла	Содержание элементов в материале сердечников твэлов, % (мас.)						
	U	Zr	$C_{общ}$	$C_{своб}$	N	O	W
(U,Zr)C+C - 23	23,2	66,0	10,5	0,8	0,05	0,06	0,1
(U,Zr)C+C - 24	23,9	65,6	10,2	0,7	0,07	<0,05	0,1
(U,Zr)C+C - 24+	–//–	–//–	–//–	–//–	–//–	–//–	–//–
(U,Zr)C+C - 27	27,4	61,0	9,7	0,7	0,09	0,05	0,1
(U,Zr)C+C - 29	29,1	59,7	10,5	0,9	0,02	0,05	0,1
(U,Zr)C+C - 38+	37,7	52,7	9,4	0,6	0,05	0,07	0,1
(U,Zr)CN - 36	36,4	51,4	2,1	0,05	7,3	0,4	0,05

Как видно из таблицы 4, геометрические параметры твэлов ампул РАДА несколько отличаются от таковых у твэлов ЯРД (увеличены диаметр и толщина лопасти, а у твэлов одной из партий – и длина). При этом шаг закрутки S у всех твэлов остался равным 30 мм, сохранилось и направление закрутки – правовинтовое. Измерением формы и размеров такого твэла и определением степени обогащению урана (а также измерением при необходимости прочности стержня кручением на базе 15 мм) однозначно идентифицируется как целый исходный или облученный твэл, так и крупный исходный или облученный фрагмент.

Для идентификации необлученных мелких фрагментов и скрапа из необлученных твэлов ампул РАДА необходимо (кроме определения обогащения урана) воспользоваться данными таблицы 4 по исходном физическим и структурным характеристикам твэлов (а при необходимости – и данными таблицы 5 по исходным химическим составам материалов твэлов). В случае облученного скрапа из твэлов ампул РАДА данные по структурным характеристикам приобретут зависящие от температуры $T_{обл}$ радиационно-химические изменения (см. в таблице 6 данные по a_o и HV_{max}).

Таблица 6. Изменение среднемассового периода решетки и микротвердости у твэлов, облученных в азотных ампулах высокого давления РАДА в течение 69 ч

Обозначение твэла	$T_{обл}$, К	$h_н$, мм	$\Delta a_o/a_o$,, %	$\Delta HV_{max}/HV_{max}$, %
(U,Zr)C+C - 24+	1180	0	0,07	10
(U,Zr)CN - 36	1650	0	0,03	4
(U,Zr)C+C - 23	1530	~0,03	0,02	6
(U,Zr)C+C - 27	1500	~0,08	0,04	7
(U,Zr)C+C - 29	1680	~0,40	–0,5	3[1]
(U,Zr)C+C - 24	1140	~0,45	–0,3	9[1]
(U,Zr)C+C - 38+	1220	~0,65	–2,6	–15[1]

1) – данные относятся к центральным областям шлифов.

В облученных твэлах индикатором нитрирования будет изменение цвета их поверхностей и цвета шлифов, а также микроструктурные изменения. При

этом изменения цвета и микроструктурные изменения позволят оценить глубину нитрирования твэла $h_н$ (результаты такой оценки показаны в таблице 6, где все партии твэлов расставлены в порядке убывания их стойкости в азоте). Из таблицы 6 можно видеть, что у твэлов из (U,Zr)C+C - 38 имеет место почти сквозное нитрирование (глубина $h_н$ сравнима с полутолщиной лопасти), а у твэлов двух верхних партий взаимодействие с азотом практически полностью отсутствует.

Микроструктура пронитрированного материала показана на рисунке 12 на примере наименее стойких в азоте твэлов ампул РАДА, т.е. твэлов из (U,Zr)C+C - 38. Примерно такой же вид имеют и микроструктуры в пронитрированных периферийных участках поперечных шлифов остальных четырех партий твэлов с глубиной нитрирования ~30, ~80, ~400 и ~450 мкм. В центральных частях поперечных шлифов твэлов этих партий сохранялось исходное состояние микроструктуры.

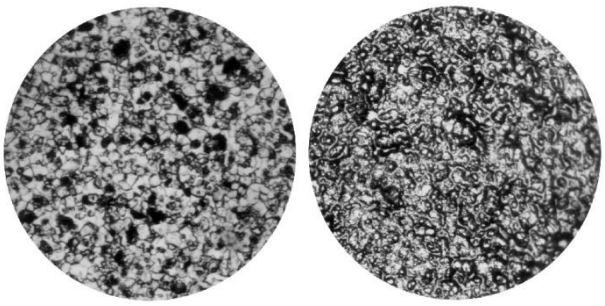


Рисунок 12. Микроструктура твэла (150) из (U,Zr)C+C - 38 в центре поперечного шлифа до (слева) и после (справа) испытаний в азотной ампуле высокого давления РАДА (P = 19,5 МПа, τ = 69 ч, $T_{обл}$ = 1220 К)

Использование характеристик твэлов, имеющихся в таблицах 4 и 6, дает наглядную и важную информацию о твэлах ампул РАДА. Однако идентификация облученного скрапа из таких твэлов, как и в случае идентификации облученного скрапа из твэлов ЯРД, будет базироваться на результатах химического анализа. Очевидно, что облучение в азоте изменит приведенные в таблице 5 химические составы некоторых партий твэлов: неизменными останутся составы у карбонитридных твэлов из (U,Zr)CN - 36 и у карбидографитовых твэлов из (U,Zr)C+C - 24 с качественно нанесенным защитным PyC-покрытием, а изменения (связанные в основном с увеличением относительного содержания азота) произойдут в остальных партиях карбидографитовых твэлов. Но эти изменения не могут принципиальным образом повлиять на результаты идентификации, поскольку в обязательном порядке будет выполняться условие идентификации твэлов ампул РАДА путем химического анализа: сумма измеренных массовых содержаний элементов U, Zr, N и $C_{общ}$ должна быть близка к 100 %.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

При идентификации "неизвестного топлива" большую помощь экспертам могла бы оказать база данных, содержащая систематизированную информацию о составе топлива, примесях, легирующих добавках, о форме, размерах, особенностях конструкции и т.д. топливных деталей всех исследовательских реакторов [2, 3]. Однако имеющаяся сейчас база данных МАГАТЭ по исследовательским реакторам [32] не предназначена для решения задач идентификации.

Поэтому к настоящему времени обозначилась настоятельная необходимость создания подобной базы данных, для чего необходимо последовательно проводить работы по сбору подробной и представительной информации на каждый из известных типов твэлов существующих или существовавших исследовательских реакторов. В связи с отмеченным приведенную в настоящей работе информацию по безоболочковым стержневым керамическим твэлам исследовательских реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА следует рассматривать как один начальных шагов в этом направлении.

В работе рассмотрены особенности идентификации твэлов ЯРД и твэлов ампул РАДА. Твэлы ЯРД – это, во-первых, собственно штатные твэлы ЯРД с содержанием урана от ~8 до ~20 %, во-вторых, штатные твэлы ЯРД с пониженным (до ~6 %) или повышенным (вплоть до ~42 %) содержанием урана (эти твэлы испытывались только в реакторе РА) и, в-третьих, штатные твэлы ЯРД с противоосколочными покрытиями (эти твэлы также испытывались только в реакторе РА). Твэлы ампул РАДА – это твэлы с несколько укрупненными (по сравнению с твэлами ЯРД) геометрическими параметрами, предназначенные для испытаний в азоте под высоким давлением.

Показано, что все этих твэлы (являющиеся в исходном состоянии карбидными, карбидографитовыми или карбонитридными) достаточно близки по форме, размерам, элементному составу и свойствам, и поэтому для их идентификации должна использоваться единая последовательность этапов ее выполнения: визуальный осмотр (с фиксацией цвета), измерение мощности дозы, измерение геометрических размеров, определение обогащения, измерение физических характеристик, определение структурных характеристик, установление элементного состава. Следует при этом иметь в виду, что для однозначной идентификации стержневых керамических твэлов реакторов ИВГ.1, ИРГИТ и РА не обязательно выполнение всей указанной последовательности идентификационных этапов, полная идентификация может наступить уже после выполнения нескольких первых этапов.

Авторы благодарят своих коллег за полезные дискуссии при обсуждении постановки и результатов настоящей работы.

Литература

1. Бюллетень МАГАТЭ, 2001, Т. 43, №4.
2. Идентификация топливных деталей исследовательских реакторов / Н. В. Горин [и др.] // Атомная энергия. – 2007. – Т. 102, вып. 4. – С. 233–237.
3. Горин, Н. В. Противодействие НОЯМ – создание базы данных для идентификации топлива исследовательских реакторов / Н. В. Горин, Е. Н. Липилина, Ю. И. Чуриков // Учет, контроль и физзащита ЯМ и объектов : материалы IV междунар. конф., Обнинск, 19-23 окт. 2009. – Обнинск, ГНЦ-ФЭИ, 2009. – С. 62–67.
4. Реактор ИВГ.1 для отработки элементов ЯРД и ЯЭДУ / Исаев П. А. [и др.] // Ядерная энергетика в космосе : тезисы отрасл. юбил. конф., Обнинск, 15-19 мая 1990, Ч. 1. – Обнинск, ГНЦ-ФЭИ, 1991. – С. 451–452.
5. Пивоваров, О. С. Обзор экспериментальных исследований, выполненных на реакторе ИВГ.1 в 1972…1994 годах / О. С. Пивоваров // 20 лет энергетического пуска реактора ИВГ.1 : материалы научно-практ. конф., Курчатов, 26-28 апр. 1995. – Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995. – С. 24–26.
6. Реакторная отработка стержневых керамических твэлов ЯРД и ЯЭДУ / И. И. Дерявко [и др.] // Ядерная энергетика в космосе : докл. V междунар. конф., Подольск, 23-25 марта 1999. – Подольск, ГосНИИ НПО "Луч", 1999. – С. 539–543.
7. Реакторные комплексы ИГР, "Байкал-1", ВВР-К и перспективы развития на их базе фундаментальных и прикладных исследований. / Э. С. Айтхожин [и др.] // Препринт НЯЦ РК. – 2000, №00-12. – 75 с.
8. Уласевич, В. К. История двух ядерных реакторов / В. К. Уласевич // Вестник НЯЦ РК. – 2003, вып. 1. – С. 45–49.
9. Исследовательский высокотемпературный реактор (к 30-летию энергетического пуска ИВГ.1) / Н. Н Пономарев-Степной [и др.] // Атомная энергия. – 2005. – Т. 98., вып. 3. – С. 163–170.
10. Дерявко, И. И. Обобщение результатов реакторной отработки стержневых керамических твэлов для реакторов ЯРД, ЯЭДУ и ЯГДУ / И. И. Дерявко // Вестник НЯЦ РК. – 2009, вып. 1. – С. 40–45.
11. Цыканов, В. А. Тепловыделяющие элементы для исследовательских реакторов / В. А. Цыканов. – Димитровград : ГНЦ РФ НИИАР, 2001. – 214 с.
12. Бать, Г. А. Исследовательские ядерные реакторы / Г. А. Бать, А. С. Коченов, Л. П. Кабанов. – М. : Энергоиздат, 1985. – 264 с.
13. Гончаров, В. В. Исследовательские реакторы. Создание и развитие / В. В. Гончаров. – М. : Наука, 1986. – 318 с.
14. Пахниц, В. А. Импульсный графитовый реактор. Основные результаты применения / В. А. Пахниц // Импульсные исследовательские реакторы. Применение, экспериментальные исследования и результаты : тезисы научно-техн. семинара, Курчатов, 1998. – Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1998. – С. 11–14.
15. Кенжин, Е. А. 50-летие Института атомной энергии / Е. А. Кенжин // Ядерная энергетика в Республике Казахстан. ЯЭ-2008 : докл. междунар. конф., Курчатов, 11-13 июня 2008. – Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 2009. – С. 7–15.
16. Импульсный графитовый реактор / А. Д. Вурим [и др.] // Там же. – С. 16–23.
17. Материаловедческие исследования стержневых карбидных твэлов ЯРД, ЯЭДУ и ЯВЭУ / И. И, Дерявко [и др.] // Вестник КазГУ, серия физическая. – 1999, №6. – С. 10–11.
18. Радиационная и радиационно-химическая стойкость безоболочковых карбидных твэлов в гелии и в азоте / Ю. С. Черепнин [и др.] // Ядерная и радиационная физика : материалы II междунар. конф., Алматы, 7-10 июня 1999, Т. 1. – Алматы, ИЯФ НЯЦ РК, 1999. – С. 34–43.
19. Исследование керамических твэлов, облученных в технологических каналах АТК реактора ИВГ.1 / И. И. Дерявко [и др.] // Ядерная и радиационная физика : материалы IV междунар. конф., Алматы, 15-17 окт. 2003, Т. 2. – Алматы, ИЯФ НЯЦ РК, 2003. – С. 196–203.
20. Экспрессные методики для послереакторного исследования безоболочковых стержневых карбидных твэлов / И. И. Дерявко [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2001, вып. 4. – С. 88–94.
21. Хунгер Г.-Й. Избранные методы исследования в металловедении / Г.-Й. Хунгер. – М. : Металлургия, 1985. – 206 с.
22. Рентгенографическое исследование остаточных макронапряжений в безоболочковых стержневых карбидных твэлах / Дерявко И. И. [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2001, вып. 4. – С. 95–100.
23. Исследование радиационной стойкости стержневых безоболочковых карбидных твэлов в реакторе РА / И. И. Дерявко [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2000, вып. 1. – С. 93–95.
24. Дерявко, И. И. Радиационно-химическая стойкость стержневых керамических твэлов в азоте невысокого давления / И. И. Дерявко, И. Г. Перепелкин, А. Н. Стороженко // Вестник НЯЦ РК. – 2003, вып. 1. – С. 23–28.
25. Исследование керамических твэлов, облученных в технологических каналах АТК реактора ИВГ.1 / И. И. Дерявко [и др.] // Ядерная и радиационная физика : материалы IV междунар. конф., Алматы, 15-17 сент. 2003, Т. 2. – Алматы, ИЯФ НЯЦ РК, 2001. – С. 196–203.
26. Исследование стержневых карбидных твэлов, облученных в азотоохлаждаемых технологических каналах реактора ИВГ.1 / И. И. Дерявко [и др.] // Ядерная и радиационная физика : материалы III междунар. конф., Алматы, 3-7 июня 2001, Т. 2. – Алматы, ИЯФ НЯЦ РК, 2001. – С. 297–301.
27. Дерявко, И. И. Работоспособность стержневых керамических твэлов на двигательном режиме реактора ЯРД или ЯЭДУ / И. И. Дерявко // Вестник НЯЦ РК. – 2004, вып. 4. – С. 90–98.
28. Экспериментальное изучение процессов нитрирования карбидографитовых твэлов в азоте высокого давления / И. И. Дерявко [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2000, вып. 4. – С. 127–133.
29. Исследование радиационно-химической стойкости стержневых карбидографитовых твэлов в азоте высокого давления / И. И. Дерявко [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2001, вып. 1. – С. 96–103.
30. Гулькин, А. В. Стойкость стержневых керамических твэлов в условиях реакторного облучения в азоте / А. В. Гулькин, И. И. Дерявко // Моделирование физико-химических процессов в физике конденсированного состояния : материалы междунар. конф., Актобе, 11-12 мая 2007. – Актобе, АГПИ МОН РК, 2007. – С. 29–32.

31. Дерявко, И. И. К вопросу о радиационно-химической стойкости безоболочковых стержневых керамических твэлов в азоте / И.И. Дерявко // Ядерная энергетика в Республике Казахстан. ЯЭ-2008 : докл. междунар. конф., Курчатов, 11-13 июня 2008. – Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 2009. – С. 164–167.
32. [Электронный ресурс] http://www.iaea.org/worldatom/rrdb/.

ЯРҚ СТЕРЖЕНДІ ТВЭЛДЕРДІҢ СӘЙКЕСТЕНДІРУ ЕРЕКШЕЛІКТЕРІ

[1)]Дерявко И.И., [1)]Чернядьев В.В., [2)]Горин Н.В., [3)]Черепнин Ю.С., [4)]Тухватулин Ш.Т.

[1)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан,
[2)]РФЯЦ-ВНИИТФ, Снежинск, Ресей,
[3)]ФГУП НИКИЭТ, Мәскеу, Ресей,
[4)]ФГУП НИИ НПО "Луч", Подольск, Ресей

ИВГ.1, ИРГИТ және РА зерттеу реакторлардың белсенді белдеу құрамына енетін ЯРҚ стерденді керамикалық твэлдердің сәйкестендіру сұрақтары қарастырылды. Толық твэлді сәйкестендіру үшін оның көзбен шолып байкау және геометриялық өлшемдердің өзгерісін жүргізу жеткілікті, ал толық бұзылған твэлді сәйкестіндіру үшін химиялық құрамын, байыту және бұндай отындық скрап материалының бірнеше құрылым сипаттамаларын қосымша анықтау қажет болатыны көрсетілді.

CHARACTERISTICS OF IDENTIFYING THE FUEL RODS OF NUCLEAR ROCKET ENGINE (NRE)

[1)]I.I. Deryavko, [1)]V.V. Chernyadev, [2)]N.V. Gorin, [3)]Yu.S. Cherepnin, [4)]Sh.T. Tukhvatulin

[1)] Institute of Atom Energy of NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan,
[2)]RFNC-VNIITF, Snezhinsk, Russia,
[3)]FSUE NIKIET, Moscow, Russia,
[4)]FSUE SII SIA "Lutch", Podolsk, Russia

The issues of identifying the ceramic fuel rods of NRE as a part of IVG.1, IRGIT and RA research reactors' cores have been considered. It is shown that visual observation and geometric dimensions are sufficiently to identify the whole fuel rod. But there is a need in aadditional analysis of chemical composition, enrichment and some structural material capabilities of such fuel debris to identify fully destroyed fuel rod.

УДК 539.12.04; 539.1.08; 53.082.6; 536.5

СИСТЕМА РЕГИСТРАЦИИ ПАРАМЕТРОВ ОБЛУЧЕНИЯ В ИССЛЕДОВАНИЯХ РАДИАЦИОННОГО РАЗОГРЕВА КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ

Избасханова А.Т., Гайдайчук В.А., Козловский Е.В.

Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В статье приведено описание системы регистрации параметров облучения разработанной для комплекса экспериментальных устройств РР-1, РР-2 и РР-3, позволяющего проводить калориметрические и теплофизические эксперименты, в условиях контролируемой теплоотдачи и варьируемого теплосъема на базе импульсного реактора ИГР. Показано, что представленная система регистрации параметров облучения материалов в достаточном объеме обеспечивает измерения и регистрацию параметров и позволяет контролировать состояние данного комплекса в процессе подготовки и проведения экспериментов.

ВВЕДЕНИЕ

Изучение особенностей радиационного разогрева конструкционных материалов предполагает их тестирование в условиях комплексного воздействия факторов эксплуатации, то есть непосредственно в процессе работы реактора. В ходе подготовки серии физических экспериментов по исследованию взаимозависимости температуры радиационного разогрева от параметров и режимов работы реактора были изучены и приняты во внимание процессы, сопровождающие облучение материалов в активной зоне реактора ИГР.

Разработанный комплекс экспериментальных устройств (ЭУ) РР-1, РР-2 и РР-3 позволяет проводить калориметрические и теплофизические эксперименты, в условиях контролируемой теплоотдачи и варьируемого теплосъема при изменении соотношения нейтронного и гамма-излучения [1, 8].

На основании данных полученных в результате предварительных нейтронно-физических и теплофизических расчетов был сделан прогноз «поведения» материалов представленного комплекса ЭУ РР-1, РР-2 и РР-3. Сравнительный анализ расчетных значений температур, полученных при заданных характеристиках работы реактора ИГР (интегральной мощности, энерговыделения и продолжительности пусков) позволил оценить и выбрать оптимальные параметры облучения материалов для данной серии экспериментов [1, 6, 7].

СИСТЕМА РЕГИСТРАЦИИ НЕЙТРОННОГО И ГАММА ИЗЛУЧЕНИЯ

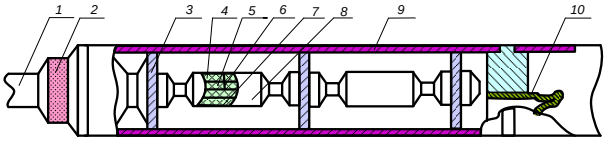
Система регистрации параметров облучения ЭУ РР-1, РР-2 и РР-3 разрабатывалась с учетом требований безопасного проведения экспериментальных работ. В ее основу были заложены селективные «деловые» характеристики и режимы работы реактора ИГР. В систему входят различные термопары, камеры, датчики и активационные детекторы, предназначенные для измерения и контроля, основных нейтронно-физических и теплотехнических параметров проводимых исследований.

В тех случаях, когда важен контроль нейтронного излучения, необходимый уровень компенсации фонового сигнала, обусловленного гамма излучением, можно обеспечить, используя, совместно детекторы нейтронов и гамма излучения, прокалиброванные при известных параметрах работы реактора. Путем подбора характеристик отвечающих требованиям и условиям проведения эксперимента была разработана оптимальная система регистрации нейтронного и гамма излучения.

Для измерения распределений нейтронных полей и гамма излучения в экспериментальном устройстве используются внутризонные детекторы, работающие при интенсивном облучении и высоких температурах. Внутризонные детекторы достаточно правильно отражают реальную картину реакторного излучения в местах их установки, что позволяет существенно повысить точность контроля условий облучения экспериментальных устройств в центральном канале реактора ИГР [5, 8].

1. *Малогабаритные триаксиальные ионизационные камеры деления типа КтВ* - обладают достаточным быстродействием (то есть практически безинерционны) и имеют сравнительно большой сигнал. Камеры деления могут быть выполнены чувствительными к спектру так, что их чувствительность будет соответствовать энергетической зависимости сечений деления ядерного топлива. При использовании импульсного и флюктуационного режимов они перекрывают широкий диапазон изменения мощности реактора.

Камеры КтВ (рисунок 1) спроектированы на основе триаксиального кабеля типа КНМС2С. Кабель состоит из внешней оболочки, промежуточной оболочки и центральной жилы (или двух жил), изготовленных из коррозионно-стойкой стали и изолированных между собой порошкообразной уплотненной окисью магния. Герметичный цилиндрический корпус камеры из коррозионно-стойкой стали диаметром 6,0х0,3 мм с одной стороны приварен через переходник к наружной оболочке триаксиального кабеля линии связи диаметром 4 мм, с другой стороны к специальному штенгелю, через который производится откачка, заполнение и герметизация рабочего объема. Камеры заполнены техническим аргоном под давлением $1{,}014 \cdot 10^5$ Па.



1 – триаксиальная камера, 2 – переходник, 3 – дистанционирующее кольцо, 4 – охранный электрод камеры, 5 - центральный электрод камеры, 6 – перемычка, 7 – собирающий электрод со слоем делящегося вещества, 8 – участок наружной оболочки триаксиального кабеля собирающего электрода, 9 – корпус камеры, 10 – штенгель для заполнения рабочего объема камеры

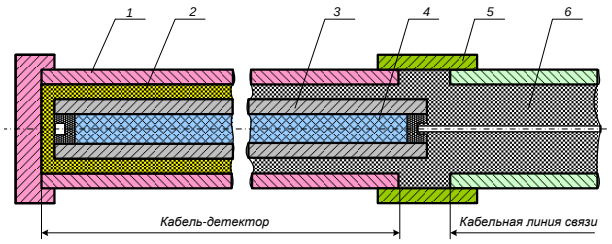
Рисунок 1. Конструкция малогабаритной ионизационной триаксиальной камеры типа КТВ

Внутри корпуса на дистанционирующих втулках смонтирован один (односекционная камера) или два (двухсекционная камера) электрода. Для регистрации гамма излучения служит собирающий электрод без покрытия. Для регистрации нейтронного излучения собирающий электрод камеры покрыт слоем делящегося вещества. Каждый из собирающих электродов соединяется с одной из центральных жил триаксиального кабеля при помощи специальной изолированной перемычки. Кабельная трасса длиной 500 см выполнена на основе триаксиального кабеля КНМС2С. Сигналы детекторов выводятся кабелем марки АВКЭ-1 длиной 2500 см.

При подключении электродов камеры к источнику напряжения в заполненном газом пространстве между секциями собирающего электрода и корпусом камеры возникает ток ионизации, пропорциональный плотности нейтронного потока и интенсивности гамма излучения. На охранный электрод, минуя низкоомный измерительный прибор, подается тот же потенциал, что и на собирающий электрод. Таким образом, устраняются возможные фоновые токи между собирающим и охранным электродами. Токи утечки между охранным электродом и корпусом нагружают лишь источник питания и не влияют на показания измерительного прибора, включенного между источником питания и центральной жилой [5].

2. *Эмиссионный детектор кабельного типа – комптоновский эмиссионный детектор нейтронов – КЭДН*. Конструкция эмиссионного детектора кабельного типа состоит их трех основных элементов: эмиттера с проводящей оболочкой, в котором при поглощении нейтронов образуются высокоэнергетические электроны, твердого диэлектрического изолятора (MgO) и металлической оболочки – коллектора (рисунок 2).

Принцип действия внутризонных эмиссионных детекторов основан на электронной эмиссии, возникающей в поглощающих материалах детекторов под действием нейтронов и гамма излучения реактора. У детекторов такого типа, реакция на изменение плотности потока нейтронов и гамма излучения является практически мгновенной. Эти детекторы получили название – комптоновские эмиссионные детекторы нейтронов (КЭДН). Оболочка-коллектор и оболочка эмиттера, кабель детектора изготовлены из коррозионно-стойкой стали марки 08Х18Н10Т. В качестве наполнителей эмиттеров для данных исследований использовались окись гадолиния (Gd_2O_3) и окись гафния (HfO_2). Концы детекторов с одной стороны имеют заглушки из коррозионно-стойкой стали, герметично приваренные к оболочке кабеля, с другой – через переходную втулку герметично состыкованы с коаксиальным кабелем марки КНМСС наружным диаметром 3,0 мм и длиной 500 см. Сигналы детекторов выводятся кабелем марки РК-50-02-11 длиной 2500 см [5].



1 – оболочка-коллектор (коррозионно-стойкая сталь), 2 – минеральная изоляция (окись магния), 3 – оболочка эмиттера, 5 – переходная втулка, 6 – кабельная линия связи (кабель марки КНМСС)

Рисунок 2.Конструкция эмиссионного детектора нейтронов кабельного типа

3. Для определения относительного распределения плотности потока тепловых нейтронов в ЭУ РР-1, РР-2 и РР-3 используются *проволочные активационные детекторы*. В основе определения лежит активационный метод измерения интегральных характеристик исследуемого спектра нейтронов протяженными активационными детекторами – проволокой из материала с определенными ядерно-физическими свойствами. Метод основан на использовании ядерных реакций, приводящих к образованию радиоактивных нуклидов и изомеров в активационном детекторе. Так как, являясь интегральным, он не даёт возможности получать детальные сведения о характеристиках нейтронного поля. Однако, применяя детекторы с избирательной чувствительностью к нейтронам различных энергий, можно определить потоки нейтронов различных энергий. В качестве материала детекторов тепловых нейтронов используют Au, Cu, Co, Mn (диапазон энергий до 0,5 кэВ) [11, 15, 17, 18].

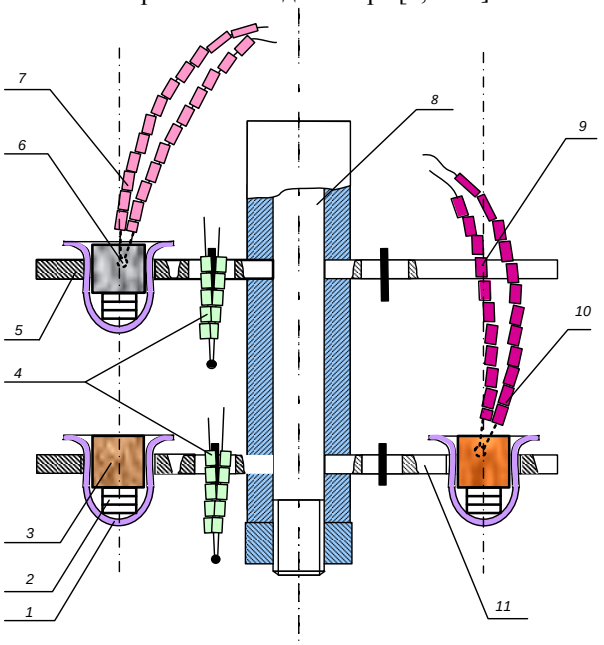
В экспериментах по изучению радиационного разогрева в качестве активационного детектора используется *медная проволока*, диаметр которой не превышает 1 мм. При исследовании распределения плотности потока тепловых нейтронов по высоте активной зоны, активационный детектор размещается внутри экспериментального устройства по всей длине регулировочного стержня. Помимо этого медная проволока должна быть намотана непосредственно на объект облучения, то есть каждый образец тестируемого материала должен быть оснащен по одному активационному детектору.

Определение наведенной активности участков проволоки проводится по интегральному гамма-излучению радиоизотопа ^{64}Cu, который образуется при облучении медной проволоки в реакторе (реакция ^{63}Cu (n, γ)^{64}Cu, период полураспада ^{64}Cu составляет 12,7 часа). Отдельные участки проволоки в результате облучения будут иметь различную наведенную активность, и максимальное значение наведенной активности будет иметь участок детектора, расположенный по центру активной зоны реактора. Распределение относительной интенсивности гамма-излучения по длине облученной проволоки характеризует распределение относительной плотности потока тепловых нейтронов в экспериментальном устройстве [8, 11, 17, 18].

4. В данной серии экспериментов *в качестве детектора ионизирующего излучения используется термолюминофор из соли борной кислоты так называемый борат магния* (Mg – 38,28 %; B – 11,35 %; O_2 – 50,37 %) – $Mg_3(BO_3)_2$. Детектор предназначен для измерения экспозиционной дозы рентгеновского и гамма излучения от 0,005 до 1000 Р в диапазоне энергий от 0,06 до 1,25 МэВ. Детектор представляет собой спрессованные из термолюминофора таблетки, имеющие диаметр 5 мм и толщину 1 мм [2, 9, 10, 13].

Под действием ионизирующего излучения, в люминофоре, представляющем собой твердое вещество с кристаллической структурой, возникают свободные электроны и «дырки», которые могут локализоваться в особых (дефектных) местах кристалла, так называемых «ловушках». Энергетическая глубина «ловушек» зависит от примесей люминофора. Электроны, попавшие в «ловушки» могут находиться там длительное время, причем вероятность выхода из «ловушки» тем меньше, чем больше ее глубина. Так как количество электронов локализовавшихся в «ловушках» в процессе облучения, пропорционально поглощенной люминофором дозе ионизирующего излучения, то потери информации о дозе при хранении детектора будут тем меньше, чем больше энергетическая глубина «ловушек». При нагревании термолюминофора электроны высвобождаются из «ловушек» и рекомбинируют с локализованными «дырками». Этот процесс сопровождается испусканием света – термолюминесценцией. Изменение лучистого потока испускаемого люминофором в процессе термолюминесценции, определяет вид кривой термолюминесценции. Испускаемый при нагреве термолюминофора световой поток преобразуется в последовательность импульсов, которые сосчитываются при помощи приборного «счетного узла». Световой поток содержит в основном, две компоненты, одна их которых обусловлена термолюминесцентным свечением детектора и является носителем зарегистрированной им информации, а вторая, являясь фоновым эффектом, связана с тепловым свечением детектора и нагревателя [2, 9, 10].

Отработана технология размещения таблеток – детекторов гамма излучения (таблеток термолюминофора). Для получения более точных показаний значения экспозиционной дозы полученной конкретным материалом решено исследуемый образец устанавливать в «навеску» экспериментального устройства с уже закрепленной в нем термопарой непосредственно на детекторы, которые размещаются на дне кварцевого ложемента (рисунок 3). Для снижения величины погрешности полученной дозы рентгеновского и гамма излучения в каждом кварцевом ложементе располагается по три таблетки-детектора [2, 8-10].



1 – кварцевый ложемент, 2 – таблетки-детекторы гамма излучения (3 шт.), 3 – образец исследуемого материала, 4 – свободные термопары, 5 – верхний диск, 6 – рабочий спай термопары, 7 – термопара верхнего диска, 8 – регулировочный стержень,9 – термопара нижнего диска, 10 – изолятор, т.н. «бусы» или «соломка», 11 – нижний диск

Рисунок 3. Конструкция «навески» экспериментального устройства

В связи с тем, что данный вид детекторов имеет некоторые эксплуатационные ограничения, при подготовке их к работе и в процессе работы с ними следует соблюдать следующие условия:

- термолюминесцентные детекторы подвержены влиянию прямого солнечного света и ультрафиолетовой составляющей искусственных люминесцентных светильников, поэтому при размещении их в экспериментальном устройстве необходимо время пребывания на свету свести к минимуму;
- детекторы должны извлекаться и устанавливаться только с использованием пинцета. При этом класть детекторы необходимо всегда одной и той же стороной вниз (на нижней стороне должна быть карандашная отметка);
- следует помнить, что при нагреве детекторов до температуры (470 ± 5) ºС происходит их отжигание (то есть обнуление хранящейся в них информации) [9, 10].

СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЯ ТЕМПЕРАТУР

В *систему измерения температур* входят термоэлектрические преобразователи, так называемые *термопары*, предназначенные для передачи размера единицы температуры в различных диапазонах. Принцип действия термопар основан на явлении Зеебека – возникновении тока в замкнутой цепи из двух разнородных проводников при наличии градиента температур между спаями. Изменение знака у разности температур спаев сопровождается изменением направления тока. Термоэлектрический метод измерения температур основан на строгой зависимости электродвижущей силы (термо-э.д.с.) термоэлектрического преобразователя от температуры.

К числу достоинств термопар следует отнести достаточно высокую степень точности, возможность централизации контроля температуры путем присоединения нескольких термоэлектрических преобразователей через переключатель к одному измерительному прибору, возможность автоматической записи измеряемой температуры с помощью самопишущего прибора, возможность разделительной градуировки измерительного прибора и термопары [3, 12, 14, 15].

Помимо перечисленных достоинств термопары обладают и рядом недостатков. При измерении температур одной из сложностей является необходимость поддержания температуры холодного спая постоянной. При разработке системы измерения температур это требование было учтено и реализовано с использованием техники «компенсации холодного спая»: температура холодного спая измеряется другим датчиком температуры, а затем величина термо-э.д.с. холодного спая программно вычитается из сигнала термопары. При этом место подключения термопары к измерительной системе имеет одинаковую температуру, то есть находиться в изотермальной зоне. Кроме того, в схеме с компенсацией холодного спая в этой же зоне находится и датчик температуры холодного спая.

Особенностью работы с термопарами является применение стандартных компенсационных проводов. *Компенсационные провода* – это термопарная проволока, которая служит для передачи термо-э.д.с. от свободных концов термопары к измерительным устройствам. Провода позволяют передавать сигнал с термопары на сотни метров к измерительному прибору, внося минимальную потерю точности. Компенсационные провода изготавливаются из того же материала, что и термоэлектроды термопары, но с более низкими требованиями по качеству материалов.

При изготовлении термопар, подготовке их к работе и в процессе работы с ними следует учитывать и соблюдать следующие условия [12, 14, 15]:

- сопротивление изоляции термоэлектродов уменьшается с повышением температуры по экспоненциальному закону. При высокой температуре, в отдельных случаях, этот эффект может привести к образованию так называемого «виртуального» спая, т.е. фактического замыкания электродов в средней точке термопары. Таким образом, термопара будет измерять температуру не в области рабочего спая, а температуру в средней области. Во избежание этого эффекта необходимо заземлять рабочий спай, следует обеспечить электрическую изоляцию преобразователя сигнала для устранения опасности возникновения утечек через землю;
- при работе во вредных условиях, чтобы обеспечить надежную защиту термопарной проволоки необходимо использовать защитную изоляцию. Однако следует очень тщательно подбирать материал изоляции для термопар, работающих при высоких температурах, так как примеси и химические вещества изоляции могут проникнуть в электроды и изменить их свойства;
- если необходимо проводить измерения миниатюрной термопарой из очень тонкой проволоки, следует использовать ее только в месте измерения, вне объекта рекомендуется размещать компенсационные провода в их рабочем диапазоне и при минимальных градиентах температур;
- избегать механических натяжений и вибраций термопарной проволоки в связи с тем, что термопарная проволока легко деформируема;
- использовать термопару только в пределах рабочих температур и желательно с небольшим в пределах 50 ÷ 100 ºС запасом.

При проектировании системы измерения температур был рассмотрен ряд стандартных термопар с термоэлектродами из благородных и неблагородных металлов, из тугоплавких соединений и их комбинаций (таблица 1) [12, 14-16, 19].

Тип J (железо-константановая) - Наиболее подходящий тип для разреженной атмосферы, однако при этом максимальная температура применения в диапазоне от 500 до 750 °С, так как выше этой температуры происходит быстрое окисление выводов, при дальнейшем росте температуры оба вывода разрушаются. Показания после термического старения повышаются. Предельная температура при кратковременном применении – 900°С.

Тип К (хромель-алюмелевая) – Широко используются для измерения температуры газовых сред, пара и жидкости в различных областях температур от –200 °С до +1200 °С (рекомендуемый предел, зависящий от диаметра термоэлектрода). В диапазоне от 200 до 500 °С возникает эффект гистерезиса, то есть показания при нагреве и охлаждении могут различаться и иногда разница достигает 5 °С. Используется в нейтральной атмосфере или атмосфере с избытком кислорода. Не рекомендуется использовать в разреженной атмосфере, т.к. хром может выделяться из Ni-Cr вывода (так называемая миграция), термопара при этом изменяет термо-э.д.с. и показывает заниженную температуру. После термического старения показания снижаются.

Тип T (медь-константановая) – Может использоваться в атмосфере с небольшим избытком или недостатком кислорода. Не рекомендуется использование при температурах выше 350 °С. Термопара этого типа не чувствительна к повышенной влажности. Оба вывода могут быть отожжены для удаления материалов, вызывающих термоэлектрическую неоднородность.

Тип E (хромель-константановая) – Преимуществом является высокая чувствительность и термоэлектрическая однородность материалов электродов. Не рекомендуется использование при температурах выше 700 °С. Кратковременная работа возможна при 900 °С.

Таблица 1. Основные характеристики термоэлектрических преобразователей

Тип термопары	Буквенное обозначение НСХ*	Материал термоэлектродов		Коэффициент термо-э.д.с., мкв/°С (в диапазоне температур, °С)	Диапазон рабочих температур, °С	Предельная температура при кратковременном применении, °С
		положительного	отрицательного			
ТЖК	J	Железо (Fe)	Сплав константан (45% Cu + 45% Ni, Mn, Fe)	50 ÷ 64 (0 ÷ 800)	от -200 до +750	900
ТХА	K	Сплав хромель (90,5% Ni +9,5% Cr)	Сплав алюмель (94,5% Ni + 5,5% Al, Si, Mn, Co)	35 ÷ 42 (0 ÷ 1300)	от -200 до +1200	1300
ТМК	T	Медь (Cu)	Сплав константан (55% Cи + 45% Ni, Mn, Fe)	40 ÷ 60 (0 ÷ 400)	от -200 до +350	400
ТХКн	E	Сплав хромель (90,5% Ni + 9,5% Cr)	Сплав константан (55% Cu + 45% Ni, Mn, Fe)	59 ÷ 81 (0 ÷ 600)	от-200 до+700	900
ТХК	L	Сплав хромель (90,5% Ni + 9,5% Cr)	Сплав копель (56% Cи + 44% Ni}	64 ÷ 88 (0 ÷ 600)	от -200 до +600	800
ТНН	N	Сплав никросил (83,49% Ni +13,7% Cr + 1,2% Si+ 0,15% Fe + 0,05% C + 0,01% Mg)	Сплав нисил (94,98% Ni + 0,02% Cr + 4,2% Si + 0,15% Fe + 0,05% C + 0,05% Mg)	26 ÷ 36 (0 ÷ 1300)	от -270 до +1200	1300
ТПП13	R	Сплав платина-родий (87%Pt + 13%Rh)	платина (Pt)	10 ÷ 14 (600 ÷ 1600)	от 0 до +1300	1600
ТПП10	S	Сплав платина-родий (87% Pt — 13% Rh)	платина (Pt)	10 ÷ 14 (600 ÷ 1600)	от 0 до +1300	1600
ТПР	B	Сплав платина-родий (70% Pt - 30% Rh}	Сплав платина-родий (94% Pt-6%Rh)	10 ÷ 14 (1000 ÷ 1800)	от 600 до+1700	1800
ТВР	A-1 A-2 A-3	Сплав вольфрам-рений (95% W - 5% Re)	Сплав вольфрам-рений (80% W-20% Re)	14 ÷ 7 (1300 ÷ 2500)	от 0 до +2200 от 0 до +1800 от 0 до +1800	2500
ТСС	I	Сплав сильд	Сплав силин	-	от 0 до + 800	900

Примечание: *НСХ — номинальные статические характеристики преобразования по международной классификации ТСС.*

Тип L (хромель-копелевая) – Термопары этого типа широко применяются для измерения температуры различных сред. Рекомендуемая максимальная рабочая температура 600 °С, при этом кратковременное применение возможно при 800 °С.

Тип N (нихросил-нисиловая) – Это относительно новый тип термопары, разработанный на основе термопары типа К. Термопара типа К может легко загрязняться примесями при высоких температурах. Сплавляя оба электрода с кремнием, можно тем самым загрязнить термопару заранее, и таким образом снизить риск дальнейшего загрязнения во время работы. Рекомендуемая рабочая температура до 1200 °С (зависит от диаметра проволоки). Кратковременная работа возможна при 1300 °С. Высокая стабильность при температурах от 200 до 500 °С (значительно меньший гистерезис, чем для термопары типа К). Считается самой точной термопарой из неблагородных металлов.

Тип S (платнородий-платиновая) и тип R (платнородий-платиновая) – Рекомендуемая максимальная рабочая температура 1300 °С, при этом кратковременное применение возможно при 1600 °С. Загрязняется при температурах выше 900 °С водородом, углеродом, металлическими примесями из меди и железа. Не рекомендуется применять ниже 400 °С. Может применяться в окислительной атмосфере. Не рекомендуется применять ниже 400 °С, так как термо-э.д.с. в этой области мала и крайне не линейна.

Тип B (платнородий-платинородиевая) – Рекомендуемая максимальная температура рабочего диапазона 1500 ÷ 1700 °С в зависимости от диаметра проволоки, при этом кратковременное применение возможно до 1800 °С. Может загрязняться при температурах выше 900 °С водородом, кремнием, парами

меди и железа, но эффект меньше, чем для термопар типа S и R. Не рекомендуется применение данного вида термопар при температуре ниже 600 °С.

Тип А (вольфрам-рениевая) – Данный тип термопар применяется в случае необходимости измерения температур расплавленных материалов в вакууме, в нейтральной или восстановительной среде. Одним из главных преимуществ вольфрам-рениевых термопар состоит в их способности измерять температуру в условиях интенсивного нейтронного облучения. Также термопары ВР5/20 представляют собой достаточно надежное, а во многих случаях и единственно возможное, средство измерения в диапазоне высоких температур до 1800 °С для типов *А-1* и *А-2* и до 2200 °С для термопары типа *А-3*. Из всего представленного термопарного ряда это единственный тип термопар, который может быть кратковременно использован при высоких температурах до 2500 °С [12, 14-16, 19].

Устанавливая пригодность того или иного типа термопар в качестве измерителей температуры для данной серии экспериментов большое внимание уделялось вопросу возможных химических и других взаимодействий спая термопары с материалом в котором он будет установлен, а также с окружающей средой. Для замедления процесса остывания, уменьшения потерь тепла от образца и, следовательно, увеличения точности полученных результатов было принято одно из возможных решений – создание вакуума в полости экспериментального устройства. С учетом этого условия термоэлектрические преобразователи платиновой группы были отбракованы в связи с тем, что в вакууме они быстро «гибнут» (при температуре выше 500 °С платина возгоняется). Поэтому были отобраны термопары, надежно работающие в вакууме и в нейтральной среде.

Основной выбор термопар определялся исходя из диапазона измерений при их применении в условиях высоких температур. При этом под кратковременным применением понималась работа в течение нескольких десятков часов (однако, следует учитывать, что изменения первоначальной градуировки не должны превышать 1 %). Все сплавы, имеющие низкий диапазон рабочих температур были отбракованы.

Путем подбора характеристик отвечающих условиям проведения эксперимента были отобраны оптимальные типы термопар, из которых и была набрана система измерения температур. Для данных исследований были подобраны термоэлектрические преобразователи с металлическими электродами, имеющие номинальные статические характеристики. Термопары типов ТХА (К), ТХК (L) и ТВР (А) соответствуют всем представленным требованиям, помимо этого эти термоэлектрические преобразователи прокалиброваны при известных параметрах работы реактора ИГР.

В соответствии с реальной геометрией ЭУ РР-1, РР-2 и РР-3 были определены места размещения термопар. Отработана технология термометрирования образцов для более качественного теплового контакта материалов с рабочим спаем термопары. Исследуемый образец устанавливается в кварцевый ложемент с уже закрепленной в нем термопарой (рисунок 3). Закрепление термопарных спаев в исследуемых образцах выполняется зачеканиванием в поверхностном слое толщиной ~ 1,5 мм в условиях предотвращающих разрушение материалов. Каждый провод всех термопар на высоте ~ 1000 мм от «горячего» спая имеют в качестве электроизоляции так называемые – «бусы», выполненные из кварца КС-4В или бериллиевой «соломки». Для изоляции оставшихся дистанций термопар расположенных внутри экспериментального устройства используется полихлорвиниловая трубка. Дополнительно, в пространстве между дисками с исследуемыми образцами установлены две свободные термопары для измерения их разогрева излучением реактора [2-4, 8, 12, 14-16, 19].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Показано, что система регистрации нейтронного и гамма излучения и система измерения температур разработаны в соответствии с требованиями безопасного проведения экспериментальных работ и удовлетворяют условиям их проведения. Представленная система регистрации параметров облучения материалов в достаточном объеме обеспечивает измерения и регистрацию параметров и позволяет контролировать состояние данного комплекса в процессе подготовки и проведения экспериментов.

Приведено описание системы регистрации нейтронного и гамма излучения, в состав которой входят: малогабаритные триаксиальные ионизационные камеры деления типа КтВ, комптоновский эмиссионный детектор нейтронов кабельного типа – КЭДН, проволочные активационные детекторы и детекторы ионизирующего излучения – таблетки термолюминофора из бората магния. Также отработаны геометрия и порядок их размещения.

Представлено описание системы измерения температур, которая являет собой набор различного типа термоэлектрических преобразователей, так называемых термопар. Рассмотрен ряд стандартных термоэлектрических преобразователей и приведено обоснование их выбора, а также отработаны места и порядок их размещения.

Определено, что разработанная комплексная система регистрации параметров облучения экспериментальных устройств РР-1, РР-2 и РР-3 обеспечивает контактные и высокоточные измерения основных нейтронно-физических и теплотехнических параметров в процессе подготовки и проведения исследований радиационного разогрева высокопоточным излучением реактора ИГР [1, 4, 6-8].

Литература

1. Алейников, Ю.В. Радиационный разогрев конструкционных материалов в поле излучения импульсного графитового реактора ИГР / Ю. В. Алейников, А. Т. Избасханова, Е. А. Кенжин, И. В. Прозорова // Вестник НЯЦ РК. – 2010. – № 1(41). – С. 36-41, ISSN 1729-7516.
2. Внутриреакторная дозиметрия. Практическое руководство / Б. А. Брискман [и др.]. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 415 с.
3. Геращенко, О.А. Тепловые и температурные измерения : Справочное руководство / О.А. Геращенко, В.Г. Федоров. – Киев : Наукова думка, 1965 .— 304 с.
4. Горин, Н. В. Измерение температуры радиационного разогрева конструкционных материалов излучением ИГР / Н. В. Горин, Я. З. Кандиев, А. И. Ульянов [и др.] // Журн. атомная энергия. – 2001. – Т. 90, вып. 1. – С. 17-21.
5. Градуировка чувствительности детекторов нейтронов и гамма излучения ампулы системы диагностики ; отчет 12.384 От / 3-07-04-01-354 120-204 : 1985. – 48 с. – Инв. № 120-204-2134.
6. Игнашев, В. И. Расчетно-экспериментальное определение температуры реакторных материалов в результате радиационного разогрева при различных режимах работы реактора ИГР и условиях облучения / В. И. Игнашев, А. Т. Избасханова, Е. А. Кенжин // Вестник НЯЦ РК. – 2010. – № 1(41). – С. 42-49, ISSN 1729-7516.
7. Игнашев, В. И. Определение максимальной температуры конструкционных материалов в процессе радиационного разогрева в реакторе ИГР при минимальном энерговыделении / В. И. Игнашев, А. Т. Избасханова, Е. А. Кенжин // Вестник НЯЦ РК. – 2010. – № 1(41). – С. 50-54, ISSN 1729-7516.
8. Кенжин, Е. А. Экспериментальное устройство для внутриреакторных исследований радиационного разогрева материалов / Е. А. Кенжин, А. Т. Избасханова // Вестник национальной инженерной академии Республики Казахстан. – 2010. – № 1(35). – С. 47–56, ISSN 1606-146X.
9. Комплект дозиметров термолюминесцентных КДТ-02 М ; паспорт ЖШ1.287.909 ПС / рег. № 37 : 1988. – 21 с.
10. Комплект дозиметров термолюминесцентных КДТ-02 М ; техническое описание и инструкция по эксплуатации ЖШ1.287.909 ТО / рег. № ОКП 43 6213 : 1988. –74 с.
11. Ломакин, С. С. Радиометрия нейтронов активационным методом / С. С. Ломакин, В. И. Петров, П. С. Самойлов. – М. : Атомиздат, 1975. – 376 с.
12. Олейник, Б. Н. Приборы и методы температурных измерений : учеб. пособие для сред. спец. учеб. заведений по спец. Электротеплотехн. измерения / Б. Н. Олейник, С. И. Лаздина, В. П. Лаздин, О. М. Жагулло. – М. : Изд-во стандартов, 1987. – 296 с.
13. Перельман, В. И. Краткий справочник химика / В. И. Перельман. – М. : Химия, 1964. – 620 с.
14. Преображенский, В. П. Теплотехнические измерения и приборы / В. П. Преображенский. – М. : Энергия, 1978. – 704 с.
15. Термоэлектрические термометры (термопары) [Электронный ресурс] / Информационный портал по измерению температуры ; гл. ред. портала Моисеева Н. П. – 2007 – 2010 – . – Режим доступа: http://www.temperatures.ru/dattemp.php (Р.3), свободный. – Загл. с экрана.
16. Улановский, А. А. Универсальные вольфрамрениевые термопреобразователи в высокотемпературной термометрии / А. А. Улановский, Б. Л. Шмырев, Ю. Н. Алтухов // Ж. Приборы. – 2006. – №5(71). – С. 4–13.
17. ФС РК 39014691 ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК. Относительное распределение плотности потока (флюенса) тепловых нейтронов в экспериментальных каналах. Методика определения. – Впервые ; введ.04.10.2004 до 04.10.2010. – г. Курчатов. : Изд-во ДГП ИАЭ РГП НЯЦ РК, 2004. – 23 с.
18. Экспериментальные методы нейтронных исследований / Е. А. Крамер-Агеев [и др.]. – М. : Энергоатомиздат, 1990. – 272 с.
19. Bedford, R. E. Techniques for approximating the international temperature scale of 1990 / R. E. Bedford, T. J. Quinn Paris. – BIPM reprint, 1997.

КОНСТРУКЦИЯЛЫҚ МАТЕРИАЛДАРДЫ РАДИАЦИЯЛЫҚ ҚЫЗДЫРУҒА ЖҮРГІЗІЛГЕН ЗЕРТТЕУЛЕРДЕГІ СӘУЛЕЛЕНДІРУ ПАРАМЕТРЛЕРІН ТІРКЕУ ЖҮЙЕСІ

Ізбасқанова А.Т., Гайдайчук В.А., Козловский Е.В.

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

Мақалада ИГР импульсті реакторы негізінде бақыланатын жылу беру және вариацияланатын жылутүсіру жағдайында калориметрлік және жылуфизикалық эксперименттер жүргізуге мүмкіндік беретін РР-1, РР-2 және РР-3 эксперименттік құрылғылар кешені үшін әзірленген параметрлерді тіркеу жүйесі сипатталған. Ұсынылып отырған материалдардың сәулелену параметрлерін тіркеу жүйесі параметрлерді өлшеуді және тіркеуді жеткілікті көлемде қамтамасыз ететіндігі және аталмыш кешеннің жай-күйін эксперименттерді дайындау және жүргізу барысында бақылауға мүмкіндік беретіндігі көрсетілген.

SYSTEM OF IRRADIATION PARAMETERS RECORDING DURING THE RESEARCH OF STRUCTURAL MATERIALS RADIATION HEATING-UP

A.T. Izbaskhanova., V.A. Gaydaichuk., E.V. Kozlovskiy

Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

Article describes the system of irradiation parameters recording designed for complex of experimental facilities PP-1, PP-2 and PP-3 that enables to conduct calorimetric and thermophysical tests in conditions of controlled heat transfer and varying heat removal on the basis of IGR pulse reactor. The given system of materials' irradiation parameters recording proved that provides the sufficient parameters' measurements and recording and enables to monitor the condition of this complex during the test preparation and conduction.

УДК 621.039.5.001.24

РАСЧЕТ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА ИГР

[1)]Жотабаев Ж.Р., [2)]Котов В.М., [2)]Курпешева А.М., [2)]Иркимбеков Р.А.

[1)]Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов, Казахстан
[2)]Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Разработана методика, основанная на чередовании нейтронно-физических и теплофизических расчетов реактора, что позволяет хорошо учесть эффекты неравномерности нагрева отдельных частей кладки. Приводятся используемые модели и результаты расчетов полей нейтронов и температур и изменения отношения мощности выделяемой в ТВС, установленной в ЦЭК к мощности кладки реактора ИГР.

Эксплуатация реактора ИГР [1] продолжается более 50 лет. С его помощью были проведены многочисленные исследования различных образцов техники и технологий. Совершенствуется и методология работ на реакторе. Основой к совершенствованию является понимание процессов, происходящих в реакторе, появление эффективных программ нейтронно-физических и теплофизических расчетов, анализ особенностей работ с теми или иными облучаемыми объектами.

Актуальными вопросами в эксплуатации реактора являются: знание изменения отношения мощности тепловыделяющей сборки, установленной в центральный экспериментальный канал реактора, к мощности реактора и стабильность детектирования мощности реактора.

Само понятие мощность реактора в данном случае имеет характер интеграла по объему активной зоны, в которой наблюдается значительное перераспределение потока нейтронов в ходе пуска.

Поставленные вопросы не могут быть решены в рамках одноточечной модели реактора. В работах [2-5] показана высокая работоспособность программы [6] расчета нейтронно-физических характеристик реактора ИГР. На основе данной программы и программы теплофизических расчетов [7] была создана методика расчета динамики полей температур и потоков нейтронов в ходе пуска реактора ИГР.

В методике задаются разбиения длительности пуска на определенное число шагов и кладки активной зоны реактора на части с условно равными температурами в каждом временном шаге. Задаются исходное поле температур в элементах кладки (первого временного шага), положение органов регулирования в каждом временном шаге.

В настоящее время в методику не включена задача кинетики реактора, поэтому данные о мощности реактора в каждом временном шаге брались фактические.

Поочередно для каждого временного шага проводились нейтронно-физические и теплофизические расчеты реактора.

В нейтронно-физических расчетах, на основании распределения температуры по объему кладки и положения органов регулирования, находится распределение потока нейтронов в объеме кладки. Для учета изменения сечений в графите проводились дополнительные расчеты с помощью программного комплекса [8], по которым создавалась зависимость характеристик графита от его температуры с шагом в 50 К.

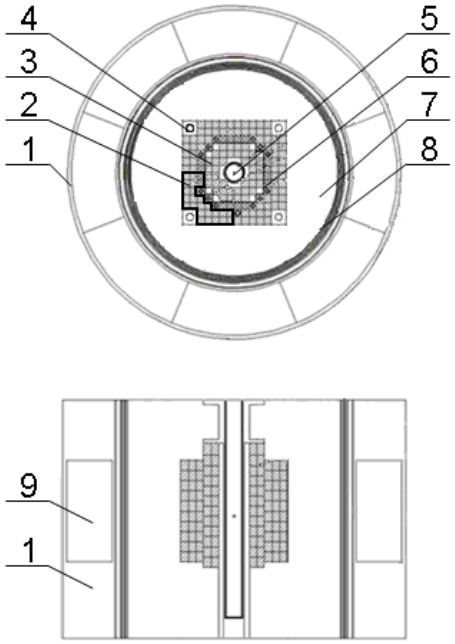
В теплофизических расчетах, на основании энерговыделений, соответствующих потокам нейтронов в элементах кладки активной зоны, находятся приращения температуры в этих элементах. Малое время пуска реактора позволяет считать нулевыми перетоки тепла между элементами кладки. Как правило, в начальный момент работы реактора температура всех элементов кладки устанавливалась одинаковой – 300 К.

Разбиение кладки на отдельные элементы по горизонтальному и вертикальному сечениям реактора, использованное в проведенных расчетах, представлено на рисунке 1. На представленном рисунке центральный экспериментальный канал (ЦЭК) пустой. Общее число элементов разбиения кладки реактора равно ста двадцати четырем.

Малое изменение температуры кладки отражателя и других внешних элементов, среди которых важным является водяной бак 1 с установленными в нем детекторами СУЗ, не влияют на изменение поля нейтронов и в тепловых расчетах не участвуют.

На рисунке 2 представлены зависимости мощности реактора и положения регулирующих стержней КС1-КС8 от времени в пуске 164Ф-14. Пуск реактора в режиме «импульс» проводился с пустым центральным экспериментальным каналом. Время работы реактора на мощности (9 секунд) было разбито на 9 шагов.

На рисунке 3 представлены результаты расчета изменения высотного распределения температуры в контрольной ячейке 2 горизонтального сечения кладки. Высотное распределение поля температур кладки существенно неравномерно в ходе пуска. Эта неравномерность определяется положением поглотителя нейтронов регулирующих стержней (в начале пуска имеется небольшая свободная зона от поглотителей в нижней части реактора затем она распространяется вверх) и различиями утечек нейтронов вверх и вниз из активной зоны (определяется различием высот нижнего и верхнего отражателя и возможностью выхода нейтронов через ЦЭК).



1 – бак с водой; 2 - контрольная ячейка; 3 – активная зона;
4 – боковой экспериментальный канал (БЭК); 5 – центральный экспериментальный канал (ЦЭК); 6 – стержни регулирования;
7 – отражатель; 8 – тепловые экраны; 9 - датчик нейтронного потока

Рисунок 1. Разбиение кладки реактора ИГР

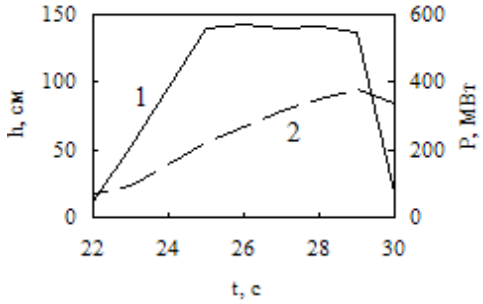


Рисунок 2. Диаграмма изменения мощности реактора (1) и положение нижней кромки поглотителя стержней (2) в пуске 164Ф-14

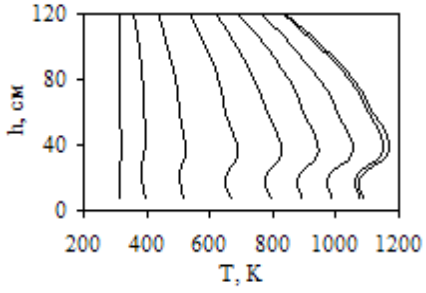


Рисунок 3. Изменение высотного распределения температуры в каждом шаге диаграммы для третьей четверти неподвижной части кладки с пустым ЦЭК (пуск 164Ф-14).

Чтобы оценить влияние различия указанных утечек проведен расчет симметричной зоны с графитовой пробкой в верхней части ЦЭК. На рисунке 4 представлены отношения температур нагрева ячеек симметричного реактора к температурам нагрева ячеек несимметричного реактора для третьего и седьмого временного шагов расчета.

Анализ данных рисунка 4 позволяют сделать следующие выводы:

1. В симметричном реакторе флюенсы нейтронов (и соответствующие температуры) в активной зоне выше флюенсов в несимметричном реакторе. В начале пуска в среднем на 2,7 %, к концу пуска на 3,3 %.

2. К концу пуска наблюдается рост энерговыделения на 1,5-2,0 % в верхней части активной зоны.

В целом можно сделать вывод о большем влиянии на высотную несимметричность потока нейтронов поглощающих стержней.

Было исследовано влияние перераспределения потоков нейтронов в активной зоне в ходе пуска на отношение мощности ТВС, установленной в ЦЭК, к мощности реактора. Мощности реактора и ТВС в расчетах соответствовали интенсивности делений в объемах этих элементов. На рисунке 5 представлены характеристики пуска 164Ф-24, для которого были проведены расчеты, и изменение отношения указанных мощностей. Общий рост мощности ТВС хорошо совпадает с данными, полученными в эксперименте, по измерению тепловых характеристик ТВС и показаний датчиков мощности реактора.

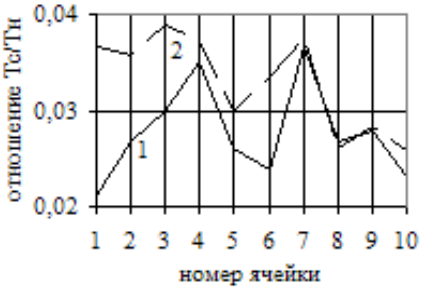


Рисунок 4. Диаграмма изменения отношения Tc/Tн для третьего шага (1) и седьмого шага (2)

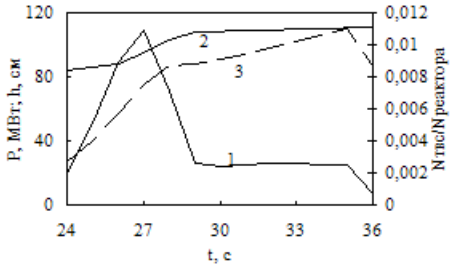


Рисунок 5. Диаграмма изменения мощности реактора (1) и хода стержней (2) в пуске 164Ф-24 и отношения мощности ТВС к мощности реактора (2) в ходе пуска

Проводились исследования характеристик связи потоков нейтронов в водяном баке 1, в котором размещены датчики СУЗ, с мощностью реактора для различных временных участков пусков реактора.

Сложность таких расчетов связана с большим различием в уровнях потоков в активной зоне и в

баке 1, при необходимости получения значимой статистики в районе расположения детекторов. В данном случае достигалась точность определения потоков в области детекторов на уровне 1 %, при отношении среднего потока в активной зоне к среднему потоку в области детекторов на уровне $5 \cdot 10^5$.

Было найдено отношение числа делений нейтронов в активной зоне к числу поглощений нейтронов в водяном баке в диапазоне высот, соответствующем размещению детекторов СУЗ для начального и конечного временных участков расчета для пуска 164Ф-24. Конечное отношение оказалось выше на 4,4 %.

На рисунке 6 представлено азимутальное распределение потока нейтронов в баке 1 для 24 секунды пуска 164Ф-14. Видна большая неравномерность распределения. Отношение максимального потока к среднему равно 1,31. Максимум потока расположен по радиусу, на котором находится боковой экспериментальный канал. Изменения азимутального распределения для различных временных участков пуска незначительны, на уровне 1 %, т.е. близки к расчетной ошибке.

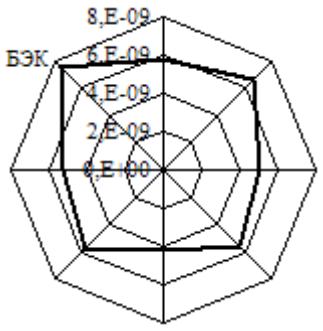


Рисунок 6. Распределение потока нейтронов в водяном баке с датчиками мощности реактора

Выводы

Разработана методика расчетов реактора с изменяемыми в ходе его работы температурой и характеристиками миграции нейтронов, основанная на чередующихся нейтронно-физических и теплофизических расчетах.

Проведенные по такой методике расчеты характеристик реактора ИГР нашли хорошее согласие с экспериментальными данными.

Методика расчетов обеспечивает возможность исследования термонапряжений в критических стыках между кладкой активной зоны и отражателя, как для реактора ИГР, так и других возможных его модификаций. Найденные максимальные термонапряжения будут достоверно определять режимы допустимых нагружений реактора.

В последующем возможно совершенствование методики дополнением решения кинетики реактора. В этом случае будет возможен анализ характеристик пусков с ранее не использованными закономерностями движения стержней СУЗ.

Литература

1. Курчатов, И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / Курчатов И.В.[и др.] // Атомная энергия. – 1964. - Т. 17, вып. 6. - С. 463-474.
2. Горин, Н.В. Расчетно-экспериментальное исследование особенностей спектра нейтронов ИГР / Горин Н.В. [и др.] // Атомная энергия. – 2000. Т. 89, вып. 3. - С. 233-237.
3. Горин, Н.В. Эффект «просветления» уран-графитового топлива ИГР / Горин Н.В. [и др.] // Атомная энергия. – 1998. Т. 85, вып. 5. - С. 419-422.
4. Горин, Н.В. Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР / Горин Н.В [и др.] // Атомная энергия. – 2001. Т. 90, вып. 4. - С. 251-255.
5. Горин, Н.В. Расчетно-экспериментальное исследование температурного поля кладки ИГР / Горин Н.В. [и др.] // Атомная энергия. – 2000. Т. 88, вып. 4. - С. 247-251.
6. RSIC Computer Code Collection, MCNP-4A/ Monte-Carlo N-Particle Transport Code System. ORNL, 1993.
7. SINDA/G User's Guide; Network Analysis, Inc.; Arizona State Research Park – 1996.
8. NJOY Code System for Producing, Pointwise and Multigroup Neutron and Photon Cross Sections from ENDFB Data, Version NJOY99.0, 1999.

ИГР РЕАКТОРЫНЫҢ МІНЕЗДЕМЕСІН ЕСЕПТЕУ

[1)]Жотабаев Ж.Р., [2)]Котов В.М., [2)]Курпешева А.М., [2)]Иркимбеков Р.А.

[1)]Қазақстан Республикасының Ұлттық Ядролық Орталығы, Курчатов
[2)]ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов, Қазақстан

Әдістеме бөлігінің бөлек бөлімдерінің біркелкіліксіз қызуының эффектілігін жақсы есептеуге мүмкіндік беретін реактордың нейтронды – физиклық және жылу физикалық есептеулердің кезектесуі негізінде өндірілді. ИГР реакторының бөлітері қуатына ОТК – да орнатылған ЖБЖ – да бөлінетін қуаты қатынасының өзгеруі және нейтронды өрісінің, температураның есептеулер нәтижелері және қолданылған үлгілер келтірілген.

IGR REACTOR PERFORMANCE PREDICTION

[1)]Zh.R. Zhotabaev, [2)]V.M. Kotov, [2)]A.M. Kurpesheva, [2)]R.A. Irkimbekov

[1)]National nuclear center of Republic of Kazakhstan, Kurchatov, Kazakhstan
[2)] Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The technique based on alternation of neutronic and thermalphysic reactor calculations is developed that allow better accounting for phenomena of uneven heating the separate stack units. The paper describes applied models and calculations results of neutron fields and temperatures as well as changes of the ratio between the power released in FA which had been installed in CEC and power of the IGR reactor stack.

УДК 669.1: 622.785

ДЕФОРМАЦИОННОЕ УПРОЧНЕНИЕ СТАЛИ ГАДФИЛЬДА

[1)]Жилкашинова А.М., [2)]Скаков М.К.

[1)]Восточно-Казахстанский государственный университет им. С.Аманжолова
[2)]Восточно-Казахстанский государственный технический университет им. Д.Серикбаева

В данной работе приведены результаты исследования формирования скалярной плотности дислокаций, организованных в субструктуру, которые дают вклад в деформационное упрочнение стали Гадфильда. Показано, что эволюция дефектной структуры и рост скалярной плотности дислокаций и плотности двойников формируют деформационное упрочнение данной стали в полном соответствии с современной теорией дислокаций и двойников. Также показано, что сложная дефектная структура стали формируется самоорганизованно. Твердорастворное упрочнение $\sigma_{тв.р.}$ не дает прямого вклада в деформационное упрочнение, однако именно высокая $\sigma_{тв.р.}$ обеспечивает торможение дислокаций и двойников, препятствует релаксации упругих напряжений и тем самым также определяет деформационное упрочнение стали Гадфильда.

ВВЕДЕНИЕ

Отличительными особенностями, выделяющими сталь Гадфильда из всего класса аустенитных сталей, является её резко выраженная способ ность к деформационному упрочнению. Известно, что сталь Гадфильда может быть упрочнена холодной деформацией до значений, присущих мартенситу, в то же время оставаясь аустенитной. Тем не менее, природа способности стали Гадфильда к такому сильному упрочнению до сих пор остается неясной.

В ряде предшествующих работ [1-3] отмечалась высокая упрочняемость стали Гадфильда, а высокие значения коэффициента деформационного упрочнения Θ и линейный характер зависимости «σ - ε» стали 110Г13 связывались с деформацией скольжением и механическим двойникованием. Причем работы были выполнены как на поли- [4, 5], так и на монокристаллах [6] стали Гадфильда. Поскольку известно, что тип дислокационной структуры определяет стадийность кривых течения и коэффициент деформационного упрочнения [7-12], то в аустенитных сталях и, в частности, в стали Гадфильда в результате изменения типа дислокационной структуры следует ожидать изменения стадийности кривых течения и коэффициента деформационного упрочнения.

С другой стороны, при исследовании дислокационной структуры поликристаллов аустенитных нержавеющих сталей было установлено, что одновременно с плоскими скоплениями дислокаций наблюдаются дефекты упаковки [13]. Была показана роль дефектов упаковки, как упрочняющих элементов дислокационной структуры. Поэтому можно предположить, что при развитии в процессе деформации дислокационной структуры с дефектами упаковки, а также формирование ячеистой субструктуры в аустенитных сталях следует ожидать увеличение Θ. И, наконец, если при развитии дислокационной структуры в ходе деформации образуются микродвойники, плотность которых с ростом деформации увеличивается, то они могут приводить к дополнительным эффектам упрочнения и, таким образом, Θ может быть высоким.

Увеличение степени пластической деформации в аустенитной стали Гадфильда сопровождается ростом уровня напряжений и сменой механизма деформации от скольжения к двойникованию, которое может стать основным механизмом деформации. При этом число действующих систем двойникования может определять стадийность кривых течения и коэффициента деформационного упрочнения (Θ). Так, известно [14], если двойникование будет развиваться после деформации скольжением, то в этом случае будет наблюдаться конкуренция поперечного скольжения и двойникования. При развитии двойникования с предела текучести в одной системе следует ожидать невысоких Θ. Развитие двойникования в нескольких системах будет приводить к высоким Θ, близким к Θ при мартенситных превращениях.

Таким образом, исследованию влияние типа дислокационной структуры, механизма деформации (скольжения и двойникования), а также числа действующих систем скольжения и двойникования на стадийность кривой течения и коэффициент деформационного упрочнения аустенитной стали Гадфильда и посвящена данная работа.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

В качестве материала исследования использовали нелегированную высокомарганцевистую сталь Гадфильда (110Г13Л) (Mn 6,2% ÷ 18,2 вес.% ; C 0,36% ÷ 1,16 вес.%; Si – 0,3%; S – 0,12%, Fe – остальное,вес.%) и легированную Cr ~2 вес.% и V~0.3 вес.%. Термический нагрев под закалку образцов сплавов размером 16x22x0,5мм^3 производили при температуре 1050^{0}C в течение 30 минут в лабораторных трубчатых электропечах типа СУОЛ-0,4.4/12-М2-У4.2 в вакууме, с остаточным давлением не более 1 Па. Состояние образцов фиксировали закалкой в воду при комнатной температуре. Температура измерялась и регулировалась прецизионным

регулятором температуры ВРТ-2 с помощью двух термопар типа ТПП 1378.

Деформация растяжением осуществлялась при комнатной температуре на образцах, имеющих форму пластины размером 5 × 15 × 75 мм^3. Деформирование проводилось в лаборатории на машине для механических испытаний УПР-60 (типа «Поляни») со скоростью $0.2 \cdot 10^{-3}$ с$^{-1}$. Регистрация нагрузки проводилась с помощью тензодатчиков и записывалась на потенциометр типа КСП-4. Степень деформации рассчитывалась по формуле:

$$\varepsilon = \ell n(1+\frac{\Delta l}{l_0}),$$

где ε - относительная деформация образца, Δl - изменение длины образца, l_0 - начальная длина образца.

На предварительно отполированную рабочую часть образца перед деформацией наносили реперный ряд из отпечатков алмазной пирамидки с шагом 50 мкм. После деформации по изменению расстояния между реперными точками определялась локальная степень деформации.

Деформация прокаткой образцов также проводилась при комнатной температуре на ручном лабораторном стане.

Холодную деформацию закаленных образцов прокаткой проводили при комнатной температуре на прокатном стане до толщины образцов 0,5 мм.

Для получения требуемой степени прокатки, прутки исследуемых сплавов перед прокаткой, были разрезаны на бруски разной толщины.

Степень деформации при прокатке оценивали по формуле

$$\varepsilon = \frac{h_0 - h_K}{h_0} \cdot 100\%$$

где h_0 – начальная толщина образца (бруска); h_K – конечная толщина образца.

Структурные исследования проводились методами оптической и электронной дифракционной микроскопии и рентгеноструктурного анализа. Металлографические исследования выполнялись на микроскопах «NEOPHOT - 21» и «МИМ – 7» при рабочих увеличениях 70 – 380 крат. Электронно-микроскопические исследования проведены на электронном микроскопе ЭМВ-100Б с использованием гониометрической приставки и при ускоряющем напряжении 100 кВ. Рабочее увеличение в колонне микроскопа в зависимости от задачи исследования выбиралось равным от 4000 до 80 000 крат.

Образцы для электронно–микроскопических исследований утоняли в смеси перекиси водорода в ортофосфорной кислоте при температуре 80^{0}С, а затем подвергали электрополировке в пересыщенном растворе хромового ангидрида в ортофосфорной кислоте при температуре 60 ^{0}С и плотности тока 2 А/см^2.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Напряжение течения стали Гадфильда σ складывается из четырех компонентов. Однако не все они дают вклад в деформационное упрочнение стали. Твердорастворное упрочнение не зависит от степени пластической деформации ε, т.е.

$$\sigma_{тв.р.} = f(\varepsilon) = const. \quad (1)$$

На рисунке 1 представлена кривая напряжения течения σ (кр.1) и вклад твердорастворного упрочнения $\sigma_{тв.р.}$, равный 110-120 МПа.

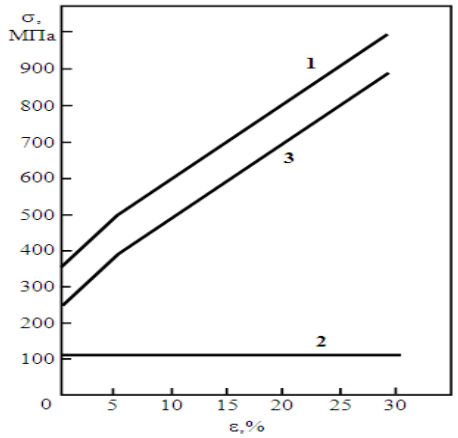


Рисунок 1. Кривая течения стали Гадфильда σ (1), вклад твердорастворного упрочнения $\sigma_{тв.р.}$ (2) в напряжение течения и величина деформационного упрочнения ($\sigma' = \sigma - \sigma_{тв.р.}$) (3)

Разница между этими двумя величинами (σ - $\sigma_{тв.р.}$) – и есть упрочнение. Амплитуду твердорастворного упрочнения можно определить несколькими путями:

Первый путь: из величины действующего напряжения σ вычесть упругие поля и субструктурное упрочнение, т.е.:

$$\sigma_{тв.р.} = \sigma - \sigma_{субстр.} - \sigma_{у}. \quad (2)$$

При ε = 5 получаем $\sigma_{тв.р.}$ = 110 МПа. Здесь необходимо отметить, что в формуле (2) отсутствует вклад карбидного упрочнения $\sigma_{дисп.}$. Это связано с тем, что как показали проведенные исследования, карбидов в материале мало и какое-либо действие их на структуру мы не отметили. Поэтому карбидное упрочнение невелико и $\sigma_{дисп.}$ можно пренебречь, что и было нами сделано.

Второй путь: построение зависимости $\sigma = f(\rho^{1/2})$ в соответствии с известным выражением для субструктурного (дислокационного) вклада [6-10]:

$$\sigma_{субстр.} = m\alpha Gb\sqrt{\rho}\,. \quad (3)$$

При ρ =0 остается только субструктурный вклад: при ρ = 0 величина σ = 120 МПа, что также отражает вклад твердорастворного упрочнения. Таким образом, получено два значения $\sigma_{тв.р.}$: 110 и 120 МПа. Соответствующие данные отложены на рисунке 1

(кр.2). Очевидно, что остальные вклады определяют деформационное упрочнение стали Гадфильда σ′:

$$\sigma' = \sigma - \sigma_{тв.р.}, \quad (4)$$

что и представлено на рисунке 1 (кр.3).

Таким образом, деформационное упрочнение стали Гадфильда определяется субструктурным вкладом, вкладом упругих полей напряжений и двойников:

$$\sigma' = \sigma_д + \sigma_{дв.} \quad (5)$$

Оба эти вклада (как $\sigma_д$, так и $\sigma_{дв.}$) создают упругие поля. Кроме того, как $\sigma_д \sim \sqrt{\rho}$, так и $\sigma_д \sim 1/D$ (D – размер дислокационных ячеек). Наиболее целесообразно разделить σ′ следующим образом:

$$\sigma' = \sigma_у + \sigma_д + \sigma_{дв.} \quad (6)$$

Упругие поля напряжений создаются дислокациями и двойниками, но их целесообразно выделить. Дело в том, что $\sigma_д$ состоит их двух вкладов: 1) контактного и 2) барьерного торможения. Контактное торможение возникает при пересечении дислокаций и дислокационных реакций. Оно пропорционально $\sqrt{\rho}$:

$$\sigma_{конт.} = m\alpha_{конт.}\mu b\sqrt{\rho}\,. \quad (7)$$

Действительно, как следует из рисунка 2, $\sigma \sim \sqrt{\rho}$. Этот рисунок подтверждает выражение (2).

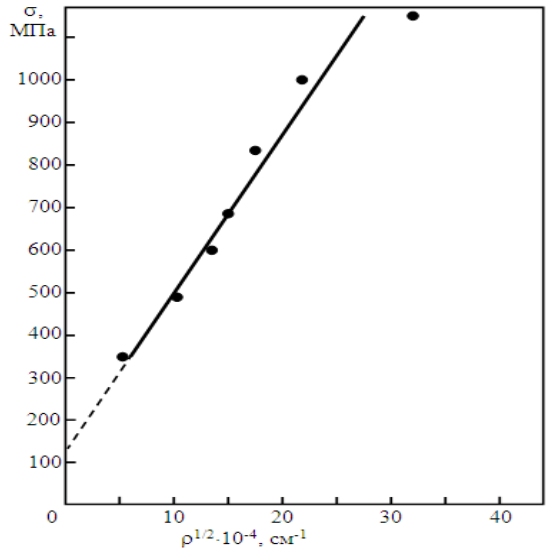


Рисунок 2. Зависимость напряжения течения σ от корня квадратного из скалярной плотности дислокаций $\rho^{1/2}$ в стали Гадфильда – к определению величины твердорастворного упрочнения

Дислокации также дают вклад в барьерное торможение:

$$\sigma_д = \sigma_{конт.} + \sigma'_{бар.}, \quad (8)$$

где $\sigma'_{бар.}$ – торможение стенками дислокационных ячеек. Величина $\sigma'_{бар.} \sim 1/D$,т.е.:

$$\sigma'_{бар.} = \alpha_б \mu b D^{-1}\,. \quad (9)$$

где $\alpha_б$ – const., примерно равная 2-4.

На рисунке 3 представлена зависимость σ = f(1/D).

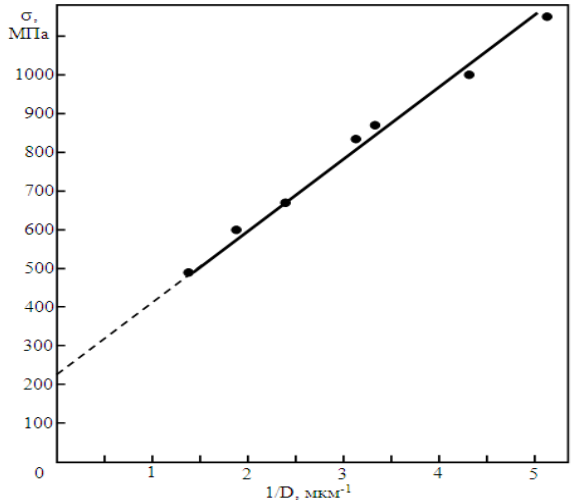


Рисунок 3. Зависимость напряжения течения σ от размера ячеек 1/D для стали Гадфильда

Рисунок 3 хорошо характеризует ячеистую структуру, поскольку зависимость $\sigma \sim 1/D$ ложится на прямую линию. Точка пересечения при 1/D = 0 представляет собой сумму вклада ($\sigma_{тв.р.} + \sigma_{конт.}$), т.е. это дислокации, не организованные в стенки дислокационных ячеек.

Сформированная в стали при деформации ячеистая структура подчиняется основным уравнениям этой классической дислокационной субструктуре. А именно:

$$D = C\rho^{-1/2} \quad (10)$$

Это соотношение Д.Л. Холта, которое определяется самоорганизацией дислокационного ансамбля. Это соотношение подтверждается на рисунке 4.

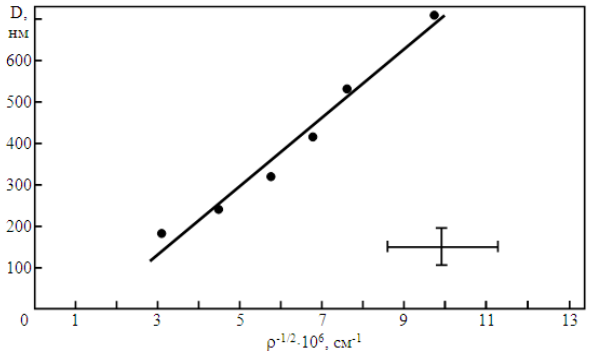


Рисунок 4. Зависимость среднего размера дислокационных ячеек D от $\rho^{-1/2}$ для стали Гадфильда

Соотношение Холта [11-14] всегда выполняется при формировании высокой степени деформационного упрочнения. Именно формирование ячеистой

структуры прежде всего определяет высокую упрочняемость стали Гадфильда.

Барьерным является еще один вклад. Это пачки (пакеты) двойников. Барьерное торможение означает, что напряжение течения σ прямо пропорционально плотности двойников $\rho_{дв.}$ Это хорошо отражает рисунок 5.

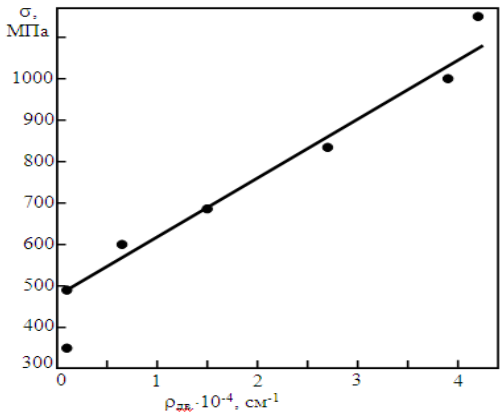


Рисунок 5. Зависимость напряжения течения σ от плотности двойников $\rho_{дв}$ в стали Гадфильда

Упругие поля можно рассчитать несколькими способами. Во-первых, из общей скалярной плотности дислокаций:

$$\sigma_y = m\alpha_y \mu b\sqrt{\rho}\,, \qquad (11)$$

где α_y – параметр, характеризующий упругое взаимодействие дислокаций.

Во-вторых, из плотности избыточных или геометрически необходимых дислокаций:

$$\sigma_y = m\alpha'_y \mu b\sqrt{\rho_{\pm}}\,. \qquad (12)$$

Это продемонстрировано на рисунке 6.

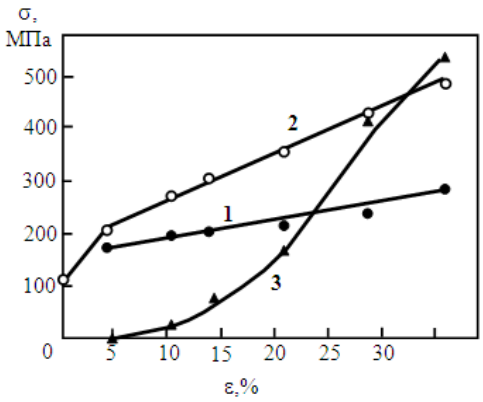


Рисунок 6. Вклад упругих полей σ_y (1), дислокационной структуры $\sigma_{субстр.}$ (2) и двойников $\sigma_{дв}$ (3) в деформационное упрочнение стали Гадфильда

Третий механизм, связывающий упругие поля с дефектным строением, это пропорциональность: $\sigma_y \sim \rho_{дв.}$ Это хорошо отражает рисунок 7.

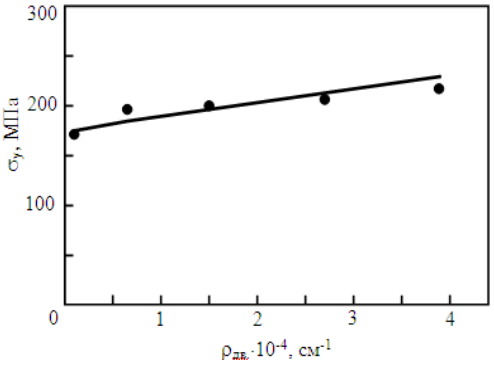


Рисунок 7. Зависимость упругих полей напряжений σ_y от плотности двойников $\rho_{дв}$ в стали Гадфильда

Этот рисунок демонстрирует очень важную особенность деформационного упрочнения стали Гадфильда, ранее никем не отмечаемую. Практически все параметры дефектной структуры стали Гадфильда меняются пропорционально друг другу. Например, как $\rho_{дв}$ управляет упругими полями, так и $\rho_{\pm}$ (рисунок 8).

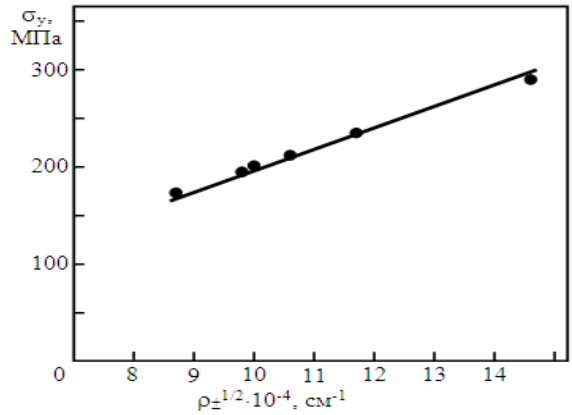


Рисунок 8. Зависимость упругих полей напряжений σ_y от избыточной плотности дислокаций $\rho_{\pm}$ в стали Гадфильда

Скалярная плотности дислокаций ρ и плотность двойников $\rho_{дв}$ также линейно связаны (рисунок 9).

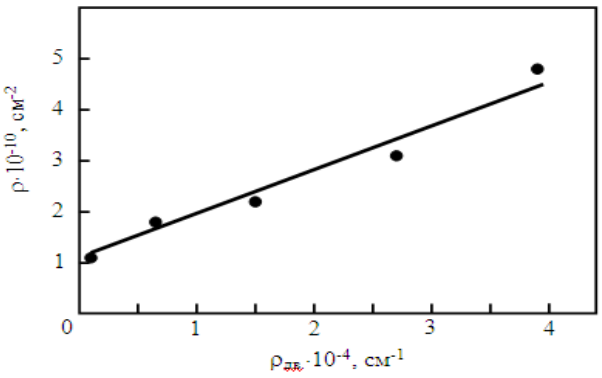


Рисунок 9. Связь скалярной плотности дислокаций ρ и плотности двойников $\rho_{дв}$ в стали Гадфильда

Если учесть данные рисунка 2-9, то становится понятно, что имеет место самоорганизация в стали Гадфильда. Фактически, все перечисленные в предыдущих разделах механизмы упрочнения благодаря самоорганизации дефектной структуры участвуют в деформационном упрочнении. Однако все это показано в настоящей работе.

Самоорганизация в дефектной подсистеме происходит по ряду причин. Во-первых, дислокации образуют ячеистую структуру и впоследствии тормозятся стенками ячеек. Во-вторых, двойники тормозят дислокации и влияют на формирование дислокационной плотности. Неоднородность деформации, вызванная двойникованием, создает избыточные дислокации и кривизну-кручение кристаллической решетки. В-третьих, дислокации тормозятся на двойниках, а двойники - на дислокациях. В-четвертых, вся совокупность дефектов формирует упругое поле напряжений.

Вернемся к рисунку 6. На нем, наряду с $\sigma_у$, приведено $\sigma_{субстр.}$ и $\sigma_{дв}$, т.е. упрочнение, связанное с дислокационной структурой и двойниками. Ввиду высокой исходной скалярной плотности дислокаций субструктурное упрочнение дает стабильно значительный вклад (рисунок 6, кр.2), большой уже на пределе текучести. Вклад двойников в деформационное упрочнение вначале ничтожно мал и быстро возрастает после 15-20% деформации (рисунок 6, кр.3).

Таким образом, как видно из рисунка 6, три вклада формируют деформационное упрочнение σ':

$$\sigma' = \sigma_{субстр.} + \sigma_{дв} + \sigma_у. \qquad (13)$$

Ввиду того, что, хотя ячеистая дислокационная субструктура хорошо экранирует упругие поля, вклад в $\sigma_у$ дает как дислокационная структура, так и двойники. Коэффициент деформационного упрочнения Θ стали Гадфильда равен:

$$\Theta_{II} = \frac{d\sigma}{d\varepsilon} = \frac{d\sigma_{субстр.}}{d\varepsilon} + \frac{d\sigma_{дв}}{d\varepsilon} + \frac{d\sigma_{у}}{d\varepsilon}. \qquad (14)$$

Можно заключить, что эволюция дефектной структуры и рост скалярной плотности дислокаций и плотности двойников формируют деформационное упрочнение стали Гадфильда в полном соответствии с современной теорией дислокаций и двойников. Это первый важный результат. Второй заключается в том, что сложная дефектная структура стали Гадфильда формируется самоорганизованно. И третий вывод – твердорастворное упрочнение не дает прямого вклада в деформационное упрочнение. Однако именно высокая $\sigma_{тв.р.}$ обеспечивает торможение дислокаций и двойников, препятствует релаксации упругих напряжений и тем самым также определяет деформационное упрочнение стали Гадфильда.

Литература

1. Ламбакахар, О.О. Дислокационная структура и деформационное упрочнение высокомарганцевой стали / О.О. Ламбакахар, Ю.И. Паскаль //Изв. вузов. Сер. Физика. - 1973. - №7. - С. 258- 270.
2. Adler, P.H. Strain hardening of Hadfield manganese Steel / P.H. Adler, G.B. Olson, W.S. Owen. - Met. Trans., 1986. – 1790 p.
3. Двойникование в монокристаллах стали Гадфильда / Ю. А. Чумляков [и др.] // Доклады Российской Академии Наук, 2000. - Т. 371. - №1. - С.450 – 463.
4. Гуляев, А.П. Металловедение / А.П. Гуляев. - М.: Металлургия, 1977. - 647с.
5. Ламбакахар, О.О. О природе деформационного упрочнения высокомарганцевых аустенитных сталей / О.О. Ламбакахар, Ю.И. Паскаль // Изв. вузов. Сер. Физика. - 1977. - №1. - С. 158 - 169.
6. Конева, Н.А. Физическая природа стадийности пластической деформации // Структурные уровни пластической деформации и разрушения / Н.А. Конева, Э.В. Козлов. - Новосибирск: Наука, 1990. - 296 с.
7. Конева, Н.А. Природа субструктурного упрочнения / Н.А. Конева, Э.В. Козлов // Изв. вузов. Сер. Физика. - 1982. - №8. - С. 17 - 22.
8. Максимкин, О.П. Взаимосвязь истинных напряжений и деформаций при пластическом течении облученных металлических поликристаллов / О.П. Максимкин, М.Н. Гусев, И.С. Осипов // ВАНТ. Сер. Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение. - 2007. - № 2. С.33-38.
9. Конева, Н.А. Закономерности субструктурного упрочнения / Н.А. Конева, Э.В. Козлов // Изв. вузов. Сер. Физика. - 1991. - №3. – С.56-70.
10. Конева, Н.А. Природа стадий пластической деформации / Н.А. Конева // Соросовский образовательный журнал. Сер. Физика. – 1998. - №10. – С.99-105.
11. Конева, Н.А. Физика субструктурного упрочнения / Н.А. Конева, Э.В. Козлов // Вестник ТГАСУ. - 1999. - №1. - С.21-35.
12. Конева, Н.А. Современная картина стадий пластической деформации / Н.А. Конева, Э.В. Козлов // Изв. вузов. Сер. Физика. - 2004. - №8. - С. 90-98.
13. Штремель, М.А. О механизме упрочнения стали Гадфильда / М.А. Штремель, И.А. Коваленко // ФММ. – 1987. – Т.63. - №1. – С.172-180.
14. Miura, S. Orientation dependence of the flow stress for twinning in silver crystals // J.J. Takamura, N. Narita // Proceedings Inter. Conf. Strength Metals and Alloys. Tokyo. - 1968. - V. 9. - P. 555-562.

ГАДФИЛЬД БОЛАТЫНДА ДЕФОРМАЦИЯЛЫҚ БЕРІКТЕНДІРУ

[1)]Жилкашинова А.М., [2)]Скаков М.К.

[1)]С.Аманжолов атындағы Шығыс Қазақстан Мемлекеттік университеті
[2)]Д.Серикбаев атындағы Шығыс Қазақстан Мемлекеттік техникалық университеті

Берілген жұмыста субқұрылымға ұйымдастырылған дислокацияның скалярлық тығыздығын қалыптастыру зерттеуінің мәндері берілген, ол Гадфильд болатының деформациялық беріктенуіне үлес қосады. Дислокациялардың және егіздердің қазіргі заманғы теориясына толық сай келетін берілген болаттың ақаулық құрылымынның эволюциясы және дислокацияның скалярлық тығыздығының өсуі және егіздердің тығыздығы деформациялық беріктенуін қалыптастыратыны көрсетілген. Сонымен қатар болаттың күрделі ақаулық құрылымы өздігінен ұйымдасып түзіледі. Қатты ерітіндінің беріктенуі $\sigma_{к.е.}$ деформациялық беріктенуге нақты үлес қоспайды, бірақ биік $\sigma_{к.е.}$ дислокацияның және егіздердің бөгелісін қамтамасыз етеді, кернеудің серпімділігін бәсендеуіне кедергі жасайды және сонымен қатар Гадфильд болатының деформациялық беріктенуін анықтайды.

STRAIN HARDENING OF GADFILD STEEL

[1)]A.M. Zhilkashinova, [2)]M.K. Skakov

[1)]S. Amanzholova East-Kazakhstan State University
[2)]D.Serikbaeva East Kazakhstan State Technical University

The paper describes research results on development of forming scalar density of dislocations which are formed into substructure and which given loading in strain hardening Gadfild steel. It was shown that evolution of structure imperfection and increases of scalar density dislocations and density of screw-twists are formed strain hardening this steel in confluence with modern theories of dislocations and screw-twists. Also was shown that difficult structure imperfection of steel self-organizing formed. Tverdorastvornoe hardening $\sigma_{тв.р.}$ not given direct loading in strain hardening, but just high $\sigma_{тв.р.}$ provide hindering of dislocations and screw-twists, this stops relaxation of elastic stress and at once also calculate of strain hardening Gadfild steel.

УДК 539.143/.144

О ПОЛНЫХ СЕЧЕНИЯХ РЕАКЦИЙ ИОНОВ ГЕЛИЯ-4,6 НА ЯДРЕ КРЕМНИЙ-28 ПРИ НИЗКИХ И СРЕДНИХ ЭНЕРГИЯХ

[1)]Кутербеков К.А., [2)]Мухамбетжан А.М., [3)]Пенионжкевич Ю.Э., [3)]Соболев Ю.Г., [1)]Уразина М.Т.

[1)]Евразийский национальный университет им. Л.Н. Гумилева, Астана, Казахстан
[2)]Кзылординский государственный университет им. Коркыт-Ата, Кызылорда, Казахстан
[3)]Лаборатория ядерных реакций им. Г.Н.Флерова ОИЯИ, Дубна, Россия

Экспериментально исследованы энергетические зависимости полного сечения реакции ионов ^{4,6}He с ядром ^{28}Si, включая новые данные по прямому измерению полного сечения реакции (^{4,6}He + ^{28}Si) в области энергий ниже 120 МэВ. Проведен анализ результатов их измерений с использованием полуэмпирических формул, полученных ранее на основе систематик по большому числу экспериментальных данных.

В последние годы является очень актуальным экспериментальное исследование ядерных реакций со слабосвязанными ядрами при околобарьерных энергиях [1].

Особенности обработки экспериментальных данных. При определении полного сечения реакции (σ_R , ПСР) методом прохождения [2, 3] учитывалось следующее. Продукты ядерных реакций, рассеянные назад и попавшие из мишени обратно в предшествующий детектор, не регистрировались как реакции, т.к. они находились вне условий, соответствующих отбору. Сечение их образования не превышало 3% от величины $\sigma_R(E)$, что было сравнимо со статистическими погрешностями.

На рисунке 1 приведены результаты экспериментов по прямому измерению ПСР (^{4,6}He+^{28}Si), проведенных нами совместно с группой ученых из Лаборатории ядерных реакций им. Г.Н. Флерова Объединенного института ядерных исследований (г.Дубна, Россия), а также данные по подобным измерениям, взятые из литературных источников.

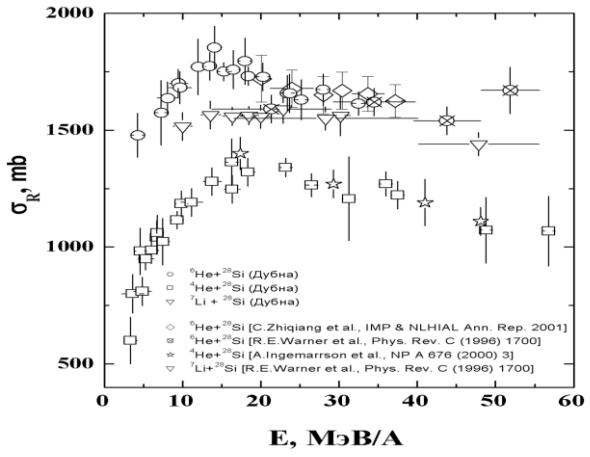


Рисунок. 1. Результаты прямого измерения полных сечений реакций ^{4,6}He с кремнием и литературные данные

Измеренные ПСР (рисунок 1) хорошо согласуются с данными, взятыми из литературных источников. ПСР для ^{4}He возрастает с ростом энергии налетающих α-частиц, приблизительно до 72 МэВ, затем наблюдается плавный спад. Энергетическая зависимость ПСР для (^{6}He+^{28}Si) существенным образом отличается от зависимости для ^{4}He: в области энергии от 110 до 230 МэВ сечение находится на уровне константы 1200 мб, а при энергиях ^{6}He от 60 до 150 МэВ наблюдается «бамп», т.е. колоколообразная форма кривой сечения с максимумом в области энергии 90 МэВ (15 МэВ/А) и превышением сечения в максимуме распределения на (150 – 200) мб по отношению к сечению на краях «бампа». Такая форма поведения кривой энергетической зависимости ПСР для реакции (^{6}He+^{28}Si) сильно отличается от других исследуемых реакций.

Механизмы ядерных реакций ^{4,6}He на ^{28}Si. Проведено сравнение полученных значений ПСР с ее систематикой (параметризацией Коха) для стабильных ядер, представленной в работе [4]. В ней систематизированы данные по ПСР для широкого диапазона налетающих частиц от ^{1}H до ^{40}Ar в диапазоне энергий (30 – 2100) МэВ/А и ядер-мишеней от ^{9}B до ^{208}Pb. На основе анализа экспериментальных данных, была представлена полуэмпирическая зависимость ПСР от энергии налетающих частиц:

$$\sigma_R(E) = \pi \cdot R_{вз}^2 \left(1 - \frac{B_c}{E_{cm}}\right), \qquad (1)$$

где B_c – кулоновский барьер системы «налетающая частица – ядро-мишень»:

$$B_c = \frac{Z_t \cdot Z_p \cdot e^2}{r_c (A_t^{1/3} + A_p^{1/3})}, \qquad (2)$$

где r_c = 1,3 Фм - кулоновский радиус, Z_t , Z_p – заряды ядра-мишени и налетающей частицы, A_t , A_p – их массовые числа, e – заряд электрона, а $R_{вз}$ – радиус взаимодействия.

Радиус взаимодействия $R_{вз}$ был представлен в виде двух слагаемых – объемного и поверхностного:

$$R_{вз} = R_{об} + R_{пов} \ . \qquad (3)$$

Столкновения при малых прицельных параметрах дают изменение числа ядерных реакций, в зависимости от масс сталкивающихся ядер. Этот факт

был учтен при введении объемной компоненты радиуса взаимодействия:

$$R_{об} = r_0 \cdot (A_t^{1/3} + A_p^{1/3}), \quad (4)$$

которая представляет собой радиус взаимодействия в модели сильного поглощения.

Второе слагаемое радиуса взаимодействия учитывает влияние на ПСР поверхностных взаимодействий, которое было параметризовано так:

$$R_{пов} = r_0 \cdot \left[a \cdot \frac{A_p^{1/3} \cdot A_t^{1/3}}{A_p^{1/3} + A_t^{1/3}} - C(E) \right]. \quad (5)$$

В выражении (5), первое слагаемое в скобках представляет собой массовую асимметрию, относящуюся к перекрытию ядерных плотностей налетающей частицы и ядра-мишени; а параметр *C(E)*, зависящий от энергии, отвечает за увеличение поверхностной прозрачности ядра-мишени, с увеличением энергии налетающих частиц.

Подбор оптимальных величин параметров r_0 и a проводилось процедурой χ^2 – минимизации по большому количеству экспериментальных данных. Параметры r_0 и a однозначно определялись для всей изучаемой системы «налетающая частица – ядро-мишень», а параметр C мог варьироваться только в зависимости от энергии налетающих частиц. Оптимальными при подгонке оказались значения r_0 =1,1 Фм, a =1,85; значения параметра C приведены для различных энергий налетающих частиц в табличном виде.

Позднее в работе [5], на основе анализа экспериментальных данных по ПСР в диапазоне энергий (30 – 200) МэВ/А для большого числа сталкивающихся систем (A_p = 1 –40, A_t = 9 – 209) и значений σ_R , извлеченных из данных по упругому рассеянию, была предложена зависимость параметра C от энергии:

$$C(E) = 0,31 + 0,014 \cdot \frac{E}{A_p}. \quad (6)$$

Кроме этого, в работе Миттига и др. [6] при исследовании ПСР легких нейтронно-избыточных изотопов (Z= 5 – 12) в диапазоне энергий (40 – 60) МэВ/А на мишени ^{28}Si, была обнаружена зависимость параметра r_0 от нейтронного эксцесса, т.е. от разницы количества нейтронов и протонов в ядре. Данная зависимость была параметризована линейной функцией от нейтронного эксцесса:

$$r_0^2 = 0.06 \cdot (N - Z) + 1 \quad (7)$$

Эксперимент был проведен методикой регистрации γ-излучения, сопровождающего каналы реакции, сцинтилляционным спектрометром с полным телесным углом, близким к 4π. В работе [6] отмечено, что у экзотических ядер с нейтронным избытком наблюдается увеличение значения параметра r_0 на величину до 15%, по сравнению со стабильными ядрами. Предложенная зависимость хорошо согласовалась с экспериментальными данными для легких нейтронно-избыточных ядер, в то время как для более тяжелых ядер, наблюдалось значительное расхождение с экспериментом. Поэтому, в работе [7] была исследована изотопная зависимость радиуса сильного поглощения r_0, но для более тяжелых экзотических нейтронно-избыточных ядер (Z > 13). В работе [7] были проведены исследования сечений реакций нейтронно-избыточных изотопов Al, Si, P, S, Cl, Ar, K, Ca, Sc и Ti на мишени ^{28}Si в диапазоне энергий (38 – 80) МэВ/А. В результате анализа экспериментальных данных была предложена формула:

$$r_0^2 = (N - Z)/30 + 32/30 \quad (8)$$

На рисунке 2 представлено отношение ПСР ядер ^{4,6}He с кремнием к сечениям реакций, рассчитанным по полуэмпирической формуле Коха (1) – (4) с использованием параметризации (6) для *C(E)*, в зависимости от энергии налетающих частиц. При этом, для ^{6}He было учтено увеличение радиуса сильного поглощения r_0 с увеличением нейтронного эксцесса, приведенное в работе [6] (см. соотношение 7). Значение r_0, вычисленное по этой формуле оказалось равным 1,17 Фм; для ^{4}He использовалось значение параметра r_0=1,1 Фм, приведенное в работе Коха [4].

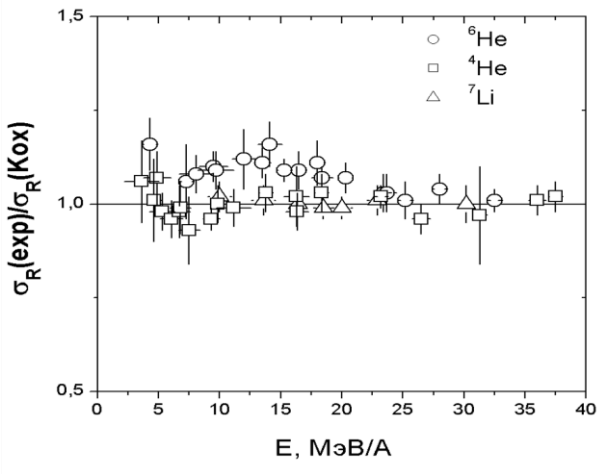


Рисунок 6. Отношение экспериментальных значений ПСР для ионов ^{4,6}He и ^{7}Li с кремнием к сечениям реакций, рассчитанным по полуэмпирической формуле Коха

Для ^{4}He отношение (рисунок 6) экспериментальных значений полных сечений к сечениям, рассчитанным по формуле Коха, находятся на уровне единицы; а для ^{6}He в области энергий (8 – 25) МэВ/А, наблюдаются заметное превышение ПСР над ее величинами по систематике Коха.

На рисунке 7 представлена энергетическая зависимость всех имеющихся в литературе данных по ПСР для ионов ^{4,6}He и ^{7}Li с ядром ^{28}Si (символы) и расчетов для них по полуэмпирической формуле Коха (кривые).

Для ^{6}He -ионов: кружки – данные ЛЯР им. Г.Н. Флерова ОИЯИ; ромбы – данные из работы [8]; перечеркнутые кружки – данные из [9]. Пунктирная

линия – результаты расчетов ПСР по формулам (1)–(5), а сплошная линия – аналогичный расчет, но уже с учетом зависимости параметра r_0 от нейтронного эксцесса (9).

Для ^{4}He -частиц: квадраты – данные ЛЯР им. Г.Н. Флерова ОИЯИ; звездочки – данные из работы [10]. Сплошная линия – расчет полного сечения для ^{4}He по формулам (1)-(6).

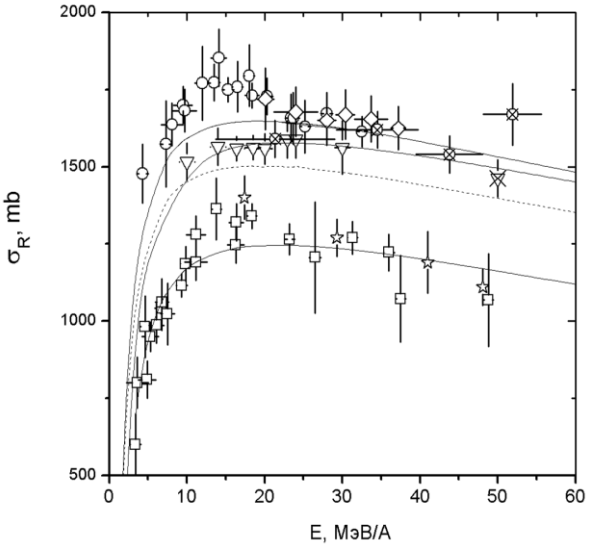


Рисунок 7. Экспериментальные данные по полным сечениям реакций ^{4,6}He и ^{7}Li с кремнием в сравнении с расчетами по полуэмпирической формуле Коха

Из рисунка 7 видно, что для стабильного ядра ^{4}He в области энергий (10 –20) МэВ/А наблюдается различие между расчетными и экспериментальными значениями ПСР.

Для взаимодействия ^{6}He -ионов с ядром ^{28}Si, особенно в области энергий (10 – 25) МэВ/А, впервые установлено существенное (до 200 мб) превышение ПСР по отношению к полным сечениям, рассчитанным по систематике Коха.

Для исследования влияния возможных механизмов реакций, ответственных за такое превышение, из экспериментальных данных были найдены сечения каналов реакций, с образованием α-частиц и с образованием изотопов водорода ^{1,2,3}H. На рисунке 8 показаны: кружками – наши данные по сечению образования α-частиц из ^{6}He, ромбами – данные, взятые из работы Warner и др. [9]; треугольниками – наши данные по сечению образования изотопов водорода ^{1,2,3}H.

Из рисунка 8 видно, что в области энергий (10 – 25) МэВ/А, сечение образования α-частиц не увеличивается и держится на уровне (350 – 450) мб. Сечение образования протонов, дейтерия и трития в этой области энергий возрастает с увеличением энергии ^{6}He. Максимум выхода этих продуктов реакции наблюдается при энергии ^{6}He около 25 МэВ/А. Отсюда можно сделать вывод, что каналы прямых реакций с образованием p,d,t не могут быть ответственными за превышение ПСР.

Для понимания увеличения ПСР и определения механизмов реакций, ответственных за данный эффект, проведен сравнительный анализ сечений реакций – событий, сопровождающихся эмиссией заряженных частиц в детекторы, расположенные за детектором-мишенью и событий, сопровождающихся полной остановкой в детекторе-мишени всех заряженных частиц – продуктов реакции.

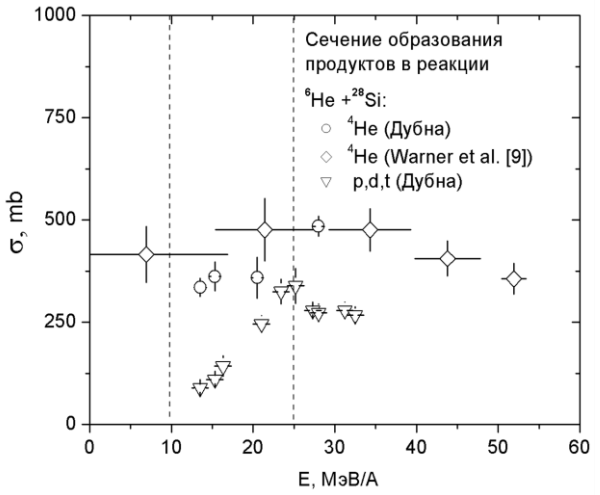


Рисунок 8. Энергетическая зависимость сечения образования ^{4}He и p,d,t –частиц для реакции (^{6}He +^{28}Si)

В результате детального анализа нами получено, что за наблюдаемый “бамп” (превышение полного сечения в реакции ^{6}He +^{28}Si) в этой области энергий, могут быть ответственны каналы реакций, сопровождающиеся сильной диссипацией кинетической энергии налетающих ядер ^{6}He. Установлено, что найденному импульсному распределению с максимумами ~650 МэВ/с и ~750 МэВ/с, могут соответствовать каналы реакции с образованием компаунд-ядра, либо образованием двойной ядерной системы, т.е. процессы с большой диссипацией кинетической энергии. Прямые процессы реакции, такие как развал ^{6}He (break-up) и другие характеризуются малой величиной переданного импульса в ядро мишени.

Резюмируя отметим, что наблюдаемое превышение ПСР для (^{6}He +^{28}Si) в области энергии (10-25) МэВ/А, обусловлено механизмами реакции, сопровождающиеся значительной диссипацией кинетической энергии ^{6}He, с образованием компаунд-ядра, либо двойной ядерной системы и с последующей эмиссией легких заряженных частиц.

Заключение. При взаимодействии с ядром ^{28}Si для ^{4}He-частиц в области энергий (10–20) МэВ/А наблюдается различие (до 100 мб) между расчетными (по параметризации Коха) и экспериментальными значениями ПСР. Для взаимодействия экзотических ^{6}He -ядер с ^{28}Si, особенно в области энергий (10-25) МэВ/А, впервые установлено существенное

(до 200 мб) превышение ПСР по отношению к полным сечениям, рассчитанным по систематике Коха. Показано, что основной вклад в это превышение вносят механизмы реакции, характеризующиеся значительной диссипацией кинетической энергии налетающих ионов ^{6}He и проходящие через образование компаунд-ядра, либо двойной ядерной системы с последующей эмиссией легких заряженных частиц.

Литература

1. Кутербеков, К.А. Исследование ядерных реакций со слабосвязанными ядрами при околобарьерных энергиях / Кутербеков К.А., Пенионжкевич Ю.Э., Иванов И.В. и др. // 59-е Международное Совещание по ядерной спектроскопии и структуре атомного ядра «Ядро-2009. Фундаментальные проблемы и прикладные аспекты ядерной физики: от космоса до нанотехнологий». Чебоксары, Россия. С.-Петербург. – 2009. – С. 112.
2. Кутербеков, К.А. Экспериментальные методы измерения полных сечений реакций при низких и средних энергиях / Кутербеков К.А., Пенионжкевич Ю.Э., Слюсаренко Л.И. // Ізденіс–Поиск. Серия естественных и технических наук, – 2004, –№ 3, – С. 188 – 193.
3. Дуйсебаев, А. Методика измерений дифференциальных и полных сечений реакций на изохронном циклотроне ИЯФ НЯЦ РК / Дуйсебаев А. Дуйсебаев Б.А., Исмаилов К.М., Кузнецов И.В., Кутербеков К.А., Лукьянов С.М., Мухамбетжан А., Пенионжкевич Ю.Э., Садыков Б.М., Соболев Ю.Г., Угрюмов В.Ю. //// Изв. МОН РК, НАН РК. Сер. физ.-мат. –2002. –№2, –С.104 – 110.
4. Kox S. et al. Trends of total reaction cross sections for heavy ion collisions in the intermediate energy range. //Phys. Rev. –1987. – V. – C35, – P. 1678-1691.
5. Villari A.C.C. et al. Measurements of reaction cross sections for neutron–rich exotic nuclei by a new direct method // Phys. Lett. –B 268. –1991. –P. 345.
6. Mittig W., Chouvel J.M. et al. Measurement of total reaction cross sections of exotic neutron–rich nuclei // Phys. Rev. Lett. 59. – 1987 . –P.1889-1891.
7. Aissaoui N. et al. Total reaction cross sections for neutron–rich exotic nuclei on target 28Si. // Phys. Rev. C60. –1999. 034614. – P.1700.
8. Warner R.E. et al. Total reaction and 2n – removal cross section of 20-60A MeV 4,6,8He, 6-9,11Li , and 10Be on Si // Phys. Rev. –1996, –V.C54. –P.1700-1709.
9. Ingemarrson A.et al. New results for reaction of intermediate energy α – particles on targets from 9Be to 208Pb // Nuclear Phisics – A676. – 2000. P. 3-31.

ABOUT TOTAL REACTION CROSS SECTIONS FOR INTERACTION ^{4,6}HE -IONS WITH ^{28}SI BY LOW AND MEDIUM ENERGIES

K.A. Kuterbekov, A.M. Mukhambetzhan, Yu.E. Penionzhkevich, Yu.G. Sobolev, M.T. Urazina

[1)]L.N. Gumilyov Eurazian National University, Astana, Kazakhstan
[2)]Kyzylorda State University named by Korkyt Ata, Kyzylorda, Kazakhstan
[3)]Joint Institute for Nuclear Research, Dubna, Russia

Energy dependence's of total reaction cross sections for interaction ^{4,6}He -ions with ^{28}Si embody new data of direct measurement total reaction cross sections (^{4,6}He + ^{28}Si) by energy below 120 MeV experimentally studied. Analysis of result of their measurement with half-empirical formula's on basis of extensive experimental data systematic carrying out.

ТӨМЕН ЖӘНЕ ОРТАША ЭНЕРГИЯЛАР КЕЗІНДЕГІ КРЕМНИЙ-28 ЯДРОСЫНДАҒЫ 4,6 -ГЕЛИЙ ИОНДАРЫНЫҢ РЕАКЦИЯЛАРЫНЫҢ ТОЛЫҚ ҚИМАЛАРЫ ТУРАЛЫ

[1)]Кутербеков К.А., [2)]Мухамбетжан А.М., [3)]Пенионжкевич Ю.Э., [3)]Соболев Ю.Г., [1)]Уразина М.Т.

[1)]Л.Н. Гумилев атындағы Еуразия Ұлттық Университеті, Астана, Қазақстан
[2)]Қорқыт Ата атындағы Қызылорда Мемлекеттік Университеті. Қызылорда, Қазақстан
[3)]Біріккен Ядролық Зерттеулер Институты, Ядролық Реакциялар Зертханасы, Дубна, Ресей

^{4,6}He -иондарының ^{28}Si ядросымен реакцияларының толық қимасының энергетикалық тәуелділігі 120 МэВ энергиядан төмен аймақтағы (^{4,6}He + ^{28}Si) реакцияларының толық қимасын тікелей өлшеу бойынша жаңа деректерді қоса эксперименттпен зерттелген. Эксперименттік деректердің көп саны бойынша жүйелеулер негізінде бұдан бұрын алынған полуэмпирикалық формулаларды пайдалану арқылы оларды өлшеулердің нәтижелеріне талдау жүргізілген.

УДК 678.01:53

ВЛИЯНИЕ ГАММА И ЭЛЕКТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЙ НА ФАЗОВЫЕ ПЕРЕХОДЫ В ПОЛИТЕТРАФТОРЭТИЛЕНЕ НА ОСНОВЕ ИЗУЧЕНИЯ ТЕПЛОВЫХ СВОЙСТВ, РЕНТГЕНОДИФРАКТОГРАММ И ИК-СПЕКТРОВ

[1)]Купчишин А.И., [2)]Пивоваров С.П., [3)]Тлебаев К.Б.

[1)]Казахский Национальный Педагогический Университет им. Абая, Алматы, Казахстан
[2)]Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан
[3)]Университет Кайнар, Алматы, Казахстан

Исследовано влияние электронного и γ-облучений на теплопроводность, коэффициент линейного расширения и плотность политетрафторэтилена (ПТФЭ). Изучены рентгенодифрактограммы и ИК-спектры. Исследованы фазовые переходы, температуры которых после облучения смещаются в область низких температур. Установлено, что при малых дозах облучения в ПТФЭ наблюдается незначительное упрочнение, а при больших – смещение температур фазовых переходов в область низких температур, обусловленные ростом кристалличности и сокращением цепи ПТФЭ в результате деструкции.

Уникальные свойства ПТФЭ предопределили широкое применение его в различных областях техники и, в частности, в атомной и космической областях, где он может подвергаться воздействию различных видов ионизирующих излучений.

Известно, что воздействие частиц на полимеры зависит от особенностей строения макромолекул исходного вещества, условий облучения, температуры фазового состояния и других факторов, приводящих к существенным изменениям структуры полимера: превращению из линейного в пространственный, увеличению или уменьшению молекулярного веса, накоплению одних и исчезновению других типов двойных связей и т.п., обусловленных протеканием в полимере как обратимых, так и необратимых радиационных процессов. Обратимые радиационные эффекты представляют собой изменения свойств, возникающих в процессе радиационного воздействия и исчезающих после его прекращения. Необратимые радиационные эффекты связаны с изменением свойств, накапливающиеся в процессе воздействия дефектов и остающиеся неизменными после его прекращения.

Естественно, что все эти изменения будут непосредственно сказываться на разнообразных свойствах материала и могут приводить как к улучшению одних, так и к ухудшению других его технических характеристик. Характер изменения какой-либо физической характеристики у облученного полимера будет зависеть от того, какие именно структурные изменения, влияющие на данные свойства, протекают, а степень изменения самой характеристики будет определяться глубиной структурных превращений, зависящей от дозы, типа полимера, физического состояния до облучения, условий облучения и т.д.

Исследование воздействия ионизирующих излучений на теплофизические и механические свойства полимеров могут дать ценную информацию о взаимосвязи их структуры и свойств. Однако, несмотря на важность сведений о влиянии радиационного воздействия на теплофизические и механические свойства полимеров, экспериментальные данные в этой области весьма немногочисленны, а по влиянию облучений на фазовые переходы – и вовсе отсутствуют.

В связи с этим было исследовано влияние γ и электронного излучений на теплопроводность, плотность и коэффициент линейного расширения ПТФЭ при различных температурах и дозах облучения методами рентгеноструктурного анализа и ИК- спектроскопии [1-2].

МЕТОДИКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Теплопроводность λ ПТФЭ определяли на автоматической теплофизической установке ТАУ-5. Образец из промышленного фторопласта, подлежащий исследованию до и после облучения, представлял собой таблетку диаметром d = 15 мм и толщиной h = 5мм. Перед началом измерения, материал тщательно протирали бензином или спиртом ректификатом, а затем просушивали. Далее исследуемая таблетка помещалась в кювету.

Плотность ρ измеряли методом гидростатического взвешивания в динамическом режиме.

Измерения коэффициента линейного расширения β проводились на линейном дилатометре марки QL-05 (Н). Исследуемые образцы из политетрафторэтилена представляли собой цилиндры диаметром d = 10 мм и длиной l = 5 см.

ИК-спектры пленок записывали на ИК-спектрофотометре с Фурье-преобразователем «FTIR Mattson Sattillite 3000» в диапазоне частот 4000 – 400 $см^{-1}$.

Рентгенодифрактометрические исследования выполнялись на автоматическом дифрактометре Bruker D8 Advance с цифровой записью результатов измерения. Съемка проводилась в геометрии расходящегося рентгеновского пучка с фокусировкой по Брэггу-Брентано (Б-Б).

Исследуемыми образцами являлись фторопластовая пленка, укрепленная на стеклянной подложке и фторопластовая пластинка толщиной h =1,5 мм,

вырезанная из поперечного среза стержня диаметром d = 40 мм.

С целью изучения фазовых переходов при изменении температуры образца фторопластовой пластинки (Фторопласта-4) прецизионно записывались участки дифрактограмм в диапазоне углов дифракции 29-51° 2-Theta. Измерения при температуре 288 и 293 К проводились при атмосферном давлении, нагрев образца до 323 и 333 К проводился после откачки высокотемпературной вакуумной камеры турбомолекулярным насосом до давления 1. 10^{-4} мм рт ст.

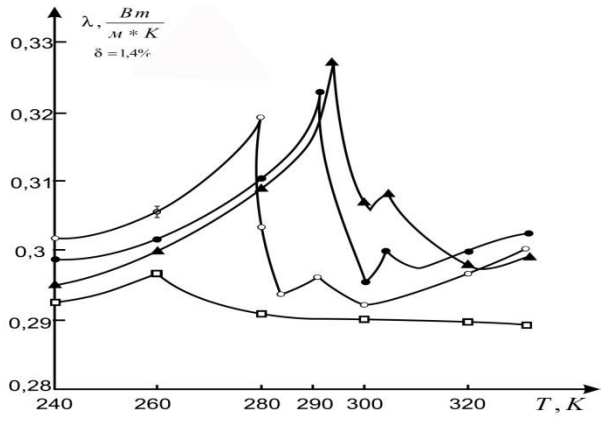
Рентгенограммы образцов были получены на дифрактометре с использованием медного излучения и графитового монохроматора на дифрагированном пучке. Режим съемки образца велся при напряжении на рентгеновской трубке 40 kV при токе 40 мА.

Шаг сканирования составлял 0.02 градуса (2θ), время измерения интенсивности дифракции при этом шаге – 5.0 секунд. Образец в стандартном держателе вращался в своей плоскости со скоростью 60 об/мин. Высокотемпературная вакуумная камера использовалась для съемки интенсивности дифракции при температуре образца 323 и 333 К.

Облучение образцов проводили на воздухе γ-квантами ^{60}Co, а также ускоренными электронами с энергией 6 МэВ при мощности дозы P = 3 Гр/с и температуре облучения T_o = 303 К до дозы 3 МГр, При облучении электронами по условиям эксперимента значения D составили 0.05 и 1 МГр – в первом случае и 2 и 3 МГр – во втором.

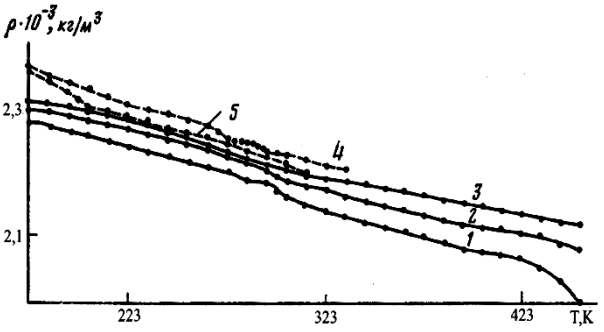
ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

На рисунках 1-3 приведены экспериментальные данные температурной зависимости теплопроводности, коэффициента линейного расширения и плотности ПТФЭ при дозах облучения D = 0,05, 1 и 3 МГр.



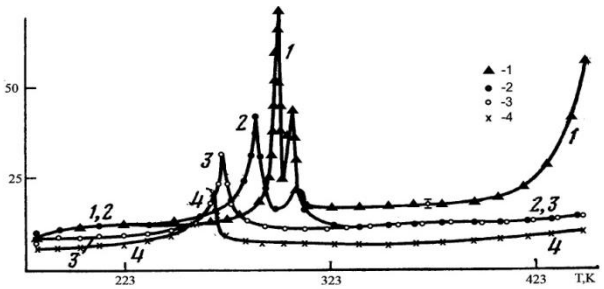
Поглощенная доза D: (▲) – 0; (●) – 0.05; (○) – 1; (□) – 3 МГр

Рисунок 1. Зависимость теплопроводности ПТФЭ от температуры измерения T_u.



Сплошные кривые – облучение γ – квантами при T_o = 303 К. Поглощенная доза D = 0 (1), 0,05 (2) и 1 МГр (3). Штриховые линии – облучение электронами D = 1 (4) и 3 МГр (5).

Рисунок 2. Зависимость плотности ρ от температуры измерения T



Поглощенная доза D: 1 – 0; 2 – 0,05; 3 – 1; 4 –3 МГр.

Рисунок 3. Зависимость коэффициента линейного термического расширения β ПТФЭ от температуры измерения T_u

Как видно из рисунка 1 теплопроводность λ растет нелинейно с ростом температуры, как для необлученного, так и для облученных образцов дозами 0,05 и 1 МГр в интервале температур от 240 до 280 К. При температурах T_1 = 293° и T_2 = 303 К теплопроводность λ необлученного ПТФЭ скачкообразно возрастает. Облучение до дозы D = 1 МГр при мощности дозы P ~ 3 Гр/с привело к увеличению λ на 2 %. Причем кривые температурной зависимости теплопроводности образцов ПТФЭ, облученных до доз D = 0.05 и 1 МГр лежат выше кривой для необлученного материала. Одновременно наблюдались снижения температур T_1 и T_2 на 1 К для дозы D = 0.05 МГр и на 13 К при D = 1 МГр и уменьшение амплитуды пиков. Облучение до дозы D = 3 МГр привело к уменьшению теплопроводности λ на 2 %, снижению температуры T_1 на 33 К и исчезновению пика при температуре T_2.

Нелинейное возрастание теплопроводности λ с увеличением температуры можно объяснить исходя из двухфазной модели, предложенной в работе [3]. Значение λ для кристаллической фазы увеличивается с повышением температуры, так как для сложных кристаллов, к каким относятся кристаллы ПТФЭ, длина свободного пробега фононов сопоставима с длиной свободного пробега для аморфной фазы. Поскольку $\lambda_к > \lambda_a$, то значения λ для ПТФЭ

должны расти с увеличением степени кристалличности, что согласуется с нашими данными. Увеличение теплопроводности при облучении ПТФЭ до доз 0.05 и 1 МГр обусловлено ростом кристалличности.

Количественные данные об увеличении степени кристалличности при облучении приведены в работах [4-5]. Такое явление связывают с тем, что в процессе радиационной деструкции фрагменты молекул подстраиваются друг к другу, образуя небольшие кристаллиты [6-7].

Скачкообразное увеличение теплопроводности при температурах T_1 и T_2 связано с фазовыми переходами первого рода.

Снижение λ при облучении до дозы D = 3 МГр обусловлено процессами деструкции, приводящие к разупорядочиванию структуры ПТФЭ.

На рисунке 2 приведены зависимости плотности ρ от температуры Т. Плотность ρ как облученного, так и необлученного ПТФЭ медленно уменьшается с ростом температуры Т.

Облучение ПТФЭ до доз 0.05 и 1 МГр приводит к увеличению плотности, а при большой дозе D = 3 МГр – к уменьшению.

Зависимость величины β от температуры измерения $T_и$ представлена на рисунке 3.

Видно, что значения коэффициента линейного расширения β уменьшаются с ростом дозы облучения D и проходят через максимумы при температурах T_1 и T_2.

С увеличением поглощенной дозы амплитуда основного максимума снижается.

Дополнительный максимум β при дозах, больших 0,05 МГр, не наблюдался. Для D = 3 МГр значения β в интервале $T_и$ = 173 – 323 К находятся в пределах $(35 – 25)\cdot10^{-5}$ $К^{-1}$, а затем уменьшаются, (кривая 4, рисунок 3). Максимум β при T_1 в этом случае смещается в область пониженных температур на 20 К, а при T_2 полностью исчезает.

Уменьшение значений β с увеличением дозы облучения связано с ростом степени кристалличности ПТФЭ, поскольку для аморфной фазы значения β должны быть выше. В работе [8] при измерениях β необлученных образцов ПТФЭ с различной исходной плотностью было обнаружено, что с ростом аморфной фазы β линейно увеличивается. Уменьшение значений β для ПТФЭ, облученного γ-квантами ^{60}Co, наблюдали также в работе [9].

На рисунке 4 представлена дифрактограмма фторопластовой пластины при температуре измерения Т = 288 К.

Полученная на рисунке 4 дифрактограмма фторопластовой пластины содержит, кроме линий политетрафторэтилена, широкое диффузное гало и ряд отражений, отсутствующих в дифракционном спектре соединения. Наблюдаемые особенности структуры связаны с присутствием нескольких фаз фторопласта и модификацией структуры.

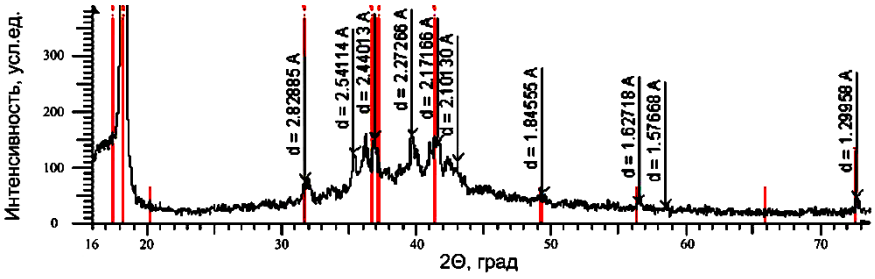


Рисунок 4. Дифрактограмма фторопластовой пластины при температуре измерения 288 К

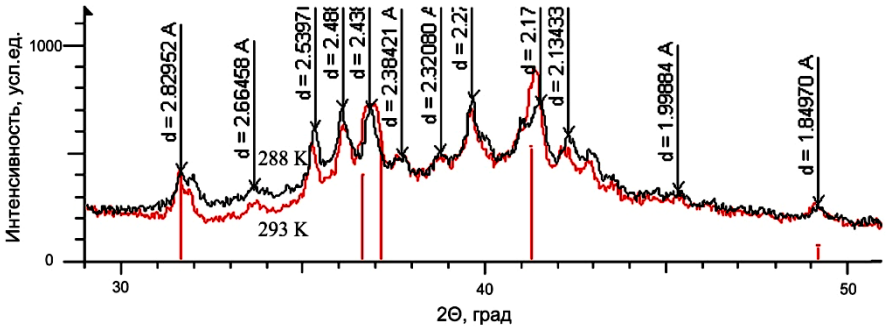


Рисунок 5. Дифрактограмма фторопластовой пластины при повышении температуры от 288 до 293 К .

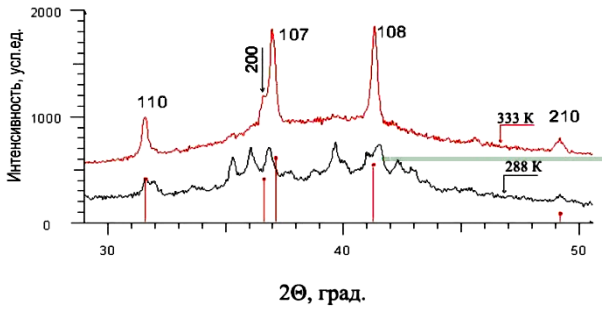


Рисунок 6. Фазовые превращения при повышении температуры политетрафторэтилена до 333 К

Помимо появления ряда дополнительных рефлексов, в дифракционном спектре исследуемого образца фторопласта-4, наблюдается расщепление отражения с индексами 110, 108 и наложение линий 200 и 107. Повышение температуры до 293 К (рисунок 5) приводит к уменьшению расщепления рефлексов 110 и 108, наблюдается также разделение рефлексов 200 и 107, что связано с изменением упаковки макромолекул полимера.

Повышение температуры образца до 333 К приводит к тому, что дифракционный спектр фторопласта полностью соответствует стандартным данным соединения фторопласта, при этом сохраняется слабый рефлекс с d = 2.5395 Å с первоначальной равновесной структурой с триклинной симметрией.

Произошедший при 333 К фазовый переход (рисунок 6) приводит к значительному усилению интенсивности трехмерных дифракционных отражений (индексы 107 и 108) и обусловлен преходом кристаллической решетки из триклинной в гексагональную. Параметры трехмерной гексагональной ячейки были рассчитаны с использованием индицирования рефлексов в работе [10]: a = 5.659(3) Å, c = 19.5(2) Å.

ИК-спектры ПТФЭ при температурах измерения 288 и 303 К в диапазоне частот 400–1000 см$^{-1}$ представлены на рисунках 7 и 8. Видно, что наблюдаются интенсивные полосы поглощения при частотах 518, 553 и дуплет при 638 см$^{-1}$, а также три более слабые полосы при частотах 720, 740 и 778 см$^{-1}$.

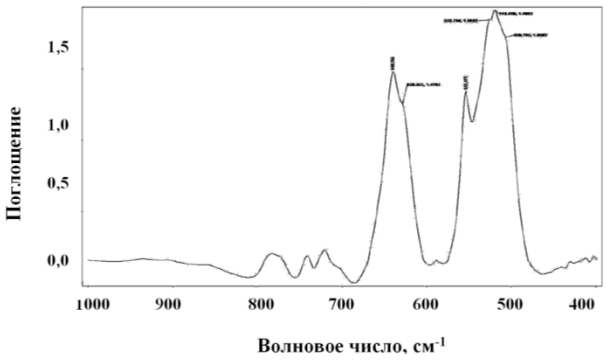


Рисунок 7. ИК - спектр ПТФЭ при температуре измерения Т = 288 К

Согласно [11] полосы 518, 553, 628 и 638 см$^{-1}$ являются структурно-чувствительными полосами, характеризующие кристалличность (518 и 628 см$^{-1}$), упорядоченность (638, 628 и 518 см$^{-1}$), а полосы 720, 740 и 778 см$^{-1}$ –относят к аморфным областям или дефектам.

Появление дуплетной полосы при 628 см$^{-1}$ в ИК-спектре ПТФЭ связано с тем, что при этой полосе поглощения обнаруживается фазовый переход.

Рост интенсивности полосы при 628 см$^{-1}$ с повышением температуры и ослабление интенсивности полосы при 638 см$^{-1}$ обусловлен изменением спиральной конформации макромолекул и их упаковки. Считается [12], что полоса при 628 см$^{-1}$ связана с дефектной структурой – участками цепи, где происходят переходы между лево – и правовращающимися спиралями, а полоса при 638 см$^{-1}$ связана с наличием регулярной спирали. С повышением температуры до 303 К полоса при 518 см$^{-1}$ расщепляется на две дополнительные полосы. Это связано с возрастанием беспорядка в структуре кристаллического ПТФЭ и свидетельствуют об иной кристаллической структуре. ИК-спектры гамма облученного ПТФЭ дозами D = 0.06 и 0.24 МГр при температурах измерения 288 и 303 К (рисунки 9 и 10).

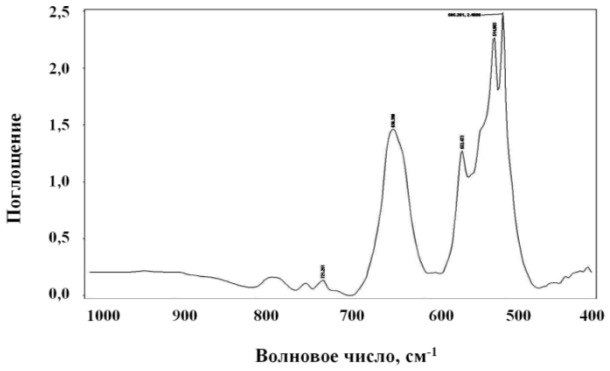


Рисунок 8. ИК- спектры ПТФЭ при температуре измерения Т = 303 К

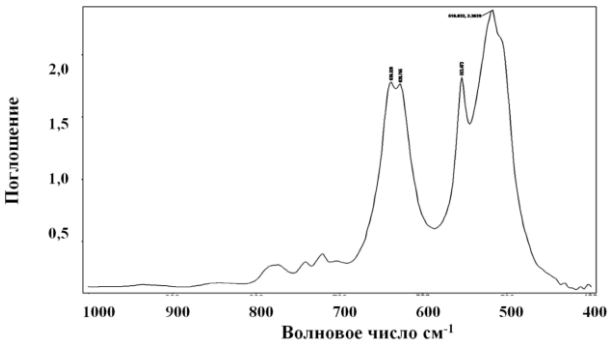


Рисунок 9. ИК- спектры ПТФЭ при температуре измерения Т = 288 К и дозе облучения D = 0.06 МГр

Как видно из рисунков в ИК-спектрах облученного ПТФЭ сохраняются наиболее интенсивные полосы поглощения при частотах 518, 553 и 638 $см^{-1}$ и менее интенсивные при частотах 720, 741, 781 $см^{-1}$, характеризующие аморфную фазу ПТФЭ.

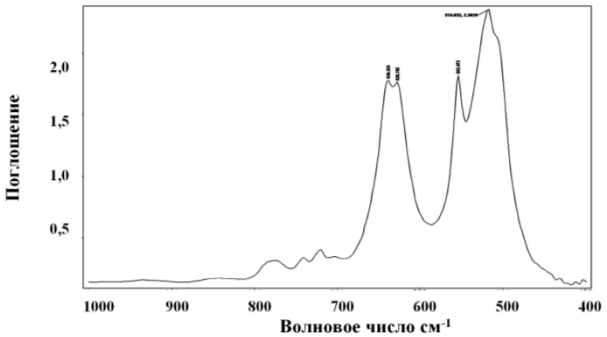


Рисунок 10. ИК- спектры ПТФЭ при температуре измерения T = 303 K и дозе облучения D = 0.21 МГр

При температуре T = 288 K (рисунок 9) и дозе облучения D = 0.06 МГр наблюдается изменение соотношения интенсивностей полос при 638 и 626 $см^{-1}$. Интенсивность полосы 626 $см^{-1}$ с увеличением дозы облучения возрастает, а полоса при 518 $см^{-1}$ расщепляется на два симметрично расположенных по бокам полос 530 и 505 $см^{-1}$.

Иная картина наблюдается в ИК-спектрах облученного ПТФЭ при температуре T = 303 K (рисунок 10). Интенсивность полос при 626 и 518 $см^{-1}$ с увеличением дозы облучения растет. Причем, интенсивность полосы 626 $см^{-1}$ в отличие от интенсивности при температуре T = 288 K достигает значения интенсивности полосы при 638 $см^{-1}$, а интенсивность полосы при 518 $см^{-1}$ с ростом дозы облучения растет не изменяя формы.

Интенсивности полос 720, 741, 781 $см^{-1}$ аморфной фазы ПТФЭ с увеличением дозы облучения уменьшаются.

Выводы

Таким образом исследования температурных зависимостей теплопроводности, коэффициента линейного расширения и плотности ПТФЭ показали проявление двух фазовых переходов при температурах T= 292 и 303 K, обусловленные перестройкой кристаллической решетки ПТФЭ.

Облучение гамма-квантами и ускоренными электронами ПТФЭ приводит при малых дозах облучения к повышению степени кристалличности и смещению температур фазовых переходов в низкотемпературную область. Увеличение степени кристалличности ПТФЭ при малых дозах облучения подтверждается изменением плотности. Смещение температур фазовых переходов объясняется превалирующими процессами деструкции, вызывающие сокращение цепи ПТФЭ.

Изучение рентгенодифрактограмм и ИК-спектров облученного и необлученного ПТФЭ показали, что происходит изменение параметров кристаллической решетки, обусловленные переходом – триклинной конформации при T=288 K – в гексагональную.

Литература

1. Briskman, B.A. Radiation effects on thermal properties of polymers. II. Polytetrafluoroethylene / Briskman B.A., Tlebaev K.B. // High Perfoman. Polymers. – 2008. – vol. 20, No. 1. – P. 86 –114..
2. Briskman, B.A. Determination of dose rate effects in polymers irradiated in vacuum / Briskman B.A., Klinshpont E.R., Stepanov V.F., Tlebaev K.B. // J. Spacecraft & Rockets. – 2004. – Vol. 41, № 3. – P. 360 – 366.
3. Fisher, W.K. Effects of ionizing radiation on the chemical structure, crystalline content and molecular weight distribution of various Teflon resins. Thesis (Ph. D). – 1981. – P.155.
4. Тепикин, Б.Г. Развитие теории “порядок – беспорядок» для описания фазовых превращений в линейных полимерах / Тепикин Б.Г., Тлебаев К.Б. // Тезисы докл. 9-й Межд. конф. «Радиационная физика и химия неорганических материалов. – Томск, 1996. – 1с.
5. Kusy, R.P. Influence of γ-irradiation on the transition temperatures of crystalline polytetrafluorethylene / Kusy R.P., Turner D.T. // J. Polymer. Sci. – 1972. – Vol. 10, A-1. – P. 1745 – 1752.
6. Reese, W. Effects of radiation-induced cross-links on the low-temperature thermal properties of polystyrene / Reese W., Higgins P.J., Rostine G.W. // J. Appl. Phys. – 1968. – Vol. 39. – P.1800 –1823.
7. Воеводский, В.В. Физика и химия элементарных химических процессов. – М. Наука. – 1989. – 414 с.
8. Алаяров, С.Р. Конформация радикалов при 77 K в γ-облученном линейном перфторалкане / Алаяров С.Р., Баркалов И.М., Михайлов А.И. // Хим. высок. энерг. – 2000. – Т. 34, № 3. – С.181–187.
9. Тлебаев, К.Б. Исследование ИК – спектров фторопласта, облученного при различных температурах / Тлебаев К.Б., Бошкаев К.А., Габдракипов В., Пивоваров С.П., Рухин А.Б. // Тезисы докл. 6-й межд.конф. «Ядерная и радиационная физика»: 4-7 июня. – Алматы, 2007. – 1 с.
10. Паншин, Ю.А. Фторопласты / Паншин Ю.А., Малкевич С.Г., Дунаевская Ц.С. – Л.: Химия, 1978. – 232 с.
11. Bassett, D.C. On the crystallization phenomena in polytetrafluoroethylene / Bassett D.C., Davitt R. // Polymer. – 1974. –Vol. 15, № 11. – P.721–728.
12. Boerio, F.J. Problem of order in polymers / Boerio F.J., Koenig J.L. // J. Chem. Phys. – 1971. – Vol. 54, № 9. – P. 3667 – 3669.

РЕНТГЕНОДИФРАКТОГРАММА, ИК-СПЕКТРЛЕР МЕН ЖЫЛУЛЫҚ ҚАСИЕТТЕРДІ ЗЕРТТЕУ НЕГІЗІНДЕ ГАММА МЕН ЭЛЕКТРОНДЫҚ СӘУЛЕ ШАШУДЫҢ ПОЛИТЕТРАФТОРЭТИЛЕНДЕГІ ФАЗАЛЫҚ ӨТПЕЛІЛІККЕ ӘСЕРІ

[1)]Купчишин А.И., [2)]Пивоваров С.П., [3)]Тілебаев Қ.Б.

[1)]Абай атындағы Қазақ Ұлтық Педагогикалық Университеті, Алматы, Қазақстан
[2)]ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан
[3)]Кайнар Университеті, Алматы, Қазақстан

Электрондық және γ-сәулеленудің жылуөткізгіштікке әсері, сызықтық кеңею коэффициенті мен политетрафторэтиленнің тығыздығы (ПТФЭ) зерттелген. Рентгенодифрактограммалар мен ИК-спектрлер қарастырылған. Сәлеленуден кейін температурасы төмен аумаққа қарай ығысатын фазалық өтпелелілік, температуралар зерттелген. Деструкция нәтижесінде кристаллдықтың өсуі мен ПТФЭ тізбектің қысқаруына негізделген сәулеленудің аз мөлшерінде ПТФЭ-де аздаған бекемдік байқалатындығы, ал үлкен мөлшерде фазалық өтпелеліліктің температурасы температурасы төмен аумаққа қарай ауысатындығы анықталды.

EFFECT OF GAMMA AND ELECTRON RADIATONS ON THE PHASE TRANSITIONS IN POLYTETRAFLUOROETHYLENE ON THE BASE OF STUDYING THE THERMAL PROPERTIES, X-RAY PHOTOGRAPHS AND INFRARED SPECTRUMS

[1)]A.I. Kupchishin, [2)]C.P. Pivovarov, [3)]K.B. Tlebaev

[1)]Abai named Kazak National Pedagogical University, Almaty, Kazakhstan
[2)]Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan
[3)]Kainar University, Almaty, Kazakhstan

Effect of gamma and electron radiations on the heat conductivity, linear expansion and density of polytetrafluoro-ethylene (PTFE) was investigated. X-ray photographs and infrared spectrums were studied. The temperatures of the phase transitions to be shifted to low range of the temperatures were investigated. It was established that a negligible strengthening of PTFE is observed at small exposure doses but that at high – shifting temperatures to low range of the temperatures caused by increasing of the crystallinity and shortening of the chain of PTFE in the result of degradation.

УДК 678.01:53

ИССЛЕДОВАНИЕ ОБРАЗОВАНИЯ СВОБОДНЫХ РАДИКАЛОВ В γ-ОБЛУЧЕННОМ ПОЛИТЕТРАФТОРЭТИЛЕНЕ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ ТЕМПЕРАТУРАХ

[1)]Купчишин А.И., [2)]Пивоваров С.П., [3)]Тлебаев К.Б.

[1)]Казахский Национальный Педагогический Университет им. Абая, Алматы, Казахстан
[2)]Институт ядерной физики НЯЦ РК, Алматы, Казахстан
[3)]Университет Кайнар, Алматы, Казахстан

Изучены спектры ЭПР и экспериментальные кривые накопления свободных радикалов ПТФЭ при различных температурах и дозах облучения. Обнаружено, что при температуре 60° С кривая накопления стабилизированных радикалов проходит через максимум, затем экспоненциально падает.

Как известно [1], метод ЭПР является одним из наиболее чувствительных и информативных методов для изучения радиационных повреждений полимерных материалов. В связи с этим на основе этого метода были проведены исследования особенностей проявления структурно-фазовых превращений в ПТФЭ при различных температурах и дозах облучения. Однако, использование его может быть осложнено рядом факторов.

Во-первых, ЭПР регистрирует неспаренные электроны, появившиеся при разрыве химических связей, т.е. дефектные части молекулы, и в структуре спектра фазовое состояние будет проявляться не непосредственно, а лишь как результат некоторых дополнительных взаимодействий. Поэтому нельзя ожидать, что по виду спектра можно будет сделать однозначное заключение о фазовом состоянии материала.

Во-вторых, ПТФЭ имеет наибольшее число фазовых состояний по сравнению с другими известными полимерами, ПТФЭ имеет и другую особенность – у этого полимера константы сверхтонкого взаимодействия (СТВ) сильно зависят от температуры. Причины этого пока не вполне ясны, вполне вероятно, что это может быть связано и с фазовыми переходами [1].

При температуре 77° К наблюдается сложный спектр, который трактуется как дублет квинтетов или дублет триплет-триплетов, при комнатной температуре он трансформируется к форме почти синглета [2].

Трудности интерпретации спектра вполне объяснимы, они связаны не только с изменениями констант СТВ, но и с очень быстрой и активной реакцией перехода первичного фторалкильного радикала ~ CF_2 – $\dot{C}F_2$ – CF_2 ~ в перекисный радикал ~ CF_2 – $CF(OO^{\cdot})$ – CF_2~, которая идет даже в вакууме за счет кислорода, всегда имеющегося в матрице полимера.

Экспериментальная часть

Для исследований ЭПР-спектров был выбран промышленный пленочный фторопласт-4 облучение проводились на воздухе при различных температурах при этом набирались различные дозы облучения вплоть до довольно высоких (30 кГр). После окончания облучения спектры ЭПР записывались не ранее, чем через 2 часа, чтобы исключить влияние быстрых нестационарных процессов. Для изучения же медленных процессов спектры ЭПР некоторых образцов фиксировались многократно после требуемой выдержки при комнатной температуре. Все спектры снимались при комнатной температуре.

Облучение мишеней в первой серии экспериментов проводили гамма-квантами дозы 118 Гр на установке Co^{60}. Мишени представляли собой упаковку из тефлоновой пленки и 2-х цилиндров диаметром 2,5 мм, длиной 5 мм и массой ~ 62 мг. Облучание проводилось в термостате при температурах 273 и 333 К, после чего образцы хранили в жидком азоте. Отжиг проходил при комнатной температуре (Т = 292 К), начиная с 1-ой записи спектров ЭПР.

Вторая серия измерений ЭПР-спектров проводилась при облучении разными дозами на гамма - установке ^{60}Co. Мишени представляли собой 2 цилиндра диаметром 2.5 мм, длиной 5 мм и массой – 62 мг. Изотопы в виде цилиндров располагались по азимуту вокруг мишени с целью получения однородной обработки.

Для облучения образцов при 273 К, они помещались в маленький полиэтиленовый пакет. В него набирали воду со льдом и затем помещали в термос и опускали в гамму установку. Отжиг проходил при комнатной температуре (292 К), начиная с 1-й записи спектров ЭПР.

Обсуждение результатов

Спектры ЭПР после облучения дозами 20-30 кГр и прогрева образцов от 273 К до температуры 333 К, а также после отжига для каждой температуры облучения показаны на рисунках 1– 4. По характеру изменения кривых при отжиге можно заключить, что начальные распределения радиационных дефектов (неспаренных электронов) при разных температурах облучения и их эволюция в процессе отжига отличаются для разных температур облучения мишеней.

После облучения тефлона при 273 К (рисунок 1) мало изменяются и интенсивность, и ширина спектра между пиками т.е. отжиг идет слабо. Образцы, облученные при температуре 333 К (рисунок 2), отличаются малой шириной и их параметры слабо изменяются при отжиге.

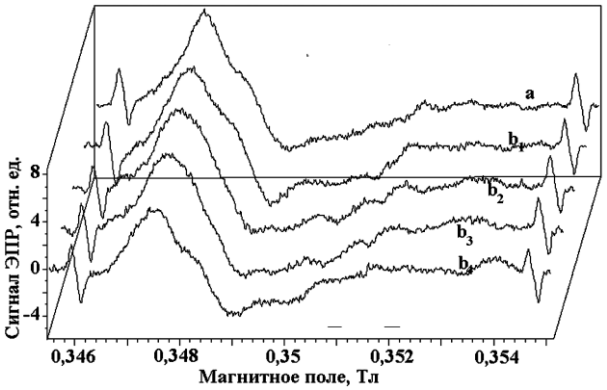


Рисунок 1. Зависимость амплитуды ЭПР сигнала от индукции магнитного поля: a -2 часа отжига, b – 34 дня отжига (облучение проводилось при 273 К)

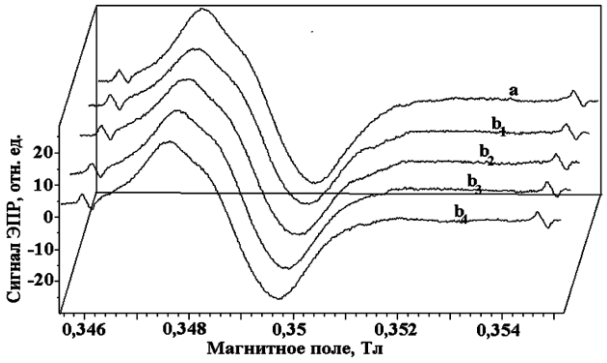


Рисунок 2. Зависимость амплитуды ЭПР сигнала от индукции магнитного поля: a- 10 мин. отжига, b – 13 дней отжига (облучение проводилось при 333 К)

На рисунках 5 и 6 приведены экспериментальные кривые интенсивности сигналов ЭПР в ПТФЭ при температурах 273 и 333 К.

Как видно из рисунка 6 зависимость концентрации радикалов от поглощенной дозы излучения отличается от известной типичной кривой.

Для типичной кривой (рисунок.5) с увеличением дозы рост концентрации радикалов замедляется и выше некоторой дозы их количество практически не увеличивается. В нашем случае при 273 К интенсивность сигналов *I* растет с увеличением поглощенной дозы и затем выходит на насыщение. При температуре 333 К *I* вначале растет пропорционально дозе облучения, достигает максимума, а затем экспоненциально убывает (таблицы 1,2).

Фазовые состояния полимера проявляются и в форме спектров ЭПР, и в зависимости количества стабилизированных в матрице радикалов от дозы облучения.

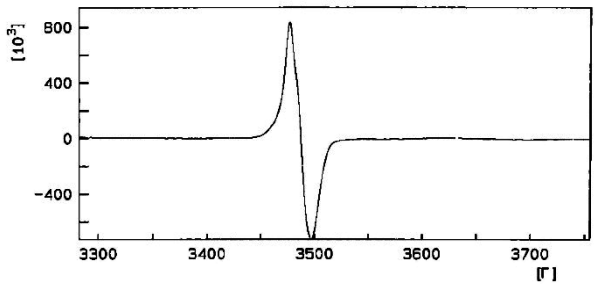


Рисунок 3. ЭПР-спектры в облученном тефлоне при температуре облучения 273 К

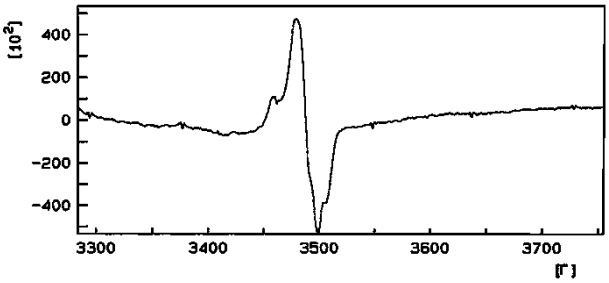


Рисунок 4. ЭПР-спектры в облученном тефлоне при температуре облучения 333 К

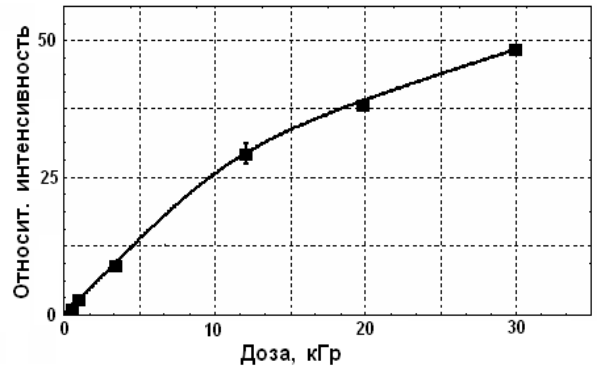


Рисунок 5. Зависимость интенсивности сигнала ЭПР в тефлоне от дозы γ-облучения ^{60}Co при 273 К

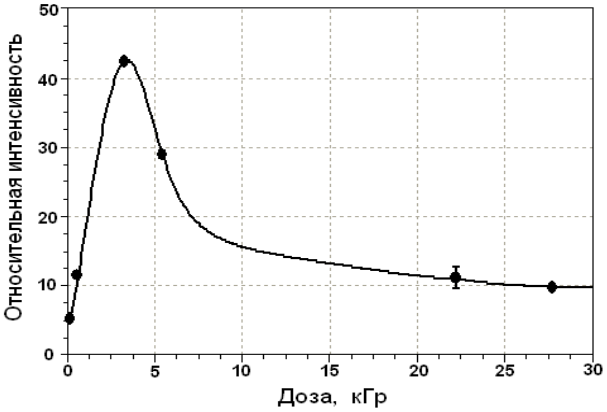


Рисунок 6. Зависимость интенсивности сигнала ЭПР в тефлоне от дозы γ-облучения Co^{-60} при 333 К

Таблица 1. Данные по кинетике радиационной деструкции и отжига γ-облученного ПТФЭ при 273 К

Т, К	I, в начале, отн. ед.	Раст-е между пиками [1]в начале, Тл	t, отжига	[1]I, после отжига, отн. ед.	Раст-ние Между пиками после отжига, Тл	Изм-е I, при отжиге, %
273	54800(±0,5%)	0,00214(±2%)	34 дня	49000(±1%)	0,0029(±1,7%)	-10,6
292	30110(±16%)	0,00213(±2%)	33 дня	7950(±1,6%)	0,0016(± 6 %)	-74
303	15730(±3,2%)	0,00168(± 6%)	33 дня	7290(±8 %)	0,00159 (±9 %)	-53,6
333	11700(±3,6%)	0,0016 (±8 %)	13 дней	11290(±8%)	0,0014(±8 %)	-3,5
[1]Время отжига образцов, спектры ЭПР которых приведены на рисунках 1-2.						

Немонотонная кривая накопления с максимумом наблюдались ранее для других полимеров [3]. Появление максимума или обратный ход кривой накопления до сих пор не имеет объяснения, в [4,5] он связывается с кластерным характером накопления и гибели радикалов, но данные рисунков 5 и 6 показывают здесь на новый эффект, обусловленный фазовым состоянием матрицы. По-видимому, эти факторы взаимосвязаны. Это подтверждается сравнением вида спектров ЭПР при малых и больших дозах облучения, приведенных на рисунках (1- 4). Спектр (рисунок 1), снятый после облучения при 273 К малой дозой, представляет собой несколько ассиметричный синглет шириной около 2,1 мТл, характерный для радикалов перекисного типа [3].

При увеличении дозы облучения он становится более симметричным за счет увеличения спин-спинового взаимодействия (рисунок 3). При облучении при 333 К малой дозой спектр (рисунок 2) практически идентичен спектру рисунок 1. С ростом дозы спектр заметно изменяется и появляются дополнительные пики на краях (рисунок 4), указывающие, скорее всего, на появление второго радикала.

Таблица 2. Данные по кинетике радиационной деструкции и отжига γ-облученного ПТФЭ при температуре 333 К

Время облуч -я (мин)	ИМЯ образца	МАССА, МГ	*ПРИВЕДЕННАЯ амплитуда сигнала ЭПР	СРЕДНЯЯ ПРИВЕД. АМПЛИТУДА СИГНАЛА ЭПР, ДЕЛЕННАЯ НА 10000	ШИРИНА ОТ «ПИКА ДО ПИКА», Г	ДОЗА, КГР**	ПРИМЕЧАНИЯ
12	A	108,5	38260	3,6100±8,6%	20,91	0,22700	1A
12	B	112,1	33890		20,91	--''--	1B
36	A	113,1	79190	7,9500±0,6%	20,91	0,68100	2A
36	B	110,0	79860		21,59	--''--	2B
180	A	117,1	260090	27,1000±5,7%	20,91	3,40500	3A
180	B	111,5	282000		20,91	--''--	3B
353	A	109,6	379360 388630*	38,9720±2,8%	22,26 20,91	6,67800	4A
353	B	112,3	405110 385800*		21,59 20,24		4B 26.09.07
353	B	112,3	382595	38,26(0.998)		6,6780	4B 9.10.07
635	A	109.6	944480 937886	94.118±0.5%	20.913 20.913	12,012	4A'(+300')
1075	A	109,4	582640 557570*	57,7990±8,2%	22,26 21,59	20,336	5A 26.09.07
1075	B	116,1	529880 641850*		22,26 22,26		5B
1225	A	109,4	1099095 1098900	109.9±0.01%	20,913 20,913	23,173	5A'(+150') 9.10.07
1392	A	113,4	1056937 1062321	105,9630±0,4%	20,913 20,913	26,332	6
1422	A	115,2	925900 1038070*	99,1990±0,2%	21,59 21,59	26,9	7A
1422	B	112,6	953800 1050200*		21,59 20,913		7B 26.09.07
1452	A	112,3	755065 763940	75,9500±0,8%	22,26 22,26	27,467	8 +26.09.07
1542	A	113,4	1417116 1413903	141,55±0.16%	20,913 20,913	29,17	6'(+150') 9.10.07
1585	A	115.2	1563480 1563030	156.326±0.02%	20.238 20.238	29,98	7A'(+15) 9.10.07
1602	A	112.3	1361480 1359955	136.072±0.08%	21.588 21.588	30,30	8'(+150') 9.10.07

Из выполненного анализа следует, что максимум можно объяснить кооперативной гибелью кластеров, при этом очевидно, что их взаимодействие зависит от структуры и фазового состояния матрицы, что и проявилось на спектрах в виде кривых накопления радикалов.

Именно изменение параметров межмолекулярного взаимодействия обуславливает трансформацию кривой накопления стандартной формы с насыщением (рисунок 5) к немонотонной кривой с максимумом (рисунок 6).

Поскольку для ПТФЭ максимум проявляется резче, чем для ПММА [5], и появляется уже при довольно низкой дозе, ясно что здесь имеет место изменение конформации макромолекул, и следовательно связанных с изменением характера межмолекулярного взаимодействия.

Выводы

Получены ЭПР - спектры ПТФЭ в интервале температур 273 – 333 К и доз облучения от 120 кГр до 0.21 МГр. Показано, что фазовое состояние ПТФЭ отражается на форме спектров ЭПР и на характере зависимости числа стабилизированных радикалов в зависимости от дозы облучения. При облучении при 273 К кривая накопления радикалов имеет стандартный вид. При повышении же температуры выше фазовых переходов эта кривая трансформируется в немонотонную кривую с максимумом, что свидетельствует об изменении межмолекулярного взаимодействия в этом фазовым состоянии.

Литература

1. Пшежецкий, С.Я. ЭПР свободных радикалов в радиационной химии / С.Я. Пшежецкий и др. – М.: Химия, 1972. – 243 с.
2. Алаяров, С.Р. Конформация радикалов при 77 К в γ-облученном линейном перфторалкане / Алаяров С.Р., Баркалов И.М., Михайлов А.И. // ХВЭ. – 2000. – Т. 34, № 3. – С.181–187.
3. Воеводский, В.В. Физика и химия элементарных химических процессов. – М. Наука. – 1989. – 414 с.
4. Милинчук, В.К. Макрорадикалы / Милинчук В.К., Клиншпонт Э.Р., Пшежецкий С.Я. -М.: Химия, 1980. – 278 с .
5. Pivovarov, S. Some pequliarities and complications in high-close SPR dozimetry / S. Pivovarov, A. Rukhin, T. Seredavina, R. Zhakparov. Some. – IAEA-TECDOC-1070. – Vienna. -1999. - P.221–226.

ӘРТҮРЛІ ТЕМПЕРАТУРАДА ПОЛИТЕТРАФТОРЭТИЛЕНДЕ СӘУЛЕЛЕНДІРІЛГЕН ЕРКІН В Г РАДИКАЛДАР ПАЙДА БОЛУ ЗЕРТТЕУ

[1)]Купчишин А.И., [2)]Пивоваров С.П., [3)]Тілебаев Қ.Б.

[1)]Абай атындағы Қазақ Ұлтық Педагогикалық Университеті, Алматы, Қазақстан
[2)]ҚР ҰЯО Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан
[3)]Кайнар Университеті, Алматы, Қазақстан

ЭПС спектрлері және әртүрлі сәулелендіру мөлшері мен температурадағы ПТФЭ еркін радикалдарының эксперименталды қисық жиынтығы зерттелген. 60° С температурада тұрақталған радикалдардың қисық жиынтығы максимум арқылы өтіп, содан соң экспоненциалды құлайтындығы анықталған.

A STUDY PRODUCTION OF THE FREE RADICALS IN GAMMA IRRADIATED POLYTETRAFLUOROETHYLENE AT THE DIFFERENT TEMPERATURES

[1)]A.I. Kupchishin, [2)]C.P. Pivovarov, [3)]K.B. Tlebaev

[1)]Abai named Kazak National Pedagogical University, Almaty, Kazakhstan
[2)]Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Kazakhstan
[3)]Kainar University, Almaty, Kazakhstan

The ESR - spectrum and experimental curves of the free radical accumulations of PTFE at the different temperatures and exposure doses were studied. It was founded that a accumulation curve of the stabilized radicals came through the maximum and then exponentially fell at the temperature of the 60° degrees Celsius.

УДК 550.34:621.039.9

ПОЛЕВЫЕ ЭКСПЕРИМЕНТЫ В РАЗВИТИИ ИНСПЕКЦИИ НА МЕСТЕ

[1)]Мукушева М., [2)]Беляшов А.

[1)]Национальный ядерный центр РК, Курчатов, Казахстан
[2)]Институт геофизических исследований НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В статье кратко описано текущее состояние Договора о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний, приведено количество стран, его подписавших и ратифицировавших. Представлена информация об основных целях и задачах Инспекции на месте (ИНМ), дан краткий перечень мероприятий, выполненных Дивизионом ИНМ с 1996 года. Описаны основные результаты трёх Международных полевых экспериментов по ИНМ (1999, 2002 и 2008 гг.), выполненных на территории Семипалатинского испытательного полигона, Казахстан.

24 сентября 1996 года согласно резолюции Генеральной Ассамблеи ООН был открыт для подписания Договор о всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний (ДВЗЯИ). На сегодняшний день Договор подписан 182-мя государствами, из них 153 государства его ратифицировали. Республикой Казахстан Договор о ВЗЯИ был подписан 30 сентября 1996 года, ратифицирован 14 мая 2020 года. Согласно статье I Договора ”Каждое государство-участник обязуется не производить любой испытательный взрыв ядерного оружия и любой другой ядерный взрыв, а также запретить и предотвращать любой такой ядерный взрыв в любом месте, находящемся под его юрисдикцией или контролем” [1].

С целью обеспечения выполнения государствами-участниками условий статьи I Договора учреждён режим контроля, состоящий из таких элементов, как а) Международная система мониторинга; б) Консультации и разъяснения; в) Инспекция на месте; г) Меры укрепления доверия.

Согласно параграфу D.35 статьи IV ДВЗЯИ ”Единственная цель Инспекции на месте состоит в прояснении того, действительно ли в нарушении статьи I Договора был произведен испытательный взрыв ядерного оружия или любой другой ядерный взрыв, и, насколько это возможно, в сборе любых фактов, которые могли бы помочь в идентификации любого возможного нарушителя”. Инспекция на месте состоит из трёх фаз – начальной, продолженной и расширенной, в ходе выполнения каждой из которых применяются определённые технологии. Общий список инспекционных технологий приведён в параграфе 69 Протокола к Договору и включает в себя визуальные наблюдения, измерение уровней радиоактивности, отбор и анализ проб, пассивный сейсмологический мониторинг афтершоков, резонансную сейсмометрию, активные сейсмические съемки, картирование магнитного и гравитационного поля, грунтопроникающие радарные измерения, измерения удельной электропроводимости и бурение.

Начиная с 1996 года, Дивизионом ИНМ организовано и проведено более 30-ти мероприятий, включающих полевые учения и эксперименты, рабочие семинары, тестирования оборудования и программного обеспечения, учебные курсы. Все перечисленные мероприятия были направлены на развитие механизмов проведения ИНМ, совершенствование инспекционных технологий и подготовку квалифицированных инспекторов, в результате чего были достигнуты определённые успехи. В частности, для некоторых технологий (визуальных наблюдений, сейсмического мониторинга афтершоков, радионуклидных съёмок) были разработаны технические спецификации и сделан выбор определённых типов оборудования и программного обеспечения. Для большей части инспекционных методов разработаны Оперативные руководства, регулирующие все возможные аспекты выполнения ИНМ. В результате проведения значительного числа начальных и продвинутых курсов было подготовлено более 400 потенциальных инспекторов, являющихся специалистами в различных технических областях. В рамках рабочих семинаров собраны результаты практических исследований мирового сообщества в различных направлениях, связанных с решением задач ИНМ (например, в изучении физических последствий от подземных ядерных испытаний).

С точки зрения развития всех направлений ИНМ (как технических, так и организационно-логистических) наиболее полезными мероприятиями являются полевые эксперименты и учения. На территории Республики Казахстан в границах бывшего Семипалатинского испытательного полигона (СИП) было проведено наибольшее количество подобных мероприятий - три крупномасштабных полевых эксперимента (1999, 2002 и 2008 гг.) и одно полевое учение (2005 г.). Данный факт обусловлен уникальными особенностями СИП – в первую очередь, открытостью полигона для международных исследований и возможностью изучать места реальных ядерных испытаний.

Первый в истории ИНМ полевой эксперимент был проведён в районе горного массива Дегелен (СИП, Казахстан) в октябре 1999 года [2]. Основными задачами эксперимента были изучение факторов, влияющих на процесс планирования Инспекции; исследование последствий от подземного взрыва, которые могут быть выявлены в ходе ИНМ; практическая отработка стандартных процедур начальной

фазы ИНМ. Полевые наблюдения выполнялись в месте проведения химического калибровочного взрыва мощностью 100 тонн в штольне #160. Главной целью инспекционной команды было обнаружение места взрыва. Из инспекционный технологий были отработаны визуальные наблюдения и сейсмический мониторинг афтершоков (рисунок 1).

В результате эффективного применения инспекционных технологий в ходе проведённых полевых наблюдений место подземного химического взрыва было обнаружено. Были также практически отработаны вопросы, касающиеся различных организационных аспектов – таможенные процедуры, транспортировка инспекционной команды и грузов к области ИНМ, обеспечение необходимых условий проживания группы инспекторов и наблюдателей и т.д.

Осенью 2002 г. на территории СИП в рамках Соглашения между Организацией ДВЗЯИ и Республикой Казахстан был проведён второй полевой эксперимент по ИНМ [3]. Для этих целей на участке Балапан, (скважина № 1340-II) 14 сентября 2002 был произведён подземный химический взрыв. Основная цель эксперимента – отработка Дивизионом ИНМ ОДВЗЯИ аспектов практического выполнения Инспекции, а именно: инспекционных технологий начальной фазы ИНМ, организационных и транспортных мероприятий, вопросов внутреннего взаимодействия членов инспекционной команды и т.д. Инспекционная команда состояла из более 35-ти международных экспертов и наблюдателей, представлявших различные государства-участники и Временный технический секретариат ОДВЗЯИ.

В ходе отработки полевых технологий были использованы следующие инспекционные методики начальной фазы: визуальные наблюдения, радионуклидная съёмка, сейсмический мониторинг афтершоков, облёты местности (рисунок 2). Основная задача инспекционной команды, как и на предыдущем эксперименте – обнаружение места проведения подземного химического взрыва.

Несмотря на увеличенное относительно предыдущего полевого эксперимента количество инспекционных технологий, место проведения взрыва в скважине 1340-II обнаружено не было. Основная причина такого негативного результата заключалась в несогласованности действий разных подгрупп инспекционной команды и, отчасти, не всегда эффективного руководства. Тем не менее, в результате второго полевого эксперимента Дивизионом ИНМ был получен ряд ценных уроков и сделаны определённые технические и организационные выводы и рекомендации по дальнейшим работам в области развития инспекционных технологий.



а – работа группы визуальных наблюдений



б – установка сейсмического оборудования для мониторинга афтершоков

Рисунок 1. К проведению наблюдений в рамках первого полевого эксперимента по ИНМ в 1999 году



а – установка временной сейсмической станции для технологии мониторинга афтершоков



б – подготовка к облёту местности

Рисунок 2. К проведению второго полевого эксперимента по ИНМ в 2002 году

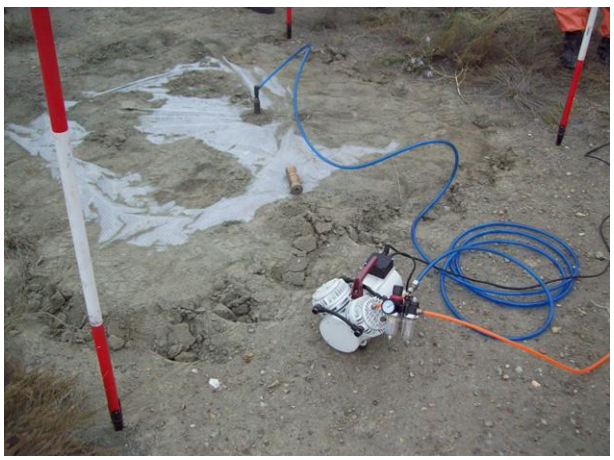
Третий и последний на сегодняшний день полномасштабный Интегрированный полевой эксперимент по ИНМ также был проведён на территории СИП в районе площадки Сары-Узень в сентябре 2008 года [4]. Основными задачами эксперимента являлись: отработка логистических механизмов (получение виз, сбор инспекторов в “точке сбора”, транспортировка персонала и оборудования на территорию инспектируемого государства и инспекционной области, установка и обеспечение полевого лагеря и т.д.), практическое выполнение инспекционных технологий в полевых условиях, отработка механизмов взаимодействия между подгруппами внутри инспекционной команды (синергии). В ходе данного эксперимента были использованы технологии как начальной, так и продолженной фазы ИНМ. Наряду с уже отработанными ранее визуальными наблюдениями, радионуклидной съёмкой, облётами местности и сейсмическим мониторингом афтершоков были также применены геофизические методы – электромагнитная съёмка, грунтопроникающий радар, аэромагнитные измерения (рисунок 3). Инспекционная команда включала в себя следующие подгруппы: сейсмологическую, визуальных наблюдений (включая облёты местности), радионуклидную, геофизических исследований, ГИС, связи, логистики, защиты здоровья, командного состава.

В результате выполнения самого крупномасштабного на сегодняшний день полевого эксперимента Дивизионом ИНМ Организации ДВЗЯИ был получен практический опыт проведения мероприятий подобного уровня с комплексной отработкой организационно-технических вопросов, что существенно продвинуло вперёд развитие инспекционных технологий.

Несмотря на существенные усилия, направленные представителями Дивизиона ИНМ Организации ДВЗЯИ и специалистами государств-участников Договора на развитие инспекционный технологий и явный прогресс в данном направлении, до сих пор ряд вопросов остаётся нерешённым. В частности, не изучены возможности некоторых геофизических технологий, как входящих в официальный список инспекционных методик (активных сейсмических съёмок), так и не представленных в данном списке, но перспективных для решения задач ИНМ (например, сейсмического метода обменных волн землетрясений) [5]. Не разработана международная база данных по результатам изучения следов подземных ядерных взрывов в различных геолого-геофизических полях, информацию о которых необходимо использовать и при проведении учебных мероприятий, и в ходе выполнения реальной ИНМ. Учитывая активизировавшийся в последнее время на международной арене процесс вступления Договора о ВЗЯИ в силу, необходимо уделить повышенное внимание изучению и практической отработке всех нерешённых вопросов.



а – геофизические (электромагнитные) наблюдения



б – пример радиационного отбора проб грунтового воздуха

Рисунок 3. К проведению Интегрированного полевого эксперимента по ИНМ в 2008 году

Литература

1. Договор о Всеобъемлющем запрещении ядерных испытаний - Подготовительная комиссия ОДВЗЯИ, Вена, 1996.
2. Технический отчёт «On-Site Inspection Experiment, Kazakhstan, October 1999». - Подготовительная комиссия ОДВЗЯИ, Вена, 2000.
3. Предварительный отчёт рабочей группы Б по Полевому Эксперименту «FE02», выполненному в Казахстане в 2002 г. - Подготовительная комиссия ОДВЗЯИ, Вена, 2003.
4. Технический отчёт «Integrated Field Experiment 2008 in Kazakhstan» - Подготовительная комиссия ОДВЗЯИ, Вена, 2009.
5. Беляшов А.В., Шайторов В.Н., Мариненко В.А., Ефремов М.В., Дроздов А.В. Итоговый отчёт за 2004-2008 гг. по НТП 04.01.03 Н «Разработка геолого-геофизических методов “Инспекции на месте” в рамках ДВЗЯИ на примере СИП» - НЯЦ РК, Курчатов, 2009, 112 с.

ОРНЫНДАҒЫ ИНСПЕКЦИЯНЫ ДАМЫТУЫНДА ДАЛАЛЫҚ ЭКСПЕРИМЕНТТЕРІ

[1)]Мукушева М., [2)]Беляшов А.

[1)]Қазақстан Республикасының Ұлттық Ядролық Орталығы, Курчатов
[2)]ҚР ҰЯО Геофизикалық зерттеулер институты, Курчатов, Қазақстан

Мақалада, Ядролық сынақтарына бәрін сыйдыратын тыйым салу туралы шартының ағымдағы күйі қысқаша сипатталған, оған қол қойған және бекіткен елдердің саны келтірілген. Орнындағы игспекцияның (ОИ) негізгі мақсаттары мен міндеттері туралы ақпарат келтірілген, 1996 ж. бастап ОИ дивизионы орындаған іс-шаралардың қысқаша тізімі берілген. Қазақстандағы Семей сынау полигоны аумағында ОИ жөнінде үш Халықаралық далалық эксперименттердің (1999. 2002 және 2008 ж.ж.) негізгі нәтижелері сипатталған.

FIELD EXPERIMENTS TO DEVELOP ON-SITE INSPECTION

[1)]M. Mukusheva, [2)]A. Belyashov

[1)]National Nuclear Centre of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov
[2)]Institute of Geophysical Research NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The paper briefly describes current status of the Comprehensive Nuclear Test Ban Treaty, listing countries that signed and ratified the Treaty. The main goals and tasks of the On-Site Inspection (OSI) are given, including a list of the activities that were fulfilled by the OSI Division from 1996. Main results of the three OSI International Field Experiments (1999, 2002 and 2008), which were performed within Semipalatinsk Test Site territory, Kazakhstan, are described.

УДК 550.344

К ПРОБЛЕМЕ ОЦЕНКИ СЕЙСМИЧЕСКОЙ ОПАСНОСТИ ЗАПАДНОГО КАЗАХСТАНА

Мукамбаев А.С., Михайлова Н.Н.

Институт геофизических исследований НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Приведены результаты изучения сейсмичности территории Западного Казахстана и Прикаспия с использованием современных данных, полученных сетью станций НЯЦ РК, и исторических данных мировых центров. Оценены поправки в значения координат эпицентров событий по данным сети НЯЦ РК для использования при создании сводного каталога землетрясений для территорий Западного Казахстана. Построены карты эпицентров землетрясений региона за 1968 - 2009 гг. для оценки сейсмической опасности региона. Полученные данные могут быть использованы при составлении новых карт сейсмического районирования.

Актуальность изучения сейсмической опасности Каспия и Прикаспия связана с тем, что здесь ведется интенсивная разработка крупных месторождений углеводородного сырья. В последние годы в средствах массовой информации активно обсуждается вопрос о возможности сильных техногенных землетрясений. Однако по существу вопрос как об естественной, так и о техногенной сейсмичности района до сих пор остается открытым.

Характеристика сейсмической опасности на основе действующей карты ОСР РК

В настоящее время действующей картой общего сейсмического районирования Казахстана является карта, включенная в Строительные нормы Республики Казахстан «Строительство в сейсмических районах» (СНиП РК В.2.03.-30-2006) [1,], составленные коллективом авторов Института сейсмологии Министерства образования и науки Республики Казахстан в 2003 г. (рисунок 1). В результате совместного анализа различных материалов (геологических, геофизических, тектонических, сейсмологических) выделены основные сейсмогенерирующие зоны, ответственные за возникновение в них очагов сильных землетрясений, оценен их сейсмический потенциал в единицах магнитуд, рассчитаны области возможных сотрясений разной степени сейсмической интенсивности в единицах шкалы баллов MSK –64.

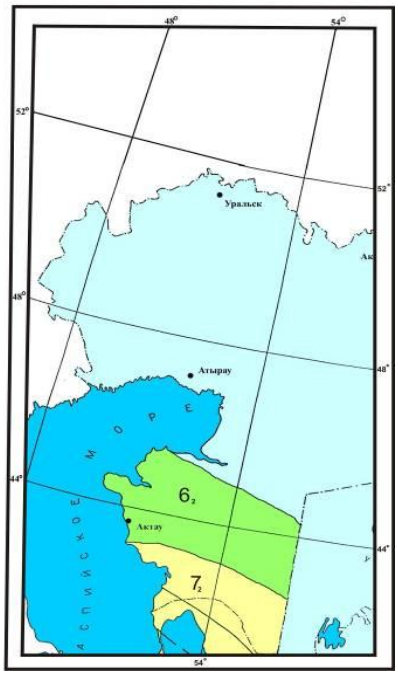


Рисунок 1. Западный Казахстан. Фрагмент карты сейсмического районирования [1]

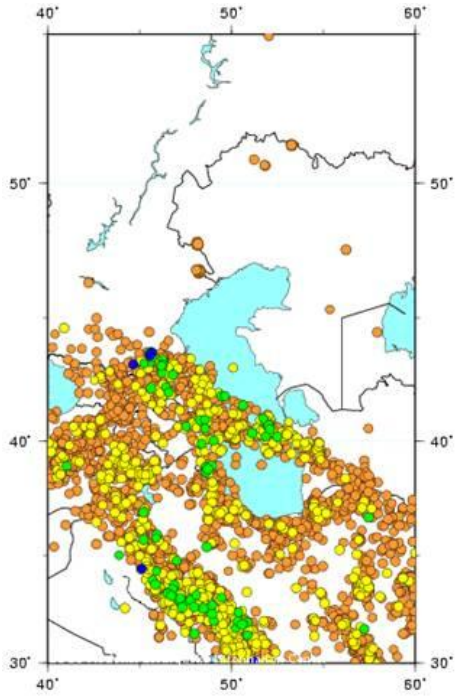
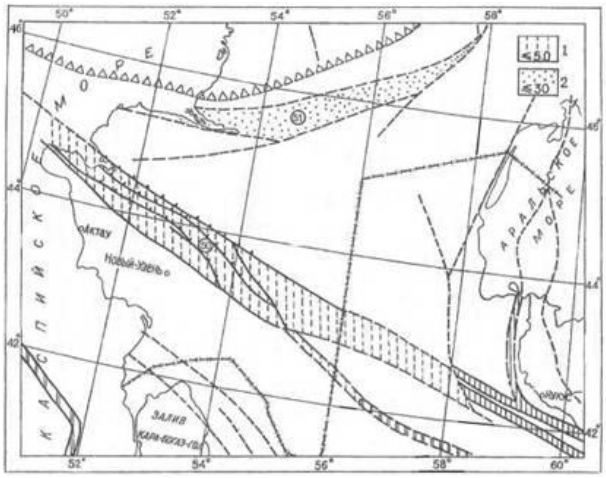


Рисунок 2. Эпицентры землетрясений в рикаспийском регионе (каталог NEIC, 1973 - 2010 гг., M≥3)

Как правило, расчет сейсмических воздействий ведется от очагов, связанных с тектоническими структурами, расположенными за пределами Казахстана, например, Копетдаг-Кавказско-Крымской зоны разломов, секущей Каспийское море от Туркмении до Азербайджана. Эта зона отличается постоянно высокой сейсмической активностью, что видно, например, из рисунка 2. Ежегодно в пределах этой зоны происходит несколько сотен слабых и средних по силе землетрясений. Так, например, в ее восточной части произошло одно из сильнейших в Азии землетрясений – Красноводское 8.07.1885г. с М=8,2, которое на территории Казахстана проявилось интенсивностью до 6 баллов.



1, 2 - сейсмопотенциал в значениях магнитуды; цифра в кружке – номер зоны: 50 – Центрально-Мангышлакская, 51 – Южно-Эмбенская.

Рисунок 3. Сейсмогенерирующие зоны Прикаспийского региона

В Прикаспийском регионе Западного Казахстана выделены две сейсмогенерирующие зоны: Южно-Эмбенская и Центрально-Устюртская [2] (рисунок 3). К сожалению, инструментальных сейсмических данных о землетрясениях в этих зонах, которые были бы главным аргументом в пользу их современной тектонической активности, до последних лет не было.

В соответствии с картой общего сейсмического районирования северная часть района Западного Казахстана и Прикаспия (рисунок 1) относится к асейсмичным районам, где максимальная интенсивность событий не превышает 5 баллов. Южная часть подвержена сотрясениям со стороны Копетдаг-Кавказско-Крымской зоны интенсивностью 6 - 7 баллов.

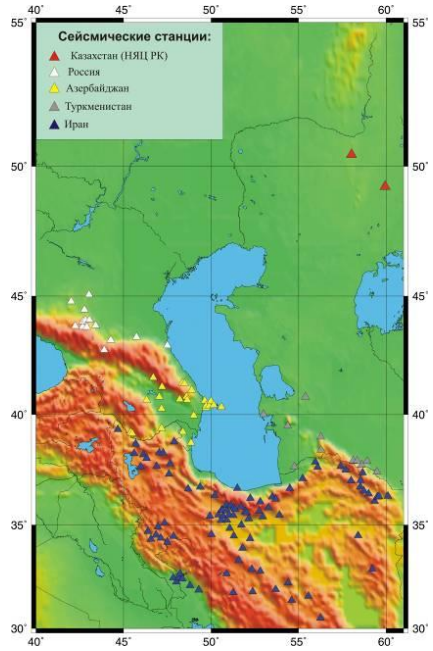


Рисунок 4. Карта сетей станций стран, расположенных в Прикаспийском регионе

Сеть инструментальных наблюдений Западного Казахстана и Прикаспия

В последние годы на территории Казахстана создана и функционирует новая цифровая сеть сейсмических станций Национального ядерного центра РК, основными задачами которой является мониторинг ядерных испытаний и землетрясений. Две станции, входящие в состав сети НЯЦ РК, расположены в Западном Казахстане (рисунок 4). Одна из них – сейсмическая группа Акбулак, - открыта в 2004 г. совместно с агентством АФТАК (США). Другая - широкополосная станция Актюбинск, работала как цифровая станция с 1994 г., а в 2005 г. была модернизирована и вошла в Международную систему мониторинга ОДВЗЯИ как вспомогательная станция.

Мониторинг сейсмичности Каспийского моря и Прикаспия проводится сетями станций разных стран, расположенными в этом регионе (рисунок 4). Обработка данных этих сетей каждая страна ведет самостоятельно, поэтому отсутствует единый каталог землетрясений для региона. Одной из целей проведенной работы было создание единого сейсмологического каталога для территории Западного Казахстана и Прикаспия. То же можно сказать и о скоростных моделях, применяемых при обработке данных сейсмического мониторинга. В Казахстане для этого используется мировая скоростная модель IASPEI 91 (International Association of Seismology and Physics of the Earth's Interior).

Составление сводного каталога землетрясений 2006-2009гг

Мировые центры регистрируют в основном сильные события, происходящие на Каспии, тогда как слабые землетрясения регистрируются только региональными сетями. Однако расположение станций НЯЦ РК по отношению к изучаемому району является односторонним, что приводит к систематическим ошибкам локализации их гипоцентров. Для оценки этих ошибок была создана база данных эта-

лонных событий из каталогов REB (Reviewed event bulletin - каталог Международного Центра Данных), GSRAS (каталог Геофизической службы РАН) и KNDC (каталог Казахстанского национального центра данных) для территории, ограниченной координатами 46 - 56 с.ш. 38 - 46 в.д. (Каспий). Для этой территории отобраны парные события, т.е. события, зарегистрированные как в мировых центрах, так и сетью сейсмических станций Национального ядерного центра РК (таблица 1).

Для станций НЯЦ РК выявлены зоны с одинаковой погрешностью отклонений параметров эпицентра от истинных значений и найдены поправки по азимуту и по расстоянию. Затем в значения координат эпицентров, полученных в KNDC, были введены эти поправки и составлен объединенный каталог по данным KNDC, REB и GSRAS. В этот каталог вошли 545 событий (рисунок 5), из которых 156 зарегистрированы сетью станций НЯЦ РК.

Таблица 1. Фрагмент сопоставления данных из каталогов KNDC и REB

KNDC				REB				Расхождения			
шир.	**долг.**	**дата**	**время**	**шир.**	**долг.**	**дата**	**время**	**Δ °**	**Az.**	**Baz.**	**гр.**
40,94	53,95	12/08/2006	1:59:39.688	40,30	52,91	12.08.2006	1:59:31.750	1,020	231,183	50,509	
40,61	54,00	1/20/2007	11:20:08.407	39,75	52,97	1.20.2007	11:19:58.340	1,166	223,185	42,52	
40,41	54,94	3/11/2007	14:44:46.139	39,83	53,51	03.11.2007	14:44:35.970	1,236	242,683	61,767	
40,77	54,70	4/28/2007	20:11:54.138	40,19	53,39	4.28.2007	20:11:49.500	1,151	240,551	59,705	
40,33	54,67	7/24/2007	18:56:05.355	39,65	53,93	7.24.2007	18:55:56.120	0,885	219,783	39,313	
							Ср. значение	***1,09***	***231,477***	***50,76***	***3***
43,82	48,16	1/22/2007	3:14:38.832	42,84	47,73	1.22.2007	3:14:27.430	1,02	197,83	17,539	
43,60	47,53	8/05/2007	8:50:26.557	42,79	47,18	08.05.2007	8:50:14.040	0,84	197,747	17,509	
							Ср. значение	***0,93***	***197,789***	***17,52***	***1***
42,53	49,78	1/11/2007	3:58:35.950	42,50	48,45	01.11.2007	3:58:35.060	0,98	268,734	87,838	
41,85	50,15	3/28/2007	18:13:23.059	41,23	48,62	3.28.2007	18:13:08.920	1,31	242,288	61,275	
41,16	53,02	4/21/2007	18:05:02.508	40,40	51,50	4.21.2007	18:04:46.870	1,39	236,882	55,893	
40,52	51,79	5/02/2007	19:14:34.749	39,81	49,89	05.02.2007	19:14:20.890	1,62	244,798	63,575	
41,00	53,39	5/11/2007	20:01:27.799	40,60	51,94	05.11.2007	20:01:18.380	1,17	250,4	69,46	
41,10	53,37	5/11/2007	20:42:30.495	40,52	52,02	05.11.2007	20:42:19.340	1,18	240,797	59,917	
41,19	53,40	5/26/2007	22:54:38.144	40,59	52,08	5.26.2007	22:54:32.310	1,17	239,437	58,578	
41,26	49,44	6/08/2007	5:54:41.875	40,77	47,93	06.08.2007	5:54:33.810	1,25	247,339	66,348	
42,82	49,66	6/30/2007	15:48:59.554	42,83	48,22	6.30.2007	15:48:50.900	1,06	270,941	89,968	
43,25	49,11	6/30/2007	20:20:46.472	42,91	48,21	6.30.2007	20:20:36.950	0,74	242,194	62,224	
43,29	49,04	6/30/2007	22:30:40.174	42,73	48,24	6.30.2007	22:29:40.860	0,80	226,903	46,361	
40,99	51,21	7/07/2007	16:00:27.371	40,50	50,01	07.07.2007	16:00:19.660	1,03	242,194	61,415	
42,29	49,92	7/24/2007	13:41:41.183	41,94	48,89	7.24.2007	13:41:33.970	0,84	245,472	64,787	
40,72	52,83	8/15/2007	1:42:26.444	40,22	51,40	8.15.2007	1:42:13.950	1,20	245,982	65,054	
40,93	49,05	8/23/2007	1:52:24.691	40,68	48,50	8.23.2007	1:52:22.840	0,48	239,638	59,281	
40,95	49,11	8/23/2007	6:03:33.711	40,63	48,48	8.23.2007	6:03:31.190	0,58	236,663	56,252	
							Ср. значение	***1,05***	***245,041***	***64,26***	***2***

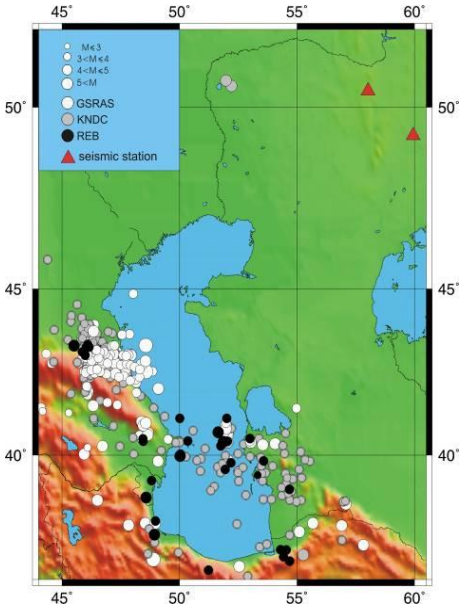


Рисунок 5. Прикаспийский регион. Карта эпицентров землетрясений по данным сводного каталога REB, GSRAS, KNDC

Историческая и современная сейсмичность на территории Западного Казахстана и Прикаспия

Дополнительно к инструментальным наблюдениям изучены архивные данные по исторической сейсмичности региона. В каталогах мировых центров данных найдены сведения о сейсмических событиях в пределах Западного Казахстана и вблизи его границ с 1968 г. по 2004 г. Данные выбирались для территории, ограниченной координатами: 42° - 54° с. ш. и 50° - 60° в. д. независимо от магнитуды землетрясения. Детальный анализ событий позволил разделить их на 2 группы. В первую группу включены события, признанные «недостоверными» - данные по которым получены при участии малого количества станций, расположенных на больших расстояниях от источника. Во вторую группу включены «достоверные» землетрясения - с высокой вероятностью локализации источника на исследуемой территории или вблизи нее, например, в западной части Приаралья, на территории Узбекистана, севернее Каспийского моря [4]. В таблицах 2 и 3 приведены сводные каталоги землетрясений по историческим данным мировых центров данных (таблица 2) и по данным сети НЯЦ РК (таблица 3) для территории Западного Казахстана и прилегающих территорий.

Таблица 2. Сводный каталог «достоверных» исторических землетрясений по данным глобальных сейсмических сетей (ISC, NEIC,REB)

N	Дата, GTM (м/д/г)	Время (t_0) GMT	Координаты		Магнитуда (m_b)	Источник	Примечание
			φ N	λ E			
1	10/13/1974	9:56:07.0	48.41°	53.59°	4.1	ISC, Уломов	Казахстан, Прикаспийская низменность
2	12/25/1975	22:09:13.0	50.37°	54.30°	-	ISC	Северная часть Западного Казахстана
3	2/06/1976	14:50:18.0	47.32°	53.28°	-	ISC, Уломов	Казахстан, Прикаспийская низменность
4	4/20/1976	9:02:28.0	46.13°	59.82°	-	ISC	Казахстан, север Арала
5	5/04/1976	8:56:25.0	42.66°	54.65°	-	ISC	Казахстан, Мангистау
6	6/26/1976	11:02:04.0	50.33°	51.02°	3.8	ISC	Казахстан, Прикаспийская низменность, южнее г. Уральска
7	11/05/1977	13:40:40.0	46.11°	51.64°	-	ISC	Казахстан, север Каспия
8	4/19/1985	13:53:58.0	44.49°	57.83°	4.7	ISC, NEIC, Уломов	Узбекистан, западнее Арала
9	5/14/1989	11:46:56.0	50.87°	51.3800°	4.5	ISC, NEIC	Казахстан, Прикаспийская низменность, южнее г. Уральска

Таблица 3. Каталог землетрясений Западного Казахстана, зарегистрированных станциями НЯЦ РК

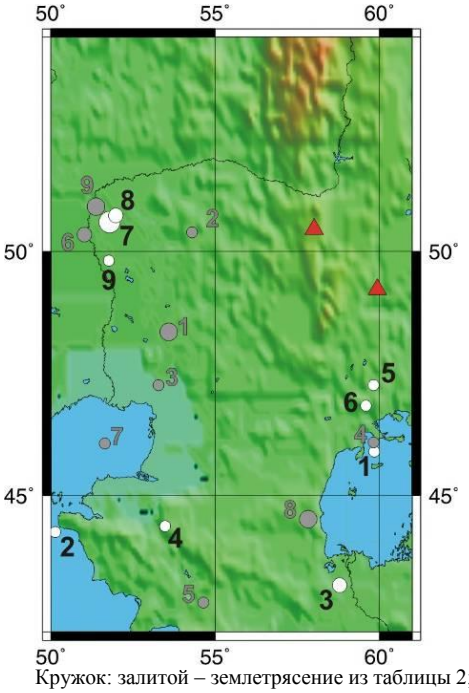
N	Дата, GTM (м/д/г)	Время (t_0) GMT	Координаты		Магнитуда (m_{pva})	K
			φ N	λ E		
1	7/27/2005	22:24:15.5	45.939	59.844	2.4	5.9
2	10/03/2005	23:34:42.1	44.217	50.137	2.9	7.3
3	1/22/2006	3:32:14.2	43.047	58.789	3.1	7.6
4	4/16/2006	12:24:45.0	44.343	53.483	2.3	6.2
5	4/13/2007	14:13:40.5	47.321	59.827	2.7	6.5
6	12/12/2007	17:27:22.7	46.895	59.587	2.4	7.3
7	4/26/2008	13:14:50.1	50.570	51.790	5.3	11.1
8	7/18/2008	19:36:38.6	50.700	51.980	3.7	9.8
9	7/19/2008	05:40:02.1	49.824	51.722	2.5	6.0

Карта эпицентров землетрясений из вышеприведенных каталогов дана на рисунке 7. Самым сильным за последние годы и принесшим значительный материальный ущерб явилось Шалкарское землетрясение 26 апреля 2008 г. (рисунок 7), произошедшее в Западном Казахстане в районе озера Шалкар (номер эпицентра 7 на рисунке 7).

В таблице 4 приведены основные параметры Шалкарского землетрясения по данным различных сейсмических сетей. Следует отметить, что в решениях всех мировых центров, приведённых в таблице 4, в качестве исходных данных использовались, в том числе, и данные станций НЯЦ РК.

Наиболее точным является решение NEIC (National Event Information Center - каталог Геологической службы США). Согласно ему, эпицентр определен в 80 км к юго-востоку от города Уральск с восточной стороны солёного озера Шалкар, что совпадает с макросейсмическими данными (основные разрушения произошли в посёлке Рыбцех Теректинского района, где интенсивность сотрясений составляла 7 баллов). Через 3 месяца произошли два афтершока 18 -19 июля 2008 г (таблица 3, номера эпицентров 8, 9 на рисунке 6). Поскольку другие службы не имеют здесь полноценных сетей наблюдений, сведения об этих событиях в МЧС РК переданы только по данным станций НЯЦ РК.

Некоторые средства массовой информации отнесли Шалкарское землетрясение к техногенным, представляя его как последствие интенсивной добычи углеводородов в Прикаспийской впадине. По мнению некоторых учёных-сейсмологов Казахстана «…землетрясение в Западно-Казахстанской области связано с работами, ведущимися на Карачаганакском нефтегазоконденсатном месторождении, которое находится в 140 км к СВ от озера Шалкар [5]. Однако обращает на себя внимание, что ранее (таблица 1) в исследуемом районе уже фиксировались два небольших землетрясения, – в 1976 и 1989 гг., близкие к Шалкарскому землетрясению 26.04.2008. Для последних по времени землетрясений - 14.05.1989 и 26.04.2008 гг., удалось собрать достаточное количество сейсмических записей и определить механизмы очага. На рисунке 8 представлены решения механизмов очагов, полученные Полешко Н.Н.



Кружок: залитой – землетрясение из таблицы 2; не залитой – землетрясение из таблицы 3

Рисунок 6. Карта эпицентров землетрясений в Западном Казахстане и на прилегающих территориях

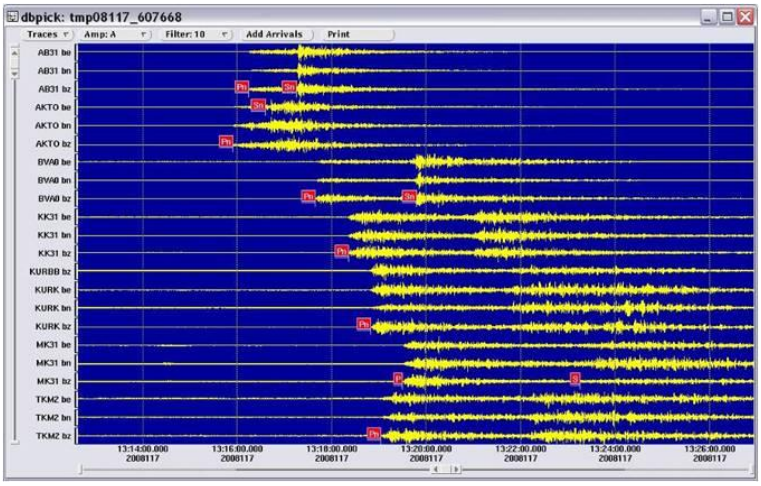
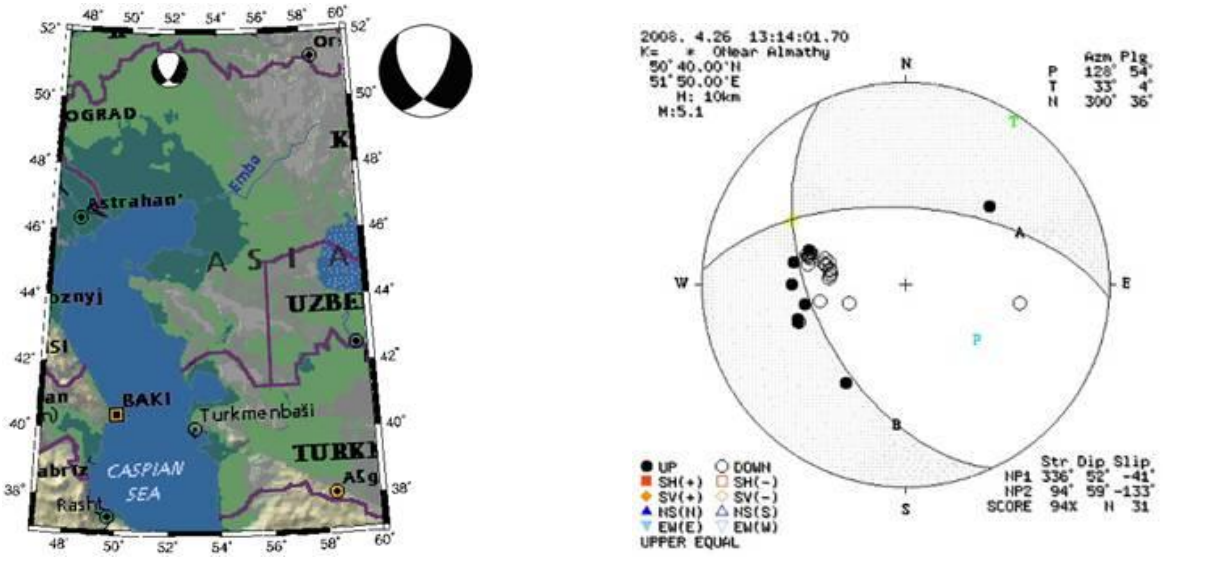


Рисунок 7. Шалкарское землетрясение 26 апреля 2008 г. Сейсмограммы сейсмических станций НЯЦ РК

Таблица 4. Инструментальные определения параметров Шалкарского землетрясения по данным разных сейсмических сетей

Дата	Время в очаге (GMT)	Широта, N	Долгота, E	Глубина, км	Магнитуда		Источник
					m_b	M_s	
26.04.2008	13:14:51.40	50.785°	51.623°		4.7	4.6	REB(IDC)
	13:14:54.80	50.334°	52.497°		4.3		KNDC
	13:14:51.90	50. 59°	51.86°	10	5.0		EMSC
	13:14:50.10	50.57°	51.79°	10	5.3		GSRAS
	13:14:52.00	50.46°	51.85°	10	5.0		NEIC



а **б**

Рисунок 8. Механизмы очагов землетрясений, произошедших южнее г. Уральска: а - 14.05.198 9г.; б - 26.04.2008 г.

Тип подвижек в обоих очагах оказался одинаковым – сдвиго-сброс. Близки и другие характеристики механизмов, что может свидетельствовать об однотипной природе этих событий[6].

В [6] приведены подробные результаты изучения природы и описаны два процесса, которые могли стать причиной возникновения Шалкарского землетрясения.

Выводы

1. Составлен сводный каталог для Западного Казахстана и Прикаспия за 2006 - 2009 годы по данным трех сетей наблюдений: GSRAS, REB и KNDC.

2. Историческая сейсмичность и последние события 2008 г. в районе озера Шалкар свидетельствуют о том, что в исследуемом районе Западного Казахстана существует сейсмическая опасность, т.е. и в будущем здесь также могут происходить подобные землетрясения.

3. Необходимо проведение более детальных сейсмологических наблюдений для изучения процессов, связанных с возникновением в этом районе как естественных, так и возможных техногенных землетрясений, а также уточнить действующую карту сейсмического районирования.

4. Вполне возможно влияние естественных тектонических землетрясений на возникновение техногенной сейсмичности на месторождениях углеводородов, расположенных в том же районе, и наоборот. Для мониторинга сейсмической ситуации в Западном Казахстане необходимо создать дополнительную сеть стационарных сейсмических станций, особенно вблизи крупных объектов разработки углеводородного сырья.

Литература

1. Строительство в сейсмических районах (СНиП РК В. 1.2-4-48). Комитет по жилищной и строительной политике Министерства энергетики, индустрии и торговли РК / Алматы, 1998. – 39 с.
2. Тимуш, А. В. Сейсмотектонические основы оценки сейсмической опасности Северного и Восточного Прикаспия / А. В. Тимуш // Прогноз землетрясений и глубинная геодинамика. Алматы: Эверо, 1997. – С. 408 - 418.
3. Курскеев, А. К. Сейсмическое районирование Республики Казахстан / А.К. Курскеев [и др.] // Алматы, 2000. – 220 с.
4. Sokolova, I. Seismicity of oilbearing regions of Kazakhstan according to data of NNC RK network / I. Sokolova, N. Mikhailova, A. Velikanov // Programme and abstracts the 7th General Assembly of ASC (24-27 Nov., 2008).
5. ЛИТЕР - республиканская ежедневная газета РК за 7 мая 2008.
6. Михайлова, Н. Н. К вопросу о природе Шалкарского землетрясения, произошедшего в западном казахстане 26 апреля 2008 года / Н. Н.Михайлова, А.Е. Великанов // Вестник НЯЦ РК, 2009. – Вып. 3. – С. 127 – 133.
7. Михайлова, Н. Н. Новые данные о землетрясениях в асейсмических районах Казахстана. Геофизика XXI столетия.: Сб. тр. четвертых геофизических чтений им. В.В. Федынского / Н. Н. Михайлова, И. Н Соколова, А. И. Неделков // М.: Научный мир, 2003.

БАТЫС ҚАЗАҚСТАННЫҢ СЕЙСМИКАЛЫҚ ҚАУІПІН БАҒАЛАУ ПРОБЛЕМАСЫНА

Мукамбаев А. С.

ҚР ҰЯО геофизикалық зерттеулер институты, Курчатов, Қазақстан

ҚР ҰЯО станциялар желісімен алынған қазіргі деректерін және дүниежүзілік орталықтардың тарихи деректерін пайдалануымен Батыс Қазақстан мен Каспий төңірегі аумағының сейсмикалылығын зерделеу нәтижелері келтірілген. Батыс Қазақстанның аумағы үшін жерсілкінулердің жинақы каталогын жасауында пайдалану үшін ҚР ҰЯО желісінің деректері бойынша оқиғалардың эпиорталықтар координаттары мәндеріне түзетулері бағаланған. Аумақтың сейсмикалық қуіпін бағалау үшін 1968-2009 жылдарына аумақтағы жерсілкінулердің эпиорталықтарының картасы жасалған. Алынған деректері, сейсмикалық аудандауының жаңа карталарын құрастыруында пайдалануына жарайды.

TO THE PROBLEM OF SEISMIC HAZARD ASSESSMENT IN WESTERN KAZAKHSTAN

A.C. Mukambayev

Institute of Geophysical Research NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

The work provides investigation results on seismicity of the western Kazakhstan and Caspian region using both current data of NNC RK network and historical data of the worldwide centers. Corrections were made in the coordinates of epicenters by means of NNC RK network data with the purpose to create a united catalogue of the earthquakes for the Western Kazakhstan territory. Maps of the earthquake epicenters of the region for 1968 - 2009 were plotted to assess seismic hazard of that territory. These results can be used to plot new maps of seismic zoning.

УДК 577.391:504.74:539.16

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ОСОБЕННОСТЕЙ ПЕРЕХОДА ИСКУССТВЕННЫХ РАДИОНУКЛИДОВ В ОРГАНЫ И ТКАНИ ОВЕЦ В УСЛОВИЯХ СИП

Байгазинов Ж.А., Паницкий А.В., Лукашенко С.Н.

Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

В работе представлены результаты исследований по изучению особенностей перехода искусственных радионуклидов в органы и ткани овец, проведенные в условиях радиоактивного загрязнения СИП. Установлено, что основным источником поступления ^{137}Cs , ^{90}Sr, $^{239+240}Pu$ и ^{241}Am в организм животных при естественном выпасе является корм (растения). В поступлении ^{3}H основную роль играет вода. Определено, что биологическая доступность ^{137}Cs и ^{90}Sr для органов и тканей овец, поступивших со штольневой водой, выше, чем из кормовых растений. Биологическая доступность ^{3}H, поступившего с кормом больше, чем ^{3}H поступившего с водой.

ВВЕДЕНИЕ

Известно, что наиболее короткий путь попадания радионуклидов в организм человека, кроме непосредственного поступления из атмосферы и с водой, – через сельскохозяйственных животных и растения. При этом продукты деления могут попадать в организм человека как непосредственно через растительную пищу, так и через животных, питающихся растениями, содержащими радиоактивные вещества.

Проведенный нами анализ показал, что до настоящего времени изучению данного вопроса посвящено большое количество исследовании, основные результаты которых внесены в базу данных МАГАТЭ, часть из них представлены в таблице 1 [1]. Как видно из таблицы, переход стронция и цезия изучен достаточно хорошо, однако варьирование коэффициентов перехода, происходит в широком диапазоне. Проведены единичные исследования по изучению перехода плутония и америция, отсутствуют данные по тритию, данные факты обосновывают актуальность и необходимость изучения данного вопроса в условиях бывшего СИЯП, где подобные исследования ранее не проводились.

Таблица 1. *Коэффициенты перехода радионуклидов в мышечную ткань овец*

Радионуклид	min	max	всего работ
Sr	$3{,}0\times10^{-4}$	$4{,}0\times10^{-3}$	25
Cs	$5{,}3\times10^{-2}$	1,3	41
^{241}Am	$4{,}8\times10^{-4}$		1
$^{238+240}Pu$	$2{,}0\times10^{-5}$	$8{,}5\times10^{-5}$	2
^{3}H	Нет данных		

Полученные данные о распределении и динамики концентрации радионуклидов в органах и тканях изучаемых животных послужат для:

- разработки практических рекомендаций при принятии решений о передачи территорий СИП в хозяйственное пользование;
- разработки комплекса мероприятий по снижению содержания радионуклидов в продукции, получаемой в условиях радиоактивного загрязнения.

ОБЩАЯ МЕТОДОЛОГИЯ ИССЛЕДОВАНИЯ

Место проведения исследования. Исследования проведены на опытно- экспериментальной площадке «Дегелен», расположенной в юго-западной части бывшего Семипалатинского испытательного полигона. На данной территории в штольнях было проведенно более 200 ядерных взрывов. Для проведения исследования были выбраны штольни (шт. №176 и №177) с водопроявлениями, образованными грунтовыми водами, вытекающими из котловых полостей штолен [2], тем самым формируя радиоактивное загрязнение компонентов окружающей среды почвы, воды, растительности и воздуха.

Объекты исследований: В качестве исследуемых животных было выбрано 18 голов овец казахской курдючной грубошерстной породы, схожих по клиническому состоянию и экстерьерно-конституциональным данным.

Схема проведения исследований: Исследования проводились при различных условиях содержания животных:

Пастбищное содержание. Проводился выпас животных на радиационно-загрязненной территории в районе шт. №176, в течение 20, 30, 60, 70, 130 и 150 суток. На каждый срок выпасалось по одному животному. Выбранная территория для выпаса животных была разделена на восемь участков размером 20×20 м, по центральной части, которых проходит водоток из штольни №176, шириной ~0,5 м. Участки были выбраны после предварительного геоботанического описания и дозиметрических измерений (плотности потока β-излучения, мощности эквивалентной дозы γ – излучения на поверхности почвы и на высоте 1 м). Выпас животных проводился с 7.00 до 21.00 часов с неограниченным доступом к штольневой воде.

Стойловое содержание. Исследования проводили при стойловом содержании в районе шт. №177. Животных содержали в загоне (4×4 м), с выгульной площадкой (10×10 м) для обеспечения полноценного моциона. Животные были разбиты на две группы по условиям поступления радионуклидов в орга-

низм со штольневой водой и загрязненным кормом. Первую группу (Б.1.) кормили радиационно-загрязненным кормом и поили «чистой» водой; животных второй группы (Б.2) кормили «чистым» кормом (сено, степное разнотравье), но поили радиационно-загрязненной водой. Сроки экспериментов обеих групп – 7, 14, 28, 56, 112 суток. Для кормления была использована луговая растительность загрязненных территорий. Радиационно-загрязненная вода для поения отбиралась у водотока портала.

При постановке экспериментальных работ с животными применялись примерные схемы научных опытов, обобщенные академиком А.И. Овсянниковым [3].

Для оценки общего физического состояния животных проводился их еженедельный клинический осмотр. Подкормка концентрированными и другими видами кормов не осуществлялась.

Согласно схемам проведения эксперимента был произведен забой двух контрольных и шестнадцати опытных животных с отбором проб органов (сердце, печень, легкие, почки, селезенки, семенники), крови, а так же мышечной и костной тканей.

Клинические наблюдения за животными. В период проведения эксперимента общее состояние всех животных оценивалось как нормальное, поведение было активное, отмечена хорошая реакция на звук и болевое раздражение, поза естественная, кожа не повреждена и эластичность кожи сохранена. Температура животных в пределах 39,0-39,9°С, пульс 74-76 ударов в секунду. Размеры предлопаточных, предколеночных, подчелюстных лимфатических узлов в норме. Все эти показатели не изменялись в течение всего экспериментального периода.

Изучение характера поступления радионуклидов в организм животных на радиоактивно загрязненных участках

Оценка содержания радионуклидов в рационе животных, выпасаемых в районе штольни №176

Оценка содержания радионуклидов в растениях, отобранных с участка выпаса. Для оценки содержания радионуклидов в корме с каждого участка выпаса проводился отбор смешанных проб растений (в трехкратной повторности). Каждая смешанная проба состояла из 25 точечных проб. На каждый участок рассчитаны средние значения содержания радионуклидов на килограмм корма.

Оценка содержания радионуклидов в штольневой воде. Для оценки содержания радионуклидов в воде, предназначенной для поения животных, на протяжении всего эксперимента отбирались пробы воды. Содержание ^{137}Cs в регулярно отбиравшихся пробах воды, не превышала 72 Бк/кг. Лишь единожды его значение достигало 175 Бк/кг. Содержание ^{90}Sr изменялось в пределах 105-189 Бк/кг. Значения удельной активности ^{3}H одного порядка и изменялось в пределах $1*10^5$- $4,5*10^5$ Бк/кг. Уровень загрязнения воды, предназначавшейся для поения опытных животных существенно превышал уровень вмешательства (УВ) [4], который установлен НРБ-99 и составляет: для ^{137}Cs – 11 Бк/кг, ^{90}Sr – 5 Бк/кг, ^{3}H – 7,7 кБк/кг.

Оценка содержания радионуклидов в воздухе, отобранных с места выпаса животных. Исследованиями, проведенными ранее в районе штольни №176 [5], установлено, что содержание ^{137}Cs и ^{90}Sr в воздухе незначительны. Среднее значение концентрации ^{137}Cs и ^{90}Sr составляют <0,01 Бк/м^3 и <0,002 Бк/м^3 соответственно.

Для контроля поступления трития с воздухом в организм животных опытной группы производился отбор паров атмосферного воздуха в зоне выпаса и в зоне размещения загона. Исходя из того, что вентиляция легких исследуемых животных равна 12-13 л/мин [6], произведен расчет поступления ^{3}H в организм животных опытной группы за весь период исследования. При расчете учитывалось, что животное проводило в среднем по 15 ч в сутки на пастбище и по 9 ч в загоне. Средне значение концентрации ^{3}H в атмосферном воздухе в районе выпаса и загона составляют 390 (за 24 измерений) и 110 (12 измерений) Бк/м^3 соответственно.

Оценка среднесуточного поступления радионуклидов в организм животных, выпасаемых в районе штольни №176. По нашим наблюдениям каждое опытное животное выпивало в среднем 1,0±0,2 л воды в сутки. Согласно нормам кормления сельскохозяйственных животных [7] животные данного возраста и веса поедают в среднем 1,2-1,5 кг сухого корма. Исходя из этих данных и сроков выпаса, был произведен расчет поступления радионуклидов с кормом и водой в организм каждого животного за весь период и рассчитаны средние концентрации суточного поступления. Результаты радионуклидного анализа показали, что основная роль в поступлении ^{137}Cs и ^{90}Sr в организм изучаемых животных принадлежит растениям. В поступлении ^{3}H основную роль играет вода. Результаты определение суточного поступления представлены в таблице 2.

Результаты радионуклидного анализа показали, что для животных на радиационно-загрязненных участках площадки «Дегелен» основная роль в поступлении ^{137}Cs и ^{90}Sr в организм животных принадлежит растениям. В поступлении ^{3}H основную роль играет вода. Вклад воздуха, воды и корма в суточное поступление радионуклидов в организм овец представлены на рисунке 1.

Таблица 2. *Среднесуточное поступление радионуклидов в организм животных выпасаемых на радиационно-загрязненной территории в районе шт.№176, с неограниченным доступом к штольневой воде*

Кол-во дней выпаса, сутки	^{90}Sr, Бк			^{137}Cs, Бк			^{3}H, Бк			
	с кормом	с водой	Всего	с кормом	с водой	Всего	с кормом	с водой	с воздухом	Всего
20	$2,38*10^4$	$1,48*10^2$	$2,4*10^4$	$3,16*10^4$	$4,91*10^1$	$3,2*10^4$	$2,1*10^5$	$3,4*10^5$	$5,26*10^7$	$5,6*10^5$
31	$4,70*10^4$	$1,48*10^2$	$4,7*10^4$	$1,26*10^5$	$4,91*10^1$	$1,3*10^5$	$2,1*10^5$	$3,4*10^5$	$5,26*10^7$	$5,6*10^5$
62	$5,70*10^4$	$1,48*10^2$	$5,7*10^4$	$1,82*10^5$	$4,91*10^1$	$1,8*10^5$	$2,1*10^5$	$3,4*10^5$	$5,26*10^7$	$5,6*10^5$
68	$6,76*10^4$	$1,48*10^2$	$6,8*10^4$	$1,06*10^5$	$4,91*10^1$	$1,1*10^5$	$2,1*10^5$	$3,4*10^5$	$5,26*10^7$	$5,6*10^5$
130	$5,49*10^4$	$1,48*10^2$	$5,5*10^4$	$6,92*10^4$	$4,91*10^1$	$6,9*10^4$	$2,1*10^5$	$3,4*10^5$	$5,26*10^7$	$5,6*10^5$
151	$1,07*10^5$	$1,48*10^2$	$1,1*10^5$	$1,11*10^5$	$4,91*10^1$	$1,1*10^5$	$2,1*10^5$	$3,4*10^5$	$5,26*10^7$	$5,6*10^5$



Рисунок 1. *Вклад воздуха, воды и корма в суточное поступление ^{137}Cs, ^{90}Sr и ^{3}H*

Оценка содержания радионуклидов в корме и воде животных содержащихся в районе штольни №177

Оценка содержания радионуклидов в растительном корме. Для оценки концентрации радионуклидов в растительном корме, в течение каждой недели ежедневно из суточной массы радиоактивно-загрязненного корма отбиралось по 300 г. растительности из которых формировалась проба растительности массой 2,1 кг (300 г*7 дней) для проведения радионуклидных анализов. В итоге, получены результаты по содержанию радионуклидов в растительном корме на каждый недельный период эксперимента. Значения концентрации ^{137}Cs в растительном корме за весь период эксперимента изменялись в пределах <11- 305 Бк/кг, лишь на последней неделе значение достигли $5,8*10^3$ Бк/кг, ^{90}Sr в пределах $4,8*10^4$ – $1,1*10^5$ Бк/кг, ^{3}H в пределах $130*10^3$ – $265*10^3$ Бк/л , $^{239+240}$Pu в пределах 1,2 – 47 Бк/кг, ^{241}Am в пределах <1,2 – 25 Бк/кг.

Оценка поступления радионуклидов в организм животных с растительным кормом. Ежедневно, в ходе эксперимента, фиксировалось количество растительного корма загрязненного радионуклидами, съедаемое каждым экспериментальным животным группы Б.1. На основании этих данных и данных о концентрации радионуклидов в растительном корме произведен расчет среднесуточного поступления радионуклидов с растительным кормом в организм каждого экспериментального животного данной группы. Расчет производился с учетом динамики содержания радионуклидов в воде. Расчет среднесуточного поступления радионуклидов с растительным кормом в организм экспериментальных животных группы представлены в таблице 3.

Оценка содержания радионуклидов в воде для поения. Для оценки концентрации радионуклидов в воде, с места отбора воды для поения еженедельно отбиралась вода для проведения радионуклидных анализов. Были получены результаты по содержанию радионуклидов в воде для поения на каждый недельный период эксперимента. Значения концентрации ^{137}Cs в воде для поения за весь период эксперимента изменялись в пределах <0,18 - 28 Бк/л, ^{90}Sr в пределах $370*10^3$ – $4,3*10^3$ Бк/л, ^{3}H в пределах $300*10^3$ – $310*10^3$ Бк/л, $^{239+240}$Pu в пределах <0,06 – 4,3 Бк/л, ^{241}Am в пределах <0,06 – 1,2 Бк/л.

Оценка поступления радионуклидов в организм животных с водой. В ходе эксперимента ежедневно фиксировалось количество воды, выпиваемое каждым экспериментальным животным группы Б.2. На основании этих данных и данных о концентрации радионуклидов в воде, предназначенной для поения, произведен расчет среднесуточного поступления радионуклидов в организм каждого экспериментального животного данной группы. Расчет производился с учетом динамики содержания радионуклидов в воде. Расчет среднесуточного поступления радионуклидов с водой в организм экспериментальных животных группы представлены в таблице 4.

Таблица 3. *Среднесуточное поступление радионуклидов с растительным кормом в организм экспериментальных животных*

Код животного	Дней эксперимента	Удельная активность, Бк/кг				
		^{137}Cs	^{90}Sr	^{3}H	$^{239+240}$Pu	^{241}Am
Б.1.1.	7	$3,66*10^2$	$7,84*10^4$	$1,90*10^5$	$4,68*10^1$	$1,20*10^1$
Б.1.2.	14	$2,94*10^2$	$9,93*10^4$	$2,25*10^5$	7,79	$1,43*10^1$
Б.1.3.	28	$1,02*10^2$	$1,21*10^5$	$3,10*10^5$	9,70	$1,96*10^1$
Б.1.4.	56	$4,17*10^2$	$2,04*10^5$	$4,36*10^5$	5,80	$2,76*10^1$
Б.1.5.	112	$1,60*10^3$	$1,72*10^5$	$3,72*10^5$	$1,06*10^1$	$2,35*10^1$

Таблица 4. *Среднесуточное поступление радионуклидов с водой в организм экспериментальных животных*

Код животного	Дней эксперимента	^{137}Cs	^{90}Sr	^{3}H	$^{239+240}$Pu	^{241}Am
Б.2.1.	7	$1{,}11*10^{2}$	$3{,}20*10^{3}$	$1{,}24*10^{6}$	$1{,}72*10^{1}$	4,80
Б.2.2.	14	$9{,}90*10^{1}$	$4{,}16*10^{3}$	$1{,}64*10^{6}$	9,80	8,26
Б.2.3.	28	6,45	$7{,}47*10^{3}$	$1{,}41*10^{6}$	$6{,}94*10^{-1}$	4,44
Б.2.4.	56	3,56	$5{,}49*10^{3}$	$1{,}21*10^{6}$	$5{,}36*10^{-1}$	2,35
Б.2.5.	112	$2{,}32*10^{1}$	$5{,}13*10^{3}$	$1{,}31*10^{6}$	2,99	2,64

Результаты исследования суточного поступления радионуклидов в организм животных показали, что концентрации радионуклидов в рационе группы Б.1. (с кормом) и Б.2 (с водой) различаются.

особенности перехода искусственных радионуклидов в органы и ткани овец при различных условиях и сроках поступления

Распределение радионуклидов в органах и тканях овец

По многочисленным литературным данным известно, что ^{90}Sr по типу распределения относится к остеотропным (скелетным) радионуклидам. Как и следовало ожидать, по результатам нашего исследования основные концентрации ^{90}Sr были найдены в костной ткани. Необходимо отметить, что и шерсть является основной тканью как костная ткань, депонирующим ^{90}Sr. Активности других органов относительно костной ткани были на 2-3 порядка меньше.

Полученные результаты исследований позволяют нам говорить, что распределение удельной активности ^{90}Sr в мягких органах имеет слабо выраженную закономерность. Наибольшие концентрации содержатся в легких ≥ почках ≥ семенниках, наименьшие печени ≥ селезенке ≥ сердце ≥ мышечной ткани. Распределение абсолютной активности ^{90}Sr в органах, следующая: мышечная ткань > легкое > печень ≥ семенники > почки ≥ сердце > селезенка.

Характер распределения удельной активности ^{137}Cs между органами и тканями изменялся в зависимости от сроков выпаса животных на радиоактивнозагрязненной территории. При малом количестве поступления ^{137}Cs (до 400 Бк в сут.) в организм животных распределение в органах и тканях было равномерное, однако если концентрации увеличиваются, то распределение ^{137}Cs по органам становится неравномерным. Так, при выпасе до 30 дней наиболее высокая активность ^{137}Cs отмечается в почках, а при выпасе животных в течение 60 дней и более, наибольшая удельная активность ^{137}Cs отмечается в мышечной ткани.

При длительном поступлении исследованные органы и ткани по содержанию в них ^{137}Cs образуют нисходящий ряд: мышцы > почки > кости ≥ сердце > печень ≥ легкие >семенники >селезенка. Характер распределения ^{137}Cs в органах и тканях овец, при скармливании кормов, выращенных на наших территориях, аналогичен данным [8] полученным в зоне аварии Чернобыльской АЭС.

Проведенные исследования показали, что при длительном поступлении ^{3}H с луговой растительностью и водой имеет место равномерное распределение трития между органами (легкие, печень, почки, сердце, семенники, селезенка, мышечной тканью) овец. Однако, распределение ^{3}H между мышечной и костной тканью различаются и зависят от формы поступления. Так, при поступлении с кормом концентрация ^{3}H в костной ткани в 6 раз (сред. знач. по 5 измерениям) меньше чем в мышечной ткани, а при поступлении с водой концентрация ^{3}H в костной ткани в 18 (сред. знач. по 5 измерениям) раз меньше чем в мышечной ткани.

Особенность перехода радионуклидов в органы и ткани овец при различных условиях и сроках поступления

Результаты эксперимента показали что, в условиях длительного ежедневного поступления ^{137}Cs в организм овец с различными компонентами окружающей среды, концентрация ^{137}Cs в органах увеличивается до определенной величины. В поздние сроки, 20 суток и более, несмотря на продолжающееся поступление изотопа, наступает динамическое равновесие между накоплением и выведением изотопа, в результате чего дальнейшего увеличение содержания ^{137}Cs в органах не происходит. Равновесное состояние ^{90}Sr в легких, печени, почках, сердце, семеннике, селезенке и мышечной ткани овец устанавливается практически сразу (до 7 суток) после поступления и процесс накопления отсутствует. Установлено что, до 14 дней переход трития в органы, поступившего с кормом и водой, происходит более интенсивно, далее наступает динамическое равновесие между количеством поступившего в организм радионуклида и выведением, в результате чего дальнейшего увеличение содержания ^{3}H в органах не происходит.

Одной из основных задач исследования было определение возможных различи перехода радионуклида в органы и ткани, в зависимости от поступления растительного корма с различных радиоактивно загрязненных участков (район шт.№176 и шт.№177). Результаты анализа данных показали, что переход ^{137}Cs, ^{90}Sr и ^{3}H в органы и ткани животных, содержащихся на различных штольнях, не имеет особых различий, некоторые расхождения коэффициентов перехода, объясняются допустимыми ошибками при учете поступления. Значения коэффициентов перехода в равновесном состоянии одинаковые или близки к общему среднему значению. Средние значения коэффициентов перехода радионуклидов в органы и ткани овец при поступлении с кормом

представлены в таблице 5. Коэффициент перехода ($К_п$) – рассчитывается как отношение удельной активности органа или ткани (Бк/кг) к суммарному количеству радионуклида, поступившего в течение дня в организм животного (Бк/сут).

Результаты, представленные в таблице 6, показывают, что через 112 суток после введения ^{90}Sr в сумме «мягких» органов овец было найдено ~1,8% от ежедневно вводимого стронция с водой и ~0,161% от ежедневно вводимого вещества с кормом. Похожий характер распределения установлен и для костной ткани. Необходимо также отметит что, ни по одному из условий содержания, на временных интервалах, соответствующим периодам пастбищного сезона на данных территориях, не было установлено равновесного состояния ^{90}Sr в костной ткани овец.

Перехода ^{137}Cs в органы овец при введении с водой может быть в два раза больше чем при поступлении с кормом.

Особое внимание привлекает особенность перехода трития с кормом (луговой травой) и водой. Получается, что биологическая доступность ^{3}H поступившего с кормом больше, чем ^{3}H поступившего с водой. Аналогичные результаты были получены и на лабораторных животных, которым длительное время давали тритированную пищу или тритированную воду [9].

Таблица 5. *Средние значения коэффициентов перехода радионуклидов в органы и ткани овец при поступлении с кормом (для всех штолен с водопроявлениями), отношение*

	Коэффициенты перехода радионуклидов в органы и ткани овец		
Органы и ткани	**^{137}Cs**	**^{90}Sr**	**^{3}H**
Сердце	$8{,}0\times10^{-2}$	$2{,}9\times10^{-4}$	$1{,}5\times10^{-1}$
Почки	$1{,}3\times10^{-1}$	$4{,}7\times10^{-4}$	$1{,}5\times10^{-1}$
Лёгкое	$4{,}8\times10^{-2}$	$5{,}8\times10^{-4}$	$1{,}5\times10^{-1}$
Печень	$8{,}3\times10^{-2}$	$2{,}5\times10^{-4}$	$1{,}7\times10^{-1}$
Мыш.тк.	$9{,}0\times10^{-2}$	$2{,}1\times10^{-4}$	$1{,}4\times10^{-1}$
Кост.тк.	$6{,}0\times10^{-2}$	-	$2{,}0\times10^{-2}$
Семенники	$9{,}5\times10^{-2}$	$4{,}9\times10^{-4}$	$1{,}7\times10^{-1}$
Селезёнка	$9{,}8\times10^{-2}$	$2{,}6\times10^{-4}$	$2{,}1\times10^{-1}$

Таблица 6. *Количество радионуклида в органах и тканях животных при длительном поступлении (112 сут.), выраженное в % от суточного поступления*

Органы	**Содержание радионуклидов в органах и тканях овец, %**					
	^{90}Sr		**^{137}Cs**		**^{3}H**	
	с кормом	**с водой**	**с кормом**	**с водой**	**с кормом**	**с водой**
Сердце	0,02	0,3	20	44	18	9
Почки	0,04	0,4	35	89	16	9
Легкие	0,03	0,4	–*	22	13	9
Печень	0,02	0,1	22	28	14	8
Мыш.тк.	0,02	–*	14	17	12	9
Кост.тк.	–	–	7	22	3	1
Семенники	0,03	0,2	19	24	13	9
Селезёнка	0,02	0,4	19	–*	19	8
Сумма найденной активности	**~0,161**	**~1,80**	**~136**	**~246**	**~108**	**~62**

Примечание: погрешность измерении не превышало - 20%
* – активность пробы была ниже предела обнаружения приборов.

Допустимые концентрации радионуклида в суточном рационе

Полученные данные о динамике изменения во времени концентрации радионуклидов в органах и тканях овец при содержании на радиоактивного загрязненых территориях СИП, позволяют регламентировать допустимые уровни скармливания радиоактивного корма, обеспечивающих получение продукции животноводства, которые соответствует санитарным правилам и нормам.

Для оценки допустимого уровня содержания ^{137}Cs в суточном рационе овец можно принять требования к пищевым продуктам, по которым удельная активность ^{137}Cs в мышечной ткани не должна превышать 160 Бк/кг. Исходя из того, что максимальное значение коэффициента перехода ^{137}Cs в мышечную ткань равен – 0,17, а санитарный норматив ^{137}Cs в мясе – 160 Бк/кг, то допустимый уровень ^{137}Cs в суточном рационе овец составит 941 Бк.

Необходимо отметить, что при содержании на максимально загрязненных ^{90}Sr участках бывшего СИП, даже при длительном, ежедневном поступлении в организм овец (до $7*10^4$ Бк/сут) концентрация радионуклида в мышечной ткани не превышали санитарно-гигиенических нормативов (50 Бк/кг)[10].

Поступление ^{3}H с суточном рационом овец не должна превышать 4×10^4Бк. Во избежание повышения предела поступления ^{3}H с продукциями овцеводства (мясо, субпродукты). Расчет проведен на основании,

на основании предела годового поступления неорганические связанного трития с пищей для населения [4].

Особенности перехода $^{239+240}$Pu и ^{241}Am в организм овец

В большинстве случаев удельная активность $^{239+240}$Pu и ^{241}Am в органах и тканях была ниже предела обнаружения, но полученные нами численные данные позволяют, сделать оценку характера перехода $^{239+240}$Pu и ^{241}Am из рациона в органы и ткани овец. Так, средний коэффициент перехода $^{239+240}$Pu в мышечную ткань не превысил $<1{,}3\times10^{-4}$, а коэффициент перехода ^{241}Am в мышечную ткань не превысил $<1{,}5\times10^{-3}$ в почки, печень, семенники, селезенку и костную ткань составляют $3{,}6\times10^{-2}$, $5{,}5\times10^{-2}$, $5{,}7\times10^{-2}$, $5{,}8\times10^{-2}$ и $2{,}7\times10^{-1}$, соответственно.

По результатам некоторых проб были получены количественные данные, по которым можно сказать что, набольшие концентрации ^{241}Am установлены в костной ткани, на втором месте по содержанию находятся почки, печень, селезенки и семенники. Удельная активность ^{241}Am в мышечной ткани не превысила нижних пределов обнаружения, который составлял 0,02 Бк/кг. Аналогичный характер распределения отмечен в работе [11] по исследованию кинетики обмена ^{241}Am в организме собак. Установлено что при длительном поступлении с кормом или водой в малых концентрациях отсутствует процесс депонирования $^{239+240}$Pu и ^{241}Am в органах и тканях овец.

Необходимом отметить тот факт, что в эксперименте животные получали корм с приблизительно одинаковым содержанием $^{239+240}$Pu и ^{241}Am в суточном рационе, но предел обнаружения радионуклидов в почках, печени, семенниках и селезенки отличаются, ^{241}Am больше на один порядок, чем $^{239+240}$Pu.

Выводы

1. Установлено, что основным источником поступления ^{137}Cs , ^{90}Sr, $^{239+240}$Pu и ^{241}Am в организм животных при естественном выпасе на ОЭП «Дегелен» является корм (растения). В поступлении ^{3}H основную роль играет вода;
2. Достоверно подтверждено, что коэффициенты перехода ^{137}Cs и ^{90}Sr в органы и ткани овец, полученные на различных штольнях, не различаются;
3. Установлено, что биологическая доступность ^{137}Cs и ^{90}Sr для органов и тканей овец, поступивших со штольневой водой, выше, чем из кормовых растений. Биологическая доступность ^{3}H, поступившего с кормом больше, чем ^{3}H поступившего с водой;
4. Установлено, что при содержании на наиболее загрязненных участках ОЭП «Дегелен», переход $^{239+240}$Pu и ^{241}Am в органы и ткани несущественен.

Литература

1. Quantification of radionuclide transfer in terrestrial and freshwater environments for radiological assessments. - IAEA-TECDOC-XXXX (draft). - 2009, January. - P. 613.
2. Ахметов М.А. Радиационный мониторинг водотоков и проблемы реабилитации на горном массиве Дегелен Семипалатинского испытательного полигона / М.А. Ахметов, О.И. Артемьев, Л.Д. Птицкая // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. Сер.,Радиоэкология. Охрана окружающей среды. – 2000. - Вып.3 (9). – С. 23-28.
3. Овсянников, А.И., Основы опытного дела в животноводстве / А.И. Овсянников – М.: Колос, 1976. – 304 с. – УДК 001.4 (075.8)
4. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99): СП 2.6.1. 758-99; ввод. в действие 01.01.2000. – Алматы: Агентство по делам Здравоохранения РК, 1999. - 80с. – ISBN 9965-501-42-4.
5. Отчет о научно-технической деятельности Института радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, выполненного по НТП 0346 "Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан" за 2005 год / Отчет информационный, руководитель Птицкая Л.Д. – Курчатов. – 2005. – 39 с.
6. Раушенбах, Ю.О. Значение различных механизмов терморегуляции для теплоустойчивости скота /Ю.О. Раушенбах. П.И. Ерохин //Физиолого-генетические исследования адаптаций у животных. - Л.: Наука, 1967. - 160 с.
7. Калашников, А. П. Нормы и рационы кормления сельскохозяйственных животных: Справочное пособие/ А.П. Калашников, Н.И. Клейменов, В.Н. Баканов и др.– М.: Агропромиздат, 1985. –352 с.
8. Кудрявцев, В.Н. Распределение и накопление 137Cs в органах и тканях овец при хроническом поступлении с кормом в зоне аварии Чернобыльской АЭС / В.Н. Кудрявцев , А.В. Васильев , Е.Г. Краснова, М.Ю. Фадеев // Радиационная биология. Радиоэкология. – 2006. – Т. 46. - №1. – С. 45-49.
9. Накопление трития у крыс, получавших хронически тритированную пищу или тритированную воду в трех последующих поколениях = Tritium incorporation in rats chronically exposed to tritiated food or tritiated water for three successive generations / Z. Pietrzak-Flis, I.Radwan, Z. Major, M. Kowalska, «J. Radiat. Res.». – 1981. – V. 22. - № 4. – P. 434—442. (англ.)
10. Гигиенические требования к безопасности и пищевой ценности пищевых продуктов. Санитарные правила и нормы от 11 июня 2003 года N 4.01.071.03: утв. приказом Министра здравоохранения РК от 11 июня 2003 г. N 447.
11. Москалев, Ю.И. Кинетика обмена в организме собак и биологическое действие 241Am / Ю.И. Москалев [и др.] // Радиобиология. – 1974. - Т. 19. - № 2. - С. 261-265.

ССЯП ЖАҒДАЙЫНДА ҚОЙЛАРДЫҢ ҰЛПАЛАРЫНА ЖӘНЕ АҒЗАЛАРЫНА ЖАСАНДЫ РАДИОНУКЛИДТЕРДІҢ ӨТУ ЕРЕКШЕЛІКТЕРІН ТӘЖІРИБЕЛІК ЗЕРТТЕУ

Байғазинов Ж.А., Паницкий А.В., Лукашенко С.Н.

ҚР ҰЯО Радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Курчатов, Қазақстан

Бұл мақалада ССП радиоактивті ластанған жағдайында қойлардың ұлпалары мен ағзаларына жасанды радионуклидтердің өту ерекшелігін анықтау бойынша өткізілген зерттеулердің нәтижелері ұсынылған. Жануарларды табиғи жағдайда бағу барысында олардың ағзаларына ^{137}Cs , ^{90}Sr, $^{239+240}$Pu және ^{241}Am түсудің негізгі көзі болып жем-шөптер (өсімдіктер) табылады. ^{3}H түсуінде негізгі рөлді су атқарады. Штольня суымен түскен ^{137}Cs және ^{90}Sr биологиялық жетімділігі, жем-шөп өсімдіктеріне қарағанда жоғары екендігі анықталды. Жем-шөппен түскен ^{3}H биологиялық жетімділігі, сумен түскен ^{3}H қарағанда жоғары.

EXPERIMENTAL STUDY OF ARTIFICIAL RADIONUCLIDES TRANSITION FEATURES TO ORGANS AND TISSUE OF SHEEP ON THE SNTS

Zh.A. Baigazinov, A.V. Panitskiy, S.N. Lukashenko

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

The paper presents the results of the investigations of the artificial radionuclides transition to the organs and tissues of sheep held under conditions of radioactive contamination of the test site. The main source of ^{137}Cs, ^{90}Sr, $^{239\ +240}$ Pu and ^{241}Am intake in the body of animals under natural grazing is forage (plants). In ^{3}H intake water plays a key role. It was determined that bioavailability of coming with water ^{137}Cs and ^{90}Sr is higher for organs and tissues of sheep than ^{137}Cs and ^{90}Sr coming with the fodder plants. Bioavailability of ^{3}H received with forage is higher than ^{3}H-incoming water.

УДК 539.216;539.22;538.91-405

ДЛИННОВОЛНОВАЯ ФОТОЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ КВАНТОВЫХ ТОЧЕК ГЕРМАНИЯ В КРЕМНИИ

[1)]Исова А.Т., [1)]Клименов В.В., [2)]Никифоров А.И., [2)]Паханов Н.А., [2)]Пчеляков О.П., [2)]Талочкин А.Б., [2)]Якимов А.И., [1)]Токмолдин С.Ж.

[1)]Физико-технический институт, Алматы, Казахстан
[2)]Институт физики полупроводников СО РАН, Новосибирск, Россия

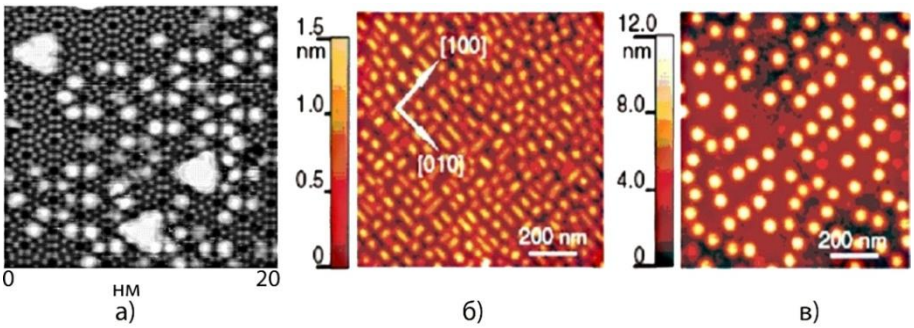
В работе исследованы процессы образования и оптоэлектронные свойства вертикально упорядоченных квантовых точек Ge на кремнии. Сверхрешетки квантовых точек Ge/Si позволяют расширить спектральный диапазон фоточувствительности кремния в ближний ИК диапазон. Формирование вертикально-упорядоченных кластерных массивов образует систему транспортных каналов носителей заряда, что сказывается на повышении скорости переноса носителей в барьерной зоне. Образование транспортных магистралей носителей снижает поглощающие свойства активных слоев системы, что легко устраняется введением буферных разупорядочивающих слоев.

Введение

История развития гетероэпитаксиальных структур системы полупроводников Si/Ge связана со стремлением создания переходного слоя для роста полупроводниковых слоев группы $A^{III}B^{V}$ на дешевой кремниевой подложке. Из-за большого несоответствия параметров решеток кремния и германия (4,12%), германий и кремний-германиевые сплавы, получаемые в процессе псевдоморфного эпитаксиального роста на кремниевых подложках, оказываются упругонапряженными. В последние годы интенсивно исследуются самоиндуцированные нанооостровки Ge (SiGe), формирующиеся согласно механизма Странского-Крастанова [1,2] в процессе молекулярно-лучевой эпитаксии (МЛЭ) германия на кремниевой подложке. Интерес к таким объектам стимулируется как фундаментальным аспектом исследования проблем физики наноразмерных твердотельных структур, так и перспективой их применения в опто- и наноэлектронике, прежде всего, в кремниевых фотопреобразователях для расширения диапазона фоточувствительности и увеличения к.п.д. солнечных элементов на основе кристаллического кремния. В данной работе была поставлена задача исследования спектров фоточувствительности Si/Ge гетероструктур с квантовыми точками.

Рост Si/Ge наноструктур

Рост Si/Ge наноструктур проводился методом МЛЭ в Институте физики полупроводников СО РАН. Рисунок 1 иллюстрирует процесс формирования островков Ge на поверхности кремния с кристаллографической ориентацией (001).



(а) Зарождение hut-кластеров, (б) разрастание hut-кластеров, (в) ансамбль dome-кластеров. Сторона скана снимка (а) – 23 нм, снимков (б) и (в) – 1000 нм

Рисунок 1. Снимки туннельной микроскопии нанооостровков Ge в S

При температурах осаждения $T_g \geq 600°C$ на поверхности появляются пирамидальные островки hut-кластеров. При возрастании количества осажденного Ge эти островки увеличиваются в размерах с сохранением формы. Достигнув некоторого критического объема, пирамидальные островки трансформируются в куполообразные dome-кластеры, имеющие больший, по сравнению с пирамидальными, угол между боковыми гранями и основанием. Рост куполообразных островков происходит, в основном, за счет увеличения их высоты с практически неизменным размером в плоскости роста. Для температур роста $T_g \geq 600°C$ и эквивалентной толщины осаждаемого Ge $d_{Ge} > 7$ ML (1 ML ≈ 0.14 nm) доминирующим типом островков на поверхности являются куполообразные островки нанометрового размера. При уменьшении температуры осаждения Ge ниже 600°C на поверхности структур появляются hut-ост-

ровки – «квантовые точки» пирамидальной формы, имеющие прямоугольное основание, вытянутое вдоль направления типа [100] или [010]. При температурах роста $T_g \leq 550°C$ на поверхности наблюдаются только hut-островки, а куполообразные отсутствуют. Одним из объяснений данного резкого изменения морфологии поверхности, происходящего в узком температурном интервале, может служить существенное увеличение поверхностной плотности островков при понижении температуры осаждения Ge. Из-за высокой поверхностной плотности островков при низких температурах осаждения Ge пирамидальные островки могут не достигать критического размера, необходимого для их перехода в островки куполообразного типа.

Методом дифракции быстрых электронов (ДБЭ) были проведены измерения искажений параметра поверхностной элементарной ячейки в процессе роста напряженных слоев многослойной эпитаксиальной структуры Si/Ge/Si. Показано, что в процессе заращивания напряженного слоя германия пленкой кремния происходит постепенная релаксация механических напряжений в растущем слое кремния над кластерами германия. На рисунке 2 представлена, экспериментально полученная, зависимость толщины пленки кремния, на которой искажения параметра поверхностной элементарной ячейки достигают нулевого значения, от толщины захороненного слоя германия.

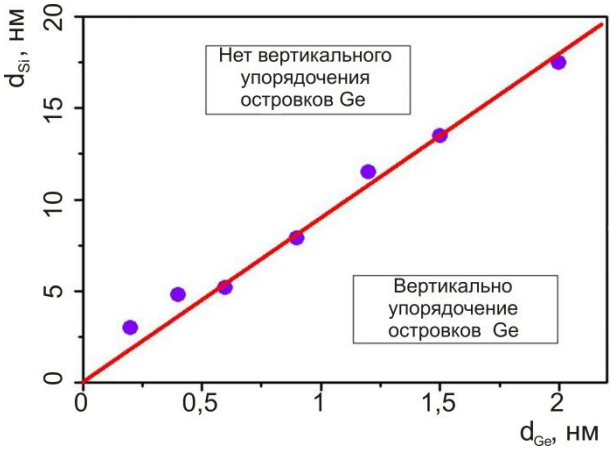


Рисунок 2. Зависимость толщины прослойки кремния, при которой искажения параметра поверхностной элементарной ячейки достигают нулевого значения, от толщины захороненного слоя германия

Изучение поперечного среза многослойной эпитаксиальной структуры Si/Ge/Si методом высокоразрешающей просвечивающей электронной микроскопии показывает вертикальное упорядочение нанокластеров германия, что видно из рисунка 3. Оно наблюдается при толщинах слоев кремния ниже критической толщины, определяемой зависимостью на рисунке 2.

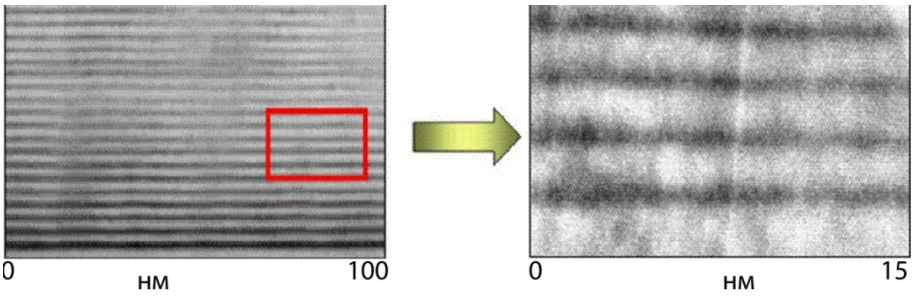


Рисунок 3. Изображение высокоразрешающей просвечивающей электронной микроскопии поперечного среза многослойной сверхрешетки $Ge_{5ML}Si_{3nm}$

Исследование оптоэлектрических свойств Si/Ge наноструктур

Рисунок 4 иллюстрирует спектры оптического поглощения в ближней инфракрасной области для трех образцов кремния: H11 – образец полупроводникового кремния без германиевых структур, 617-1 – образец с 1 слоем германиевых кластеров, которые проявляют свойства квантовых точек, 611 – образец с 3 слоями многопериодной структуры вертикально упорядоченных квантовых точек Ge, разделенных буферным слоем кремния. Видно, что наличие квантовых точек Ge обусловливает рост поглощения в области энергий квантов $0.5 < hv < 1.11$ эВ, меньших ширины запрещенной зоны c-Si при комнатной температуре ($E_g = 1.11$ эВ). Эффект больше в случае сверхрешетки Si/Ge с буферными слоями кремния.

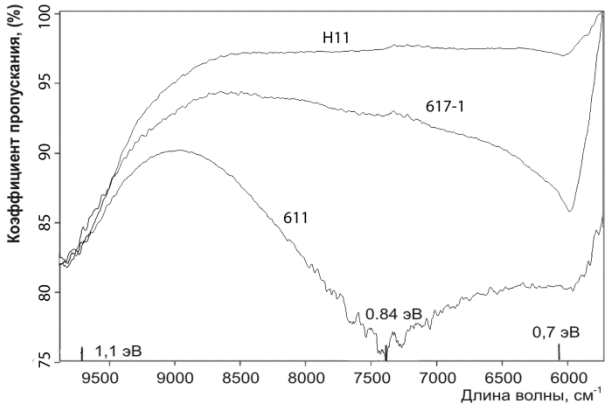


Рисунок 4. Спектры пропускания образцов чистого Si, квантовых точек Ge, и сверхрешетки Ge/Si

Наблюдаемый эффект может быть вызван возникновением механических напряжений в гетероструктуре Ge/Si. Было установлено, что неоднородные упругие деформации, возникающие в гетероструктурах с наличием рассогласования постоянных решетки Δa, способны вызывать значительные изменения параметров зонной структуры, а также оптических свойств, что обусловливает сдвиг энергетического спектра на величину порядка 100мэВ. Расчеты полей механических напряжений структуры Ge/Si с квантовыми точками Ge показали, что кремниевая матрица вблизи нанокластеров Ge подвергается деформации сжатия. Наиболее напряженный участок находится возле основания квантовой точки, и величина деформации решетки кремния вдоль плоскости структуры уменьшается при отдалении от квантовой точки. В результате энергетическая структура кремниевой матрицы подвергается модуляции в плоскости структуры. Кроме того, упругое деформирование островковой пленки также существенно влияет на латеральные размеры формирующихся островков Ge. В свою очередь, эффекты размерного квантования в структурах с квантовыми точками определяются размерами нанокластеров и, возможно, упругими напряжениями, возникающими в системе. Более подробно это явление раскрыто в работе [3].

На рисунке 5 приведены результаты исследования зависимости оптического поглощения сверхрешеток Ge/Si в зависимости от количества слоев квантовых точек Ge: образец 622 – 2 слоя, образец 626 – 5 слоев и образец 627 – 10 слоев. Как видно из сравнения спектров на рисунке 5, простое увеличение числа слоев не приводит к линейному росту поглощения, максимальное поглощение наблюдается в случае двух слоев. Можно предположить, что с ростом числа слоев вертикально упорядоченных квантовых точек Ge сечение захвата кванта излучения отдельной квантовой точкой падает.

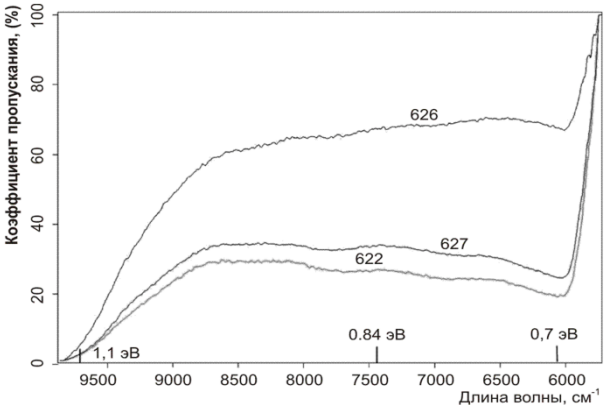


Рисунок 5. Спектры оптического пропускания образцов многослойных структур Ge/Si

Воспроизводимое получение упорядоченного ансамбля квантоворазмерных кластеров и наностержней германия на поверхности кремния открываются широкие возможности в конструировании наногетеросистем для приборов фотовольтаики нового поколения.

Приведенные выше массивы квантовых точек Ge малого размера (<10 нм) распределены на атомарно-чистой поверхности Si с поверхностной плотностью до $(3\text{-}10)\times10^{12}$ см$^{-2}$ и разбросом размеров не хуже 17%. Значительному снижению разброса нанокластеров по размерам способствует применение разработанного в 1991 году метода синхронизации зарождения нанокластеров [4,5]. Очень важно, чтобы низкая температура при осаждении Ge и Si обеспечивала подавление взаимной диффузии и нанокластеры Ge практически не содержали Si. Предельно малые размеры нанокластеров и наностержней при высокой степени их упорядочения удается получить при гетероэпитаксии первого субмонослоя псевдоморфной пленки на атомарно-чистой перестроенной гладкой или ступенчатой поверхности кремния.

Не менее важной задачей является обеспечение предельно малых расстояний между нанокластерами германия для протекания эффектов туннельного переноса фотовозбужденных носителей заряда вдоль промежуточной разрешенной зоны. Эта проблема может быть решена путем получения вертикально упорядоченных сверхрешеток, состоящих из нанокластеров, расположенных в чередующихся слоях точно друг над другом. В этом случае расстоянием между кластерами в направлении транспорта носителей можно точно управлять, меняя толщину промежуточных слоев кремния. Упорядочение нанокластеров в плоскости подложки может происходить благодаря влиянию сверхструктурной перестройки атомарно-чистой поверхности кремния.

Наличие многослойной структуры из слоев квантовых точек из материала с шириной запрещенной зоны меньшей, чем у базового материала, и слоев базового материала (спейсеров), разделяющих слои нанообъектов, дает возможность осуществлять поглощение светового излучения с энергией меньше края собственного поглощения Si (1120 нм) и генерировать дополнительные носители заряда, увеличивая внешний квантовый выход (ВКВ), и, как следствие, коэффициент полезного действия.

Однако, увеличение ВКВ за счет введения в ФП многослойной структуры с квантовыми точками при нормальном падении солнечного излучения оказывается незначительным. Данный факт связан со слабым поглощением длинноволновых фотонов, в результате малой плотности квантовых точек или недостаточной толщины многослойной структуры. Отметим, что доведение слоев квантовых точек, разделенных слоями базового материала, до количества свыше 100 технологически затруднительно и практически нецелесообразно, поскольку ухудшается качество p-n перехода. При изготовлении многослойной структуры, в частности, обеспечивающей промежуточную зону, используются материалы, характеризующиеся разными постоянными кристалличе-

ской решетки, что обуславливает наличие встроенных механических напряжений и, в конечном счете, при большой суммарной толщине многослойной структуры введение структурных дефектов – дислокаций несоответствия.

В рамках работ по оптимизации процессов эпитаксиального роста Si/Ge наноструктур были исследованы две модели однопереходного фотопреобразователя на основе структуры n-Si/i-GeSi/p-Si с квантовыми точками (рисунок 6).

Представленные модели отличаются как качество, так и количественно. Количественные отличия – налицо. Качественное же различие состоит в следующем. В модели на рисунке 6,б в отличие от модели на рисунке 6,а слои квантовых точек располагаются не друг над другом, а с определенным «перекрытием», что, как мы считаем, позволяет существенно увеличить эффективный поглощающий излучение объем, с соответствующим увеличением КПД фотоэлемента. В связи с этим же, буферные слои, призванные исключать влияние дефектов подложки в первом варианте и осуществлять релаксацию упругих напряжений, в нашем случае играют дополнительную функцию «изоляции» слоев квантовых точек с целью снижения их взаимного влияния друг на друга.

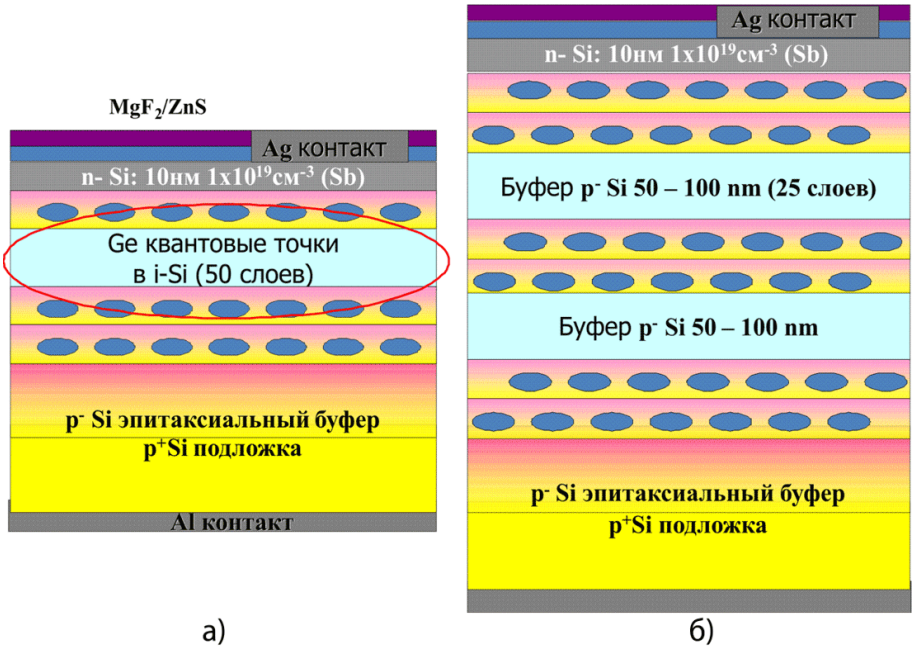


Рисунок 6. а) модель однопереходного фотопреобразователя на основе структуры n-Si/i-GeSi/p-Si без буферных слоев; б) – модель однопереходного фотопреобразователя на основе структуры n-Si/i-GeSi/p-Si с буферными слоями

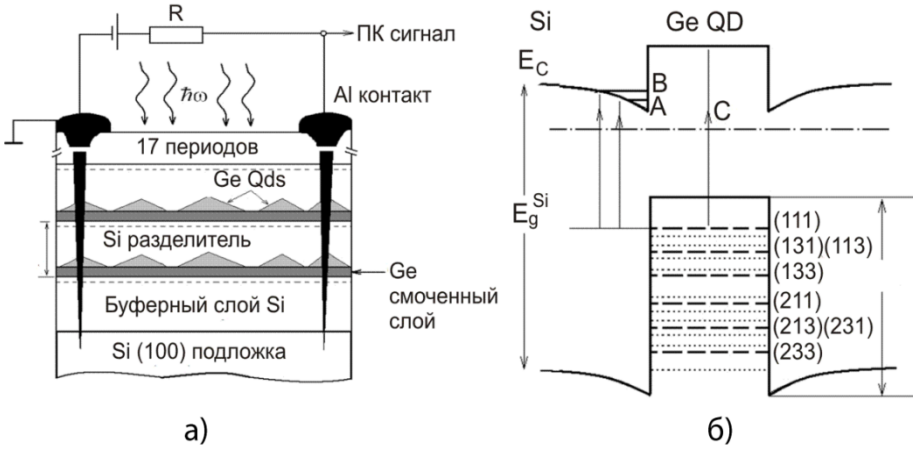


Рисунок 7. Макет фотопреобразователя на основе сверхрешетки квантовых точек Ge/Si и соответствующая теоретическая схема электронных состояний

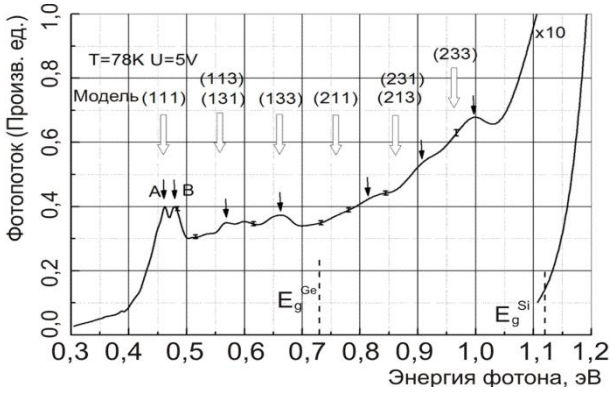


Рисунок 8. Экспериментальный спектр фотопроводимости фотопреобразователя на основе сверхрешетки квантовых точек Ge/Si

С целью экспериментальной проверки эффекта увеличения КПД гетероструктур Ge/Si в работе был изготовлен макет фотопреобразователя на основе сверхрешетки квантовых точек Ge/Si (рисунок 7,а), теоретическая схема электронных состояний которого приведен на рисунке 7,б. Экспериментальное измерение спектра фотопроводимости данного макета при температуре жидкого азота в ближней ИК области (рисунок 8) показывает полное соответствие структуры поглощения теоретической схеме электронных состояний. Видно, что данный спектр совпадает также со спектрами ИК поглощения сверхрешеток квантовых точек Ge/Si, приведенными выше на рисунках 4 и 5.

Выводы

Из результатов работы следует, что сверхрешетки квантовых точек Ge/Si позволяют расширить спектральный диапазон фоточувствительности солнечных элементов на основе кремния в ближний ИК диапазон. В свою очередь формирование вертикально-упорядоченных кластерных массивов образует систему транспортных каналов носителей заряда, что существенно сказывается на повышении скорости переноса носителей в барьерной зоне. Также следует заметить, что образование транспортных магистралей носителей снижает поглощающие свойства активных слоев системы, но это легко устраняется введением буферных разупорядочивающих слоев.

Литература

1. Леденцов, Н.Н. Гетероструктуры с квантовыми точками: получение, свойства, лазеры / Н.Н. Леденцов, В.М. Устинов, В.А. Щукин, П.С. Копьев, Ж.И. Алфёров, Д. Бимберг // Физика и техника полупроводников – 1998. – Т.32, вып. 4. – С.385-410.
2. Пчеляков, О.П. Кремний-германиевые наноструктуры с квантовыми точками: механизмы образования и электрические свойства / О.П. Пчеляков, Ю.Б. Болховитянов, А.В. Двуреченский, Л.В. Соколов, А.И. Никифоров, А.И. Якимов, Б. Фойхтлендер// Физика и техника полупроводников – 2000. – Т.34, вып. 11. – С.1281-1299.
3. Двуреченский, А.В. Квантовые точки 2 типа в системе Ge/Si / А.В Двуреченский, А.И. Якимов // Физика и техника полупроводников – 2001. – Т.35, вып. 9. – С.1143-1153.
4. Марков, В.А. МЛЭ с синхронизацией зарождения / В.А. Марков, О.П. Пчеляков, Л.В. Соколов, С.И. Стенин, С.С. Стоянов // Поверхность полупроводников – 1991. – №4 – С.70-76.
5. Markov, V.A. Molecular beam epitaxy with synchronization of nucleation / V.A. Markov, O.P. Pchelyakov, L.V. Sokolov, S.I. Stenin, S.S. Stoyanov // Surface Science – 1991. – Vol.250, №1-3 – P. 229-234.

КРЕМНИЙДЕГІ ГЕРМАНИЙДІҢ КВАНТТЫҚ НҮКТЕЛЕРІНІҢ ҰЗЫНТОЛҚЫНДЫ ФОТОСЕЗІМТАЛДЫҒЫ

[1)]Исова А.Т., [1)]Клименов В.В., [2)]Никифоров А.И., [2)]Паханов Н.А., [2)]Пчеляков О.П., [2)]Талочкин А.Б., [2)]Якимов А.И., [1)]Токмолдин С.Ж.

[1)]Физико-техникалық институты, Алматы, Қазақстан
[2)]Жартылайөткізгіштер физикасы институты РҒА СБ, Новосибирск, Ресей

Бұл жұмыста кремнийдегі Ge-дің тігінен реттелген кванттық нүктелерінің құрылу процесі мен оптоэлектрондық қасиеттері зерттелінді.квантовых точек на кремнии. Ge/Si кванттық нүктелерінің асқын торлары кремнийдің фотосезімталдық диапазонын жақын ИҚ диапазонға кеңейтуге мүмкіндік береді. Тікреттелген кластерлі массивтердің қалыптасуы салдарынан заряд тасымалдаушылардың транспорттық каналдарының жүйесі құрылады, ол кедергілі аумақта тасымалдаушылардың тасымалдау жылдамдығының өсуіне әсер етеді. Тасымалдаушылардың транспорттық магитралінің пайда болуы жүйенің белсенді қабаттарының сіңіру қасиетін азайтады, оны буферлік реттелмеген қабаттарды енгізу арқылы оңай жоюға болады.

LONGWAVE PHOTOSENSITIVITY OF GE QUANTUM DOTS IN SILICON

[1)]A.T. Issova, [1)]V.V. Klimenov, [2)]A.I. Nikiforov, [2)]N.A. Pakhanov,
[2)]O.P. Pchelyakov, [2)]A.B. Talochkin, [2)]A.I. Yakimov, [1)]S.Zh. Tokmoldin

[1)]Institute of Physics and Technology, Almaty, Kazakhstan
[2)]Institute of Physics of SB RAS, Novosibirsk, Russia

Formation processes and optoelectronic properties of vertically aligned Ge quantum dots on silicon are investigated. Ge/Si quantum dots superlattices enable to expand the spectral range of silicon photosensitivity in near infrared. Formation of vertically aligned Ge quantum dots leads to creation of a system of transport channels for charge carriers that causes the increase of transport rate of carriers in depletion zone. Creation of carrier transport trunks causes decreasing of absorption properties of system active layers that is easily eliminated by introduction of buffer disorder layers.

УДК 539.216;539.22;538.91-405

ФОРМИРОВАНИЕ НАНОРАЗМЕРНЫХ СТРУКТУР ZnO_X НА ПОВЕРХНОСТИ ПОЛУПРОВОДНИКОВОГО КРЕМНИЯ

Исова А.Т., Клименов В.В.

Физико-технический институт, Алматы, Казахстан

Методами магнетронного и ионно-лучевого распыления синтезированы наноразмерные пленки оксида цинка на поверхности полупроводникового кремния. Проведено исследование морфологии, электрических и оптических параметров гетероструктуры p-Si–n-ZnO. Установлено наличие переходного слоя $ZnSiO_3$ в зоне гетероперехода. Показано, что гетероструктура p-Si–n-ZnO обладает ультрафиолетовой фотолюминесценцией в области 375 нм, обусловленной излучательной рекомбинацией связанных экситонов.

Введение

Сравнительно небольшой интерес к ZnO_x в предыдущие годы объяснялся невозможностью получения p-типа проводимости и, следовательно, приборных структур. Однако обнаружение в последние годы возможности получения материала p-типа проводимости открывает перспективы создания p-n переходов и оптоэлектронных прозрачных структур. Поэтому эти материалы являются хорошими кандидатами для создания голубых и ультрафиолетовых светодиодов.

Среди прозрачных проводящих тонкопленочных материалов некоторые соединения, например, In_2O_3, ITO ($In_{2-x}Sn_xO_3$) сравнительно хорошо изучены и широко применяются на практике. Другие соединения, например, ZnO и SnO_2 изучены гораздо слабее, однако имеют перспективные свойства. Окись цинка по своим оптическим, электрическим и акустоэлектрическим свойствам является одним из наиболее перспективных материалов среди соединений с широкой запрещенной зоной. ZnO обладает высокой фоточувствительностью, наличием лазерного и электрооптического эффектов, а также хорошими пьезоэлектрическими свойствами. Окись цинка имеет максимальный коэффициент электромеханической связи из всех известных несегнетоэлектрических материалов. Есть основания полагать, что в этом классе соединений ZnO обладает наиболее стабильными свойствами.

Методика эксперимента

В данной работе образцы синтезировались магнетронным распылением в смеси окислителя кислорода и инертного аргона. Рост структур осуществлялся в камере, где предварительно достигается высокий вакуум порядка 10^{-7} Торр. При мощности разряда около 30 Вт для тонких пленок ZnO скорость осаждения составляла 0.5-1 нм/с. Физико-химические свойства поверхности мишени не изменяются вследствие термодиффузии, химического взаимодействия. Поэтому процесс распыления обеспечивает возможность послойного удаления атомов с поверхности мишени и, следовательно, получение однородной пленки. Однородность достигается также вращением подложки со скоростью 30 об/мин.

Непрерывная бомбардировка осаждаемой пленки нейтральными атомами и отрицательно заряженными ионами аргона, а так же атомами реакционноспособного газа, которым является кислород, приводит к тому, что пленка захватывает большое количество атомов газа и примесей.

Для корректного измерения парциального давления кислорода, которое было на порядок меньше парциального давления второго газа аргона, применялась следующая процедура. Сначала поток аргона перекрывался и после стабилизации давления кислорода измерялась величина потока кислорода. Проверка зависимости парциального давления кислорода от величины потока показала, что такая зависимость близка к линейной. На основании данного результата парциальное давление кислорода определялось по величине его потока.

Скорость напыления при фиксированных общем давлении и парциальном давлении кислорода растет при увеличении мощности магнетронного разряда немонотонно, было установлено, что при значении мощности в диапазоне 15-25 Вт происходит резкое увеличение скорости напыления, связанное с изменением условий разряда вследствие модификации поверхности мишени: скорость окисления мишени при этих мощностях становится меньше скорости распыления. Поэтому для получения высокой скорости напыления необходимо использовать мощность разряда выше 25 Вт.

Обсуждение результатов

Исследование морфологии поверхности пленок ZnO проводились на атомно-силовом микроскопе Solver Pro-M производства компании NT-MDT. Сканирование проводилось зондами с углом острия 22º и диаметром около 30 нм. На рисунке 1 приведены снимки морфологии поверхности пленок после изохронного отжига образцов на воздухе при различных температурах.

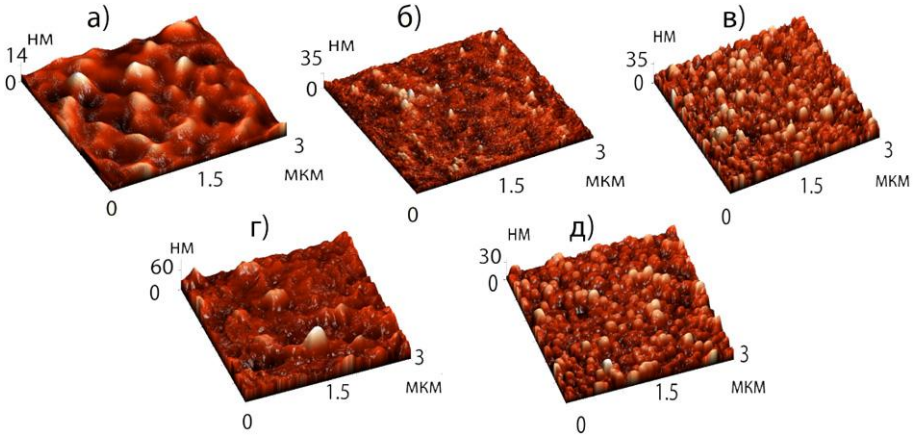


Рисунок 1. Морфология наноструктурированной тонкой пленки оксида цинка а) – отжиг при 200°С; б) – 250°С; в) – 300°С; г) – 350°С; д) – 400°С

В работах [1,2] методом рентгеноструктурного анализа была исследована модификация тонких пленок ZnO в процессе изохронного отжига и было сделано заключение, что повышение температуры отжига приводит к незначительному укрупнению размеров нанокристалитов ZnO. Однако результаты данной работы, полученные методом атомно-силовой микроскопии (рисунок 1 и рисунок 2,а) показывают, что с ростом температуры отжига имеет место существенное укрупнение нанокристалитов ZnO в диапазоне от 100 нм до 1мкм.

На рисунках 2,а и 2,б приведены зависимости размеров зерна и электрического сопротивления пленок ZnO от температуры отжига на воздухе. Измерения зависимости электропроводности пленок в диапазоне температур отжига 20-600°С показали, что величина проводимости существенно меняется при изменении температуры отжига образцов (рисунке 2,б). Высокая температура отжига приводит к существенному возрастанию сопротивления пленок. Если сравнить динамику роста сопротивления пленки при отжиге на воздухе и динамику роста размеров кристаллитов, то можно заменить корреляцию процессов модификации свойств пленки: несложно заметить одинаковый характер изменения параметров материала, в котором просматривается прямая зависимость логарифма омического сопротивления с размерами нанокристаллитов.

Таблица 1 показывает, что модификация свойств пленок ZnO, получаемых реактивным магнетронным распылением, имеет место также при изменении парциального давления кислорода в процессе роста.

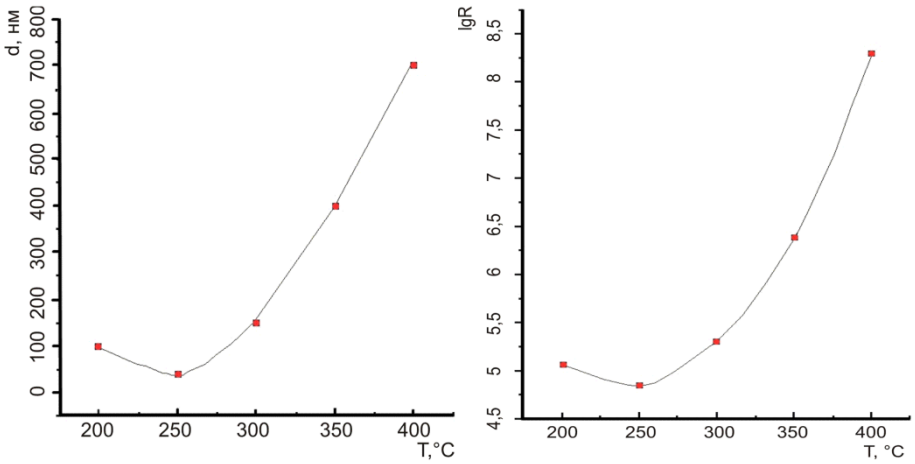


Рисунок 2. а) – зависимость размеров кристаллитов от температуры отжига, б) – зависимость сопротивления от температуры отжига

Таблица 1. Данные об относительном содержании кислорода к аргону в атмосфере роста для различных образцов ZnO

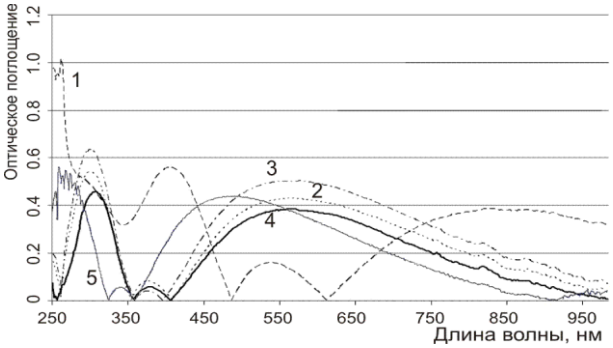
№ образца	3.2.10	5.2.10	4.2.10	11.2.10	12.2.10
Относительное содержание O_2	7%	13,(3)%	43,6%	10,5%	13,(8)%
Омическое сопротивление, кОм	47,5	131,5	>200 000	171	149

В работе методом широкодиапазонной спектроскопической эллипсометрии были также измерены спектральные зависимости оптических параметров – показателей преломления и поглощения N и K – пленок ZnO. Расчет N и K проводился с использованием формул Cauche, Sellmeier [3].

Рисунок 3 иллюстрирует спектральную зависимость коэффициента K оптического поглощения пленок ZnO, полученных при различных парциальных давлениях кислорода в процессе роста. Видно, что имеет место существенное отличие оптических свойств исследуемых образцов пленок ZnO. Из анализа полученных результатов можно сделать вывод, что свойства пленок ZnO зависят от концентрации неокисленных наночастиц металлического цинка, которые формируются в оксидной матрице ZnO и обусловливают изменение омического сопротивления и оптического поглощения в широких пределах.

Моделирование структуры гетероперехода p-Si–n-ZnO на основе спектральных зависимостей N и K показало наличие некоторого захороненного слоя силицида цинка (рисунок 4).

Дальнейшее исследование гетероперехода p-Si–n-ZnO методом рентгеновской дифракции, методика Θ-2Θ подтвердило наличие фазы $ZnSiO_3$ в образце. При детальном изучении спектров рентгеновской дифракции был замечен слабый сигнал, соответствующий $ZnSiO_3$. С целью надежной идентификации пика $ZnSiO_3$ был произведен повторный съем в диапазоне углов 20°-50° при максимальном времени экспозиции, результат которого приведен на рисунке 5. Идентификация пика по межплоскостным расстояниям также подтвердила наличие компонента $ZnSiO_3$ в исследуемом образце.



1 – O_2=4.37% R=∞; 2 – O_2=10.5% R=171 кОм; 3 – O_2=13.(8)% R=149 кОм; 4 – O_2=7% R=47,5 кОм; 5 – O_2=13,(3)% R=131,5 кОм

Рисунок 3. Спектральная зависимость показателя оптического поглощения K для различных образцов

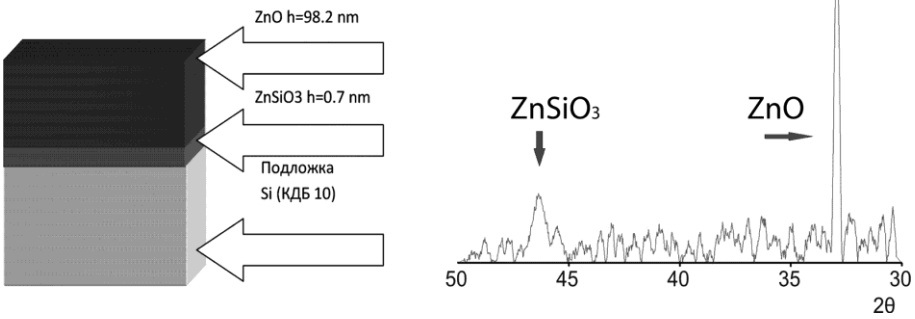


Рисунок 4. Модель структуры (слева) и рентгенограмма (справа) p-Si–n-ZnO

Измерение вольт-амперных характеристик гетероструктуры p-Si – n-ZnO показало, что они имеют диодный характер (рисунок 5). Сразу после напыления ВАХ носили менее выраженный диодный характер. Последовательное сопротивление и токи утечки гетероструктур резко падали при отжиге на воздухе при 750°C и 900°C. Это свидетельствует о гомогенизации границы раздела Si–ZnO, резком уменьшении при отжиге концентрации поверхностных дефектов и понижении электрического сопротивления границы раздела. Такое поведение характеристик гетероперехода может говорить о неизменной толщине промежуточного слоя на границе раздела материалов, при этом однородность границ раздела при проведении отжига может только изменяться в лучшую сторону.

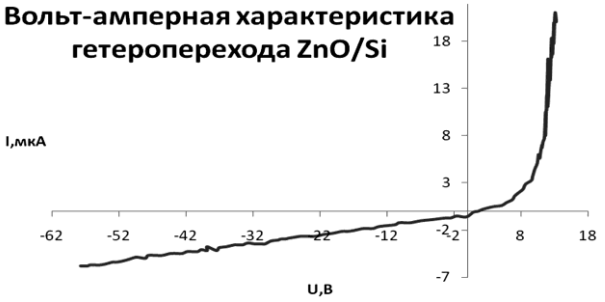
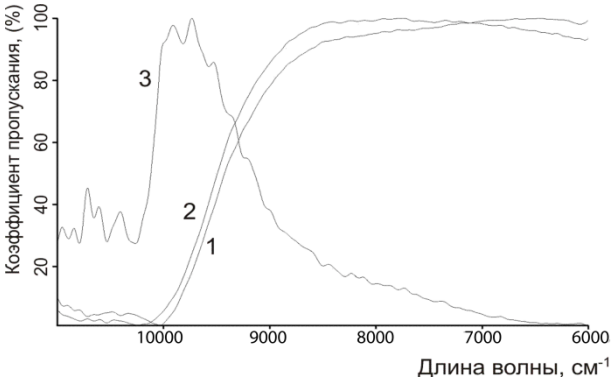


Рисунок 5. Вольтамперные характеристики гетероперехода p-Si – n-ZnO

На рисунке 6 приведены результаты исследования спектров оптического пропускания пленок ZnO, выращенных на кремниевой подложке. В качестве подложки использовался кремний марки КДБ 10 с кристаллографической ориентацией (111), толщиной 400 мкм и напыленным слоем ZnO, толщина которого составляла 1000 Å. Видно, что пленки ZnO проявляют просветляющие, антиотражающие свойства в диапазоне фоточувствительности кремния. Этот результат особо интересен с точки зрения увеличения эффективности солнечных фотопреобразователей на основе кристаллического и поликристлического кремния.



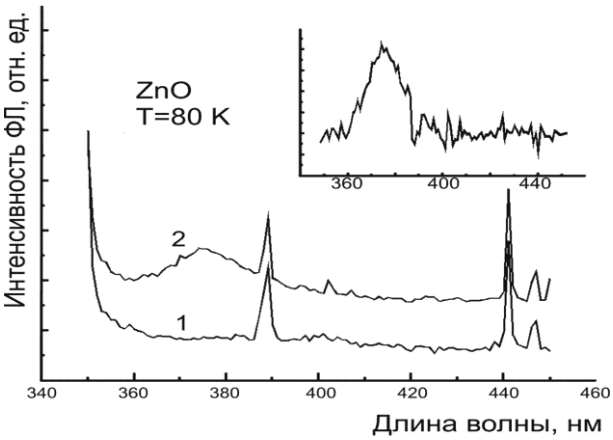
1 – кривая пропускаия чистого кремния КБД 10, 2 – образца ZnO/Si,3 – разностная криваядвух спектров ZnO/Si - КБД 10

Рисунок 6. Спектры пропускания

При расмотрении разностной кривой, заметен существенный провал в коротковолновой области. Однако этот факт однозначно не свидетельствует об уменьшении просветляющих свойств пленки ZnO при коротких волнах, а, скорее всего, связан с резким снижением пропускной спросбности кремния в области фундаментального поглощения.

Исследования спектров фотолюминесценции гетероперехода p-Si–n-ZnO показали (рисунок 7), что он обладает ультрафиолетовой фотолюминесценцией в области 375 нм, обусловленной излучательной рекомбинацией связанных экситонов. Полоса фотолюминесценции смещается от 400 нм до 375 нм при изменении температуры измерения от 300 К до 78 К.

В работе была также поставлена задача исследования влияния напряжений на границе раздела ZnO/Si на структуру гетероперехода p-Si–n-ZnO. Были приготовлены слоистые структуры a-Si/ZnO (рисунок 8), что позволило существенно увеличить концентрацию напряженных границ раздела. Рост структуры проводился на пластинах монокристаллического кремния КДБ 10 с ориентацией (111) на установке ионного распыления при давлении $1{,}8\cdot10^{-2}$ Торр. При росте слоев ZnO процентное соотношение кислорода в атмосфере роста составляло 10,5%, легирование алюминием проводилось посредством частичного заполнения активной площади мишени ZnO пластинами алюминия. С учетом различной скорости травления поверхностей процентный состав подбирался таким образом, чтобы обеспечить степень легирования ZnO до концентрации 1%. В завершении процесса роста образцы были отожжены на воздухе при температуре 200ºС.



1 – сигнал от подложки, 2 – от гетероперехода p-Si–n-ZnO, на вставке – разность кривых 1 и 2

Рисунок 7. Спектры фотолюминесценции



Рисунок 8. Структурная схема слоистой структуры a-Si/ZnO

Исследование морфологии поверхности слоистой структуры a-Si/ZnO проводились на зондовом и электронном сканирующих микроскопах. На рисунках 9 и 10 видно, что на поверхности образцов образуются разупорядоченные наноразмерные структуры. В сравнении с морфологией однослойной пленки ZnO на кремниевой подложке, полученной магнетронным способом, на которой наблюдается ансамбль кристаллитов ZnO, заметна существенная разница в виде остро выступающих пиков диаметра порядка 100 нм. Корреляция морфологии поверхности наблюдается лишь в случае увеличения температуры отжига однослойных пленок до 350–400ºС. Отсюда можно сделать вывод, что нижние слои аморфного кремния оказывают влияние на поверхность ZnO, формируя, тем самым, систему разупорядоченных наноразмерных структур, и снижает температуру образование более крупных зерен на поверхности образца.

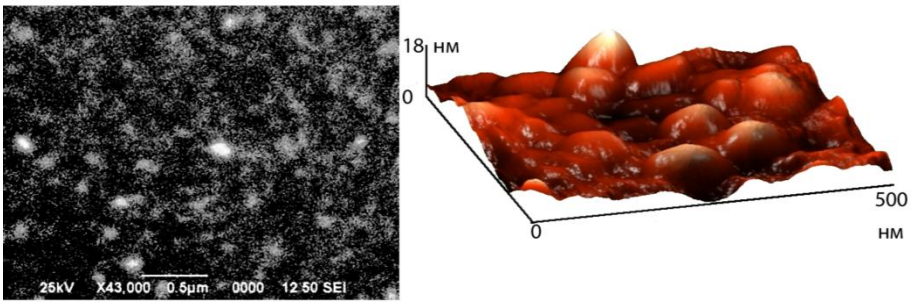


Рисунок 9. Снимки слоистой структуры a-Si/ZnO, полученные с помощью электронного сканирующего (слева) и атомно-силового (справа) микроскопов

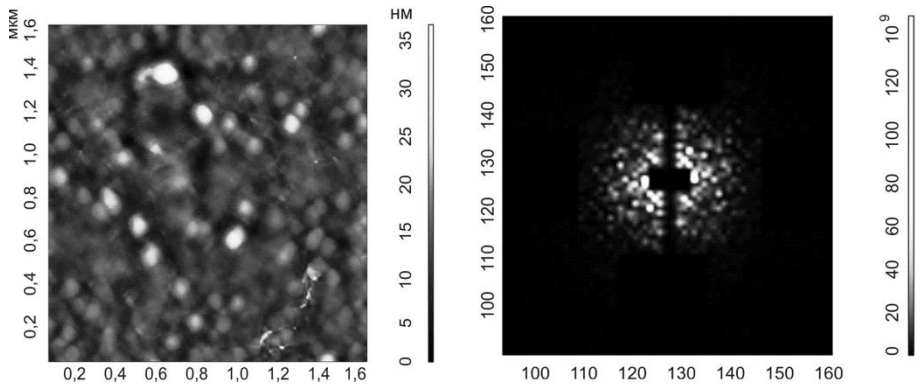


Рисунок 10. морфология поверхности (слева) и фурье-образ поверхности слоистой структуры a-Si/ZnO

Выводы

В заключении можно отметить следующие результаты. Образование поверхностных наноструктур ZnO на полупроводниковом кремнии при магнетронном и ионно-лучевом распылении мишени цинка в окисляющей атмосфере значительно модифицирует свойства кремния. Следует отметить, что при таком способе не достигается полного окисления осажденных пленок ZnO, что приводит к модификации поверхности и ее физических свойств при проведении изохронного отжига при различных температурах. При использовании в качестве подложечного материла полупроводникового кремния образуется не только гетеропереход, обладающий выпрямляющими свойствами, но и имеет место образование промежуточного силицидного слоя в области контакта обоих материалов. Использование многослойных периодических тонкопленочных структур существенно меняют кинетику процесса образования нанокристаллитов при изохронном отжиге структуры.

Литература

1. Tokmoldin, S.Zh. Structural and Optical Properties of Thin Metal-Oxide Films (ZnO and SnOx) Deposited on Glass and Silicon Substrates / S.Zh.Tokmoldin, B.N.Mukashev, N.B.Beisenkhanov, A.B.Aimagambetov and I.V.Ovcharenko in Semiconductor Defect Engineering-Materials // Synthetic Structures and Devices, Mater. Res. Soc. Symp. Proc. 864, Warrendale, PA, March 28-1 April 2005), E4.10.
2. Mukashev, B.N. Influence of structure changes of oxide films on their physical properties / B.N. Mukashev, S.Zh. Tokmoldin, N.B. Beisenkhanov, S.M. Kikkarin, I.V. Valitova, V.B. Glazman, A.B. Aimagambetov, E.A. Dmitrieva, B.M. Vermenitchev // Materials Science and Engineering, B, – 2005 – Volume 118, Issues 1-3. – Pages 164-169.
3. Zhong-Hong Dai Optical Properties of Zinc-oxide Films Determined Using Spectroscopic Ellipsometry with Various Dispersion Models / Zhong-Hong Dai, Rong-Jun Zhang, Jie Shao, Yi-Ming Chen, Yu-Xiang Zheng, Jia-Da Wu, Liang-Yao Chen //Journal of the Korean Physical Society. – 2009 – Vol. 55, No. 3. – pp. 1227-1232.

ЖАРТЫЛАЙӨТКІЗГІШТІ КРЕМНИЙДІҢ БЕТІНДЕ ZnO_X НАНОӨЛШЕМДІ ҚҰРЫЛЫМДАРЫН ҚАЛЫПТАСТЫРУ

Исова А.Т., Клименов В.В.

Физико-техникалық институты, Алматы, Қазақстан

Магнетронды және ионды-сәулелі шашырату әдісімен жартылайөткізгішті кремнийдің бетінде мырыш оксидінің наноөлшемді қабыршағы синтезделінді. p-Si–n-ZnO-ның гетероқұрылымының морфологиясы, электрлік және оптикалық параметрлері зерттеленді. Гетероөту аймағында $ZnSiO_3$ – өту қабатының бар болатындығы анықталды. 375нм аймағында p-Si–n-ZnO-нің гетероқұрылымы байланысқан экситондардың сәуле шығарғыштық рекомбинациясымен шартталған ультрокүлгін фотолюминесценцияға ие екені көрсетілген.

FORMATION OF ZnO_X NANO-SIZED STRUCTURES ON THE SURFACE OF SEMICONDUCTOR SILICON

A.T. Issova, V.V. Klimenov

Institute of Physics and Technology, Almaty, Kazakhstan

ZnO_x nano-sized films were synthesized on the surface of semiconductor silicon's by magnetron and ion-beam sputter deposition methods. p-Si-n-ZnO heterostructure's morphology, electric and optical characteristics were investigated. The presence of the $ZnSiO_3$ transition region in the heterojunction area was established. It was shown that p-Si-n-ZnO heterostructure reveals ultraviolet photoluminescence in the 375 nm range related to the radiative recombination of bound excitons.

УДК. 530.145 539.172

ПРИМЕНЕНИЕ МЕТОДА ГЛАУБЕРА-СИТЕНКО ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ РЕАКЦИИ ПЕРЕДАЧИ С ЛЕГКИМИ КЛАСТЕРНЫМИ ЯДРАМИ

[1)]Исматов Е.И., [2)]Убаев Ж.К.

[1)]Актюбинский государственный университет им. К. Жубанова, Казахстан
[2)]Актюбинский государственный педагогический институт, Казахстан

В работе рассмотрены взаимодействия нуклонов, дейтронов слабосвязанных кластерных ядер с ядерным веществом. Определен оптический потенциал для нуклонов и дейтронов. Получены интегральные сечения дифракционного взаимодействия слабосвязанных кластерных ядер, а также угловые распределения упруго рассеянных легких кластерных ядер.

Интерес к реакциям передачи нуклонов, особенно в последнее время, связан главным образом с возможностью извлечения информации о многочастичных состояниях ядер, которая не может быть получена другим способом. Изучение реакций передачи двух и трех нуклонов может дать, например, сведения о характеристиках двухчастичных и трехчастичных состояниях ядер, о схеме ядерной связи и о потенциале остаточного нуклон-нуклонного взаимодействия. Изучение реакций, в которых передается дейтрон, тритон и α-частица, может, кроме всего, прояснить ситуацию с ассоциированием в ядрах, в частности, вопрос о возможном существовании в ядрах дейтронных, тритонных и α-частичных состояний. Однако для того, чтобы понять, какого типа информация может быть получена в результате исследований той или иной реакции, нужно, прежде всего, установить ее механизм [1].

Передача пары нейтрон-протон наиболее широко исследовалась в реакциях (^{3}He, p) и (α, d). Но за последние годы в связи с данными о кластерной структуре ядер уделяется внимание изучению реакций (^{6}Li, α), (^{6}Li, d), (^{7}Li, t), (^{7}Li, α) и др.

Ядра ^{6}Li, ^{7}Li имеют ярко выраженную кластерную структуру с очень малой энергией связи по отношению к развалу ядра лития на α-частицу и дейтрон, α-частицу и тритон. Можно ожидать, что при взаимодействии с другими ядрами ^{6}Li будет вести себя как дейтрон, т.е. одним из основных процессов явится реакция срыва, с той лишь разницей, что вместо передачи нуклонов ядру мишени произойдет передача дейтронной ассоциации. В этом случае в реакции (^{6}Li, α) должно происходить преимущественное возбуждение дейтронных состояний. Исследование дейтронных состояний с помощью других реакций, например (α, d), затруднено, во-первых, потому что в α-частице маловероятно существование готового дейтронного кластера, во-вторых неясен механизм передачи нейтрона протону [3-10].

Наиболее общий подход к описанию реакции передачи предлагает дисперсионная теория прямых ядерных реакций И. С. Шапиро [2]. Амплитуда реакции представляет как бесконечная сумма фейнмановских диаграмм, каждая из которых соответствует определенным механизмам. Пример такого разложения показан на рисунке 1 для (^{6}Li, d) и (^{6}Li, α) - реакций на ядре ^{12}C. Вклад каждой диаграммы в амплитуду определяется удалением особой точки от физической области и величинами соответствующих вершинных частей. Ближе всего к физической области режим полюсов - особых точек графиков, соответствующих передаче кластера как целого.

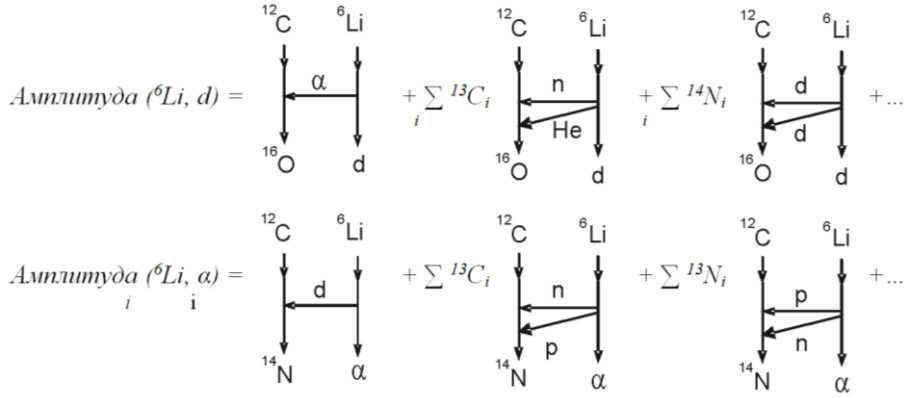


Рисунок 1. Разложение амплитуд реакций ^{12}C (^{6}Li, d) ^{16}O, ^{12}C (^{6}Li, α) ^{14}N по фейнмановским диаграммам дисперсионной теории ядерных реакций.

Тем не менее, нельзя утверждать, что вклад других диаграмм мал, в некоторых случаях их сумма может превзойти вклад полюсной диаграммы, особенно в (^{6}Li, α) – и (^{7}Li, α) – реакциях, где простейшие неполюсные процессы соответствуют «возбуждению» дейтрона и тритона, имеющих небольшую энергию связи.

Из дисперсионной теории также следует ожидать большего значения полюсного механизма передачи кластера по сравнению с другими реакциями под действием тяжелых ионов. Это хорошо видно из сравнения различных реакций по положению своих полюсов $t_0=2m\varepsilon$ (m - масса передаваемой частицы, ε - энергии связи (в случае передачи нейтрона в реакции (d, p) t_0=4,5)).

Положение полюса t_0 (Мэв, а.с.м.) для различных реакций передачи (таблица 1).

Таблица 1.

Передача дейтрона	t_0	Передача тритона	t_0	Передача α-частицы	t_0
(^{6}Li, α)	5,9	(^{7}Li, α)	14,8	(^{6}Li, d)	11,8
(^{3}He, p)	20,4	(α, p)	108	(^{7}Li, t)	19,7
(α, d)	94,4	(^{9}Be, ^{6}Li)	126	(^{14}N, ^{10}B)	92,7
(^{11}B, ^{9}Be)	63,2	(^{15}N, ^{12}C)	89	(^{16}O, ^{12}C)	57

Полюсы t_0 для реакций с участием ядер лития значительно ближе к физической области (начинающей вблизи t_0=0), чем для всех остальных реакций. В этом отношении реакции с ядрами лития можно сравнить с (d, p) - и (d,n) - реакциями.

В современном состоянии дисперсионная теория служит основой лишь для качественного понимания прямых процессов. Конкретные расчеты проводятся другими методами, из которых наиболее развиты методы искаженных волн и дифракционный. Вопрос о степени и области применимости первого до конца не решен, он удовлетворительно описывает реакции однонуклонной передачи с легкими ядрами, особенно (d, p)-реакции, однако при объяснении реакций с тяжелыми ионами возникает много проблем.

Мы применяем дифракционный метод описания реакции передачи кластеров, который отличается наглядностью и простотой конечных результатов.

Пренебрегая кулоновским взаимодействием, амплитуду дифракционного рассеяния слабо связанного ядра, состоящего из двух кластеров, можно записать в виде [2, 3]

$$f_y(\vartheta) = \frac{ik}{2\pi}\int d\vec{\rho} e^{-i\vec{\chi}\vec{\rho}} I(\rho), \qquad (1)$$

где $\chi = 2k\sin\frac{\vartheta}{2}$,

$$I(\rho) = \int d\vec{r}\left|\phi_0(r)\right|^2 \left(\omega_1+\omega_2-\omega_1\omega_2\right), \qquad (2)$$

$\vec{k}$ - волновой вектор падающего ядра; ρ - проекция радиус-вектора центра тяжести падающего ядра $\left(\vec{r_1}-\beta_m\vec{r_2}\right)/\left(1+\beta_m\right)$ на плоскость, перпендикулярную $\vec{k}$; ϑ - угол рассеяния; $\vec{r}=\vec{r_1}-\vec{r_2}$ - относительный радиус-вектор кластеров; $\phi_0(r)$ - волновая функция относительного движения кластеров в связанном состоянии; ω_1 и ω_2 - профилирующие функции, которые характеризуют дифракционное взаимодействие кластеров с рассеивающим ядром.

Применяя методики расчета, изложенные в работах [3-8], для интегрального сечения передачи любого кластера получим

$$\sigma_{полн} = e^{-2p^2}\left[I_0(2p^2)+I_1(2p^2)\right], \qquad (3)$$

где $p \equiv \sqrt{2\lambda}R$. Энергетическое распределение вылетающих кластеров с массой m_1 имеет вид

$$\sum_1(E_1) = \frac{\sum}{\sqrt{\pi}}\left(\frac{m_1+m_2}{4E\lambda\hbar^2}\right)^{1/2} \times \times\exp\left[-\frac{m_1+m_2}{4E\lambda\hbar^2}\left(E-\frac{m_1}{m_1+m_2}E\right)^2\right], \qquad (4)$$

здесь E - энергия падающего кластерного ядра, E_1 - энергия вылетающего кластера с массой m_1.

Угловое распределение вылетающих кластеров с массой m_1 выражается формулой

$$\frac{d\sigma(\vartheta_1)}{d\Omega} = \frac{2}{p^2}e^{-z/p^2}\left\{1-4\int_0^\infty d\xi\frac{J_1^2(\xi)}{\xi}I_0\left(\frac{z_1}{p^2}\xi\right)e^{-\frac{\xi^2}{p^2}} + \right.$$
$$+\frac{1}{\pi}\int_0^\infty d\xi\int_0^\infty d\xi' J_1(\xi)J_1(\xi')e^{\frac{-\xi^2+\xi'^2}{2p^2}}\times \qquad (5)$$
$$\left.\times\int_0^{2\pi}d\phi\frac{J_1(\eta_-)}{\eta_-}I_0\left(\frac{z_1}{p^2}\eta_+\right)\right\},$$

где

$$\eta_\mp = \sqrt{\xi^2+\xi'^2\mp 2\xi\xi'\cos\phi},$$

$$z_1 = \left[\frac{8m_1^2R^2E}{\hbar^2(m_1+m_2)}\right]^{1/2}\sin\frac{\vartheta_1}{2}.$$

$J_1(\chi)$ - сферическая функция Бесселя.

Если вылетают кластеры с массой m_2, то распределение их по энергиям и углам получаются соответствующей заменой на

$$\sum_2 \; E_2 \;,\; \frac{d\sigma(\vartheta_2)}{d\Omega} \text{ и } z_2.$$

Сечение поглощения кластера ядром - мишенью будет рассмотрено ниже.

Исследования процессов взаимодействия сложных частиц с ядрами, экспериментальное изучение которых активизировалось в последние годы, может дать новые сведения о многочастичных состояниях в ядрах, о схеме связи в ядрах, некоторых деталях нуклон-нуклонного взаимодействия. Изучение ядерных реакций, в которых выбираются и поглощаются сложные частицы, дает возможность выяснять вопросы об ассоциировании нуклонов в ядрах. Такие ядра, как дейтрон, тритон, ^{3}He, ^{6}Li, ^{7}Li, ^{7}Be, ^{9}Be, ^{13}C и другие имеют сравнительно малую энергию связи относительно развала на две части и кластерная структура многих из них известна уже давно. В настоящее время речь уже идет не только о качественном, но о более детальном количественном исследовании таких ядер. Один из наиболее интересных вопросов - восстановление волновой функции относительного движения кластеров в таких ядрах, что может, в частности, изучаться в реакциях срыва, или стриппинга, ядер, когда один из кластеров налетающего ядра поглощается ядром-мишенью, а другой кластер покидает область взаимодействия сталкивающихся ядер.

Реакция срыва кластерных ядер на ядрах можно изучать таким же образом, как и срыв дейтронов [2]. Поскольку массы кластеров в общем случае различны, то необходимо, прежде всего, обобщить формулы для сечений реакции срыва дейтрона, которые были получены ранее.

Общая формула для дифференциального сечения срыва одного ядра из двух кластеров на другом ядре в случае, когда первый кластер продолжает полет, а второй сливается с ядром-мишенью, имеет вид

$$d\sigma(\vec{k}_1) = \frac{d\vec{k}_1}{(2\pi)^3} \int d\vec{\rho}_2 \; 1 - |\Omega_1(\rho_2)|^2 \;\; / \\ / \int d\vec{r}_1 e^{-i\vec{k}_1\vec{r}_1} \times \Omega_1(\rho_2)\phi(\vec{r}_1 - \vec{r}_2)^2; \qquad (6)$$

здесь $\phi(\vec{r}_1 - \vec{r}_2)$ есть волновая функция относительного движения кластеров в падающем ядре. Остальные обозначения аналогичны обозначениям работы [3,9,10]. Поскольку мы изучаем относительное движение кластеров, внутренняя структура кластеров в формуле для сечения не учитывается.

Если в формуле для сечения проинтегрировать по перпендикулярной относительно направления падения ядра составляющей импульса $\hbar\vec{k}_1$ первого кластера, то получим распределение этих частиц по энергиям. В результате интегрирования по продольной составляющей $\vec{k}_1$ будем иметь угловое распределение вылетающих кластеров. Проинтегрировать по пространственным переменным можно, перейдя от радиус-векторов кластеров $\vec{r}_1$ и $\vec{r}_2$ к относительному радиус-вектору $\vec{r} = \vec{r}_1 - \vec{r}_2$ и вектору, определяющему центр инерции налетающего ядра

$$R = \frac{m_1}{m_1 + m_2}\vec{r}_1 + \frac{m_2}{m_2 + m_1}\vec{r}_2,$$

где m_1 и m_2 - массы первого и второго кластеров.

Продольная составляющая импульса $\hbar\vec{k}_{1z}$ улетающего кластера связана с его энергией E_1 и энергией налетающего ядра E соотношением

$$\hbar k_{1z} = \sqrt{\frac{m_1 + m_2}{2E}}\left(E_1 - \frac{m_1}{m_1 + m_2}E\right). \qquad (7)$$

Угол вылета освобождающегося кластера θ_1 связан с перпендикулярной относительно направления падения ядра составляющей его импульса $\hbar_1\alpha$ соотношением

$$\chi_1 = 2\frac{m_1}{m_1 + m_2}k\sin\frac{\theta}{2} = \\ = \left(\frac{8m_1^2 E}{\hbar^2 \;\; m_1 + m_2}\right)^{1/2} \sin\frac{\theta_1}{2} \equiv \frac{z_1}{R}, \qquad (8)$$

где $\hbar k$ - импульс налетающего ядра, а R - радиус ядра-мишени, которое мы будем считать сферическим.

Рассмотрим модель абсолютно черного поглощающего ядра. В этом случае профилирующая функция

$$\omega(\rho) = 1 - \Omega(\rho) = \Theta(R - \rho) = 0,5[(R - \rho)/|R - \rho| + 1]$$

и ее удобно представить в виде двукратного интеграла по плоскости, перпендикулярной импульсу $\hbar\vec{k}$:

$$\omega(\rho) = \frac{R}{2\pi}\int d\vec{q}\frac{1}{q}J_1(qR)e^{i\vec{q}\vec{r}}. \qquad (9)$$

Для черного ядра

$$\omega^2(\rho) = \omega(\rho); \;\; \Omega^2(\rho) = \Omega(\rho).$$

В качестве волновой функции относительного движения кластеров в падающем ядре используем зависящую только от расстояния r между кластерами функцию гауссовского типа

$$\phi(r) = \frac{2\lambda}{\pi}e^{-\lambda r^2}, \qquad (10)$$

где параметр λ связан с размерами кластерного ядра. Определим радиус такого ядра формулой

$$R_0 = \int_v d\vec{r}\left|\phi(\vec{r})\right|^2, \qquad (11)$$

тогда R_0 для нашей волновой функции будет равен $R_0 = \sqrt{2/\pi\lambda}$. Для дальнейшего удобно ввести безразмерный параметр $p = 2R/R_0\sqrt{\pi} = R\sqrt{2\lambda}$.

Полное сечение срыва с вылетом первого кластера, найденное интегрированием дифференциального сечения по трехмерному импульсу $\hbar\vec{k}_1$, равно [3,9,10]

$$\sigma_1 \equiv \pi R^2 \sum_{st} = \pi R^2 e^{-2p^2}\left[I_0\ 2p^2\ + I_1\ 2p^2\ \right]. \quad (12)$$

Очевидно, что полное сечение срыва σ_2 с вылетом второго нуклона равно такой же величине. При $p\rangle\rangle 1$ эти сечения переходят в известное простое выражение $\sigma_1 = \sigma_2 = \frac{\pi}{2} RR_0$.

Энергетическое распределение выбитых кластеров 1 будет определяться зависимостью [3, 9,10]

$$\sum_1(\theta_1) \equiv \frac{1}{\pi R^2}\frac{d\sigma_1(z_1)}{z_1 dz_1} = \frac{2}{p^2} e^{-\frac{z_1^2}{p^2}} \times \left\{ 1 - 4\int_0^\infty d\xi \frac{J_1^2(\xi)}{\xi} \times J_0\left(\frac{z_1}{p_2}\xi\right) e^{-\frac{\xi^2}{p^2}} + \right.$$
$$\left. + \frac{1}{\pi}\int_0^\infty d\xi \int_0^\infty d\eta J_1(\xi) J_1(\eta) e^{-\frac{\xi^2+\eta^2}{2p^2}} \times \int_0^2 d\phi \frac{J_1\sqrt{\xi^2+\eta^2-2\xi\eta\cos\phi}}{\sqrt{\xi^2+\eta^2-2\xi\eta\cos\phi}} I_0\left(\frac{z_1}{p^2}\sqrt{\xi^2+\eta^2-2\xi\eta\cos\phi}\right)\right\} \quad (14)$$

Для нахождения углового распределения кластеров 2 при их выбивании нужно заменить в последнем выражении $\sum_1\ \theta_1$ на $\sum_2\ \theta_2$, σ_1 на σ_2 и везде z_1 на

$$z_2 = \sqrt{\frac{8m_2^2 R^2 E}{\hbar^2(m_1+m_2)}}\sin\frac{\theta}{2}. \quad (15)$$

Конкретные численные расчеты проводились для падающих ядер ^{6}Li, энергия связи которых относительно развала на нейтрон (кластер 1) и альфа-частицу (кластер 2) равна всего 1,47 МэВ. Такая малая энергия связи приводит к сравнительно большим размерам ядра ^{6}Li за счет кластеризации (то есть к малым значениям параметра λ, пропорционально p^2 при заданном R).

В заключение приведем еще выражение для интегральных сечений: полного сечения взаимодействия двухкластерного ядра с ядром-мишенью σ_t и сечения поглощения падающего ядра ^{6}Li для использованной здесь гауссовской функции относительного движения кластеров:

$$\sum_1 = \sum_1(E_1) = \frac{1}{\pi R^2}\frac{d\sigma_1(E_1)}{dE_1} =$$
$$= \sum_{st}\left(\frac{m_1+m_2}{4\pi\hbar^2 E\lambda}\right)^{1/2} \times \quad (13)$$
$$\times \exp\left\{ -\frac{m_1+m_2}{4\pi\hbar^2 E\lambda}\left(E_1 - \frac{m_1}{m_1+m_2}E\right)^2\right\}.$$

При выбивании кластера 2 соответствующее энергетическое распределение $\sum_2(E_2)$ находится отсюда простой заменой индексов 1 на 2 и 2 на 1.

Угловое распределение выбитых кластеров 1 будет определяться выражением

$$\sigma_t = 2\pi R^2\ 1 + e^{-2p^2}\left[I_0\ 2p^2\ + I_1\ 2p^2\ \right], \quad (16)$$

$$\sigma_a = \frac{1}{2}\sigma_t - \sigma_1 + \sigma_2 =$$
$$= \pi R^2\ 1 - e^{-2p^2}\left[I_0\ 2p^2\ + I_1\ 2p^2\ \right], \quad (17)$$

Выражение для σ_t можно получить из оптической теоремы, связывающей σ_t с мнимой частью амплитуды упругого рассеяния кластерного ядра на нулевой угол. Заметим, что $\frac{1}{2}\sigma_t$ равно сумме интегральных сечений упругого рассеяния и дифракционного расщепления кластерного ядра в поле ядра-мишени.

Нами исследованы процессы выбивания нуклонов из многонуклонных ядер протонами с энергией в сотни МэВ.

В работе развит дифракционный метод описания передачи кластеров. Изучены реакции срыва с легких слабосвязанных ядер, а также выбивание нуклонов из ядер нуклонами средней энергии.

ЛИТЕРАТУРА

1. Шапиро, М.И. Дисперсионная теория прямых ядерных реакций / М.И. Шапиро. – М.: Атомиздат 1963. – 155 с.
2. Исматов, Е.И. Дифракционное рассеяние легких ядер на ядрах / Е.И. Исматов. – Ташкент 1974 г.
3. Ситенко, А.Г. Теория ядерных реакций / А.Г. Ситенко. – М.: Энергоатомиздат, 1983. -352 с.
4. Арушанов, Г. Г. Упругие и неупругие дифракционные ядерные взаимодействия / Г.Г. Арушанов, Е.И. Исматов. – Ташкент 1988. – 283 с.
5. Исматов, Е.И. Теория дифракционных ядерных процессов / Е.И. Исматов. – Ташкент 1978. – 176 с.
6. Исматов, Е.И. Известия НАН РК / Е.И.Исматов [и др.] // - 2003. - №4. – С. 25-32
7. Ismatov, E.I. Proccedings of II Eurasian Conference on Nuclear Science and its Application / E.I. Ismatov // Almaty - 2003 P. 216-234 s.

8. Исматов, Е.И. Упругие и неупругие дифракционные взаимодействия адронов и ядер при низких, средних, промежуточных и высоких энергиях / Е.И. Исматов, Ш.Х. Джураев, К.А. Кутербеков. – Алматы, 2002. - 311с .
9. Барашенков, В.С. Синь-Дин-чан О генерации пучков быстрых нейтронов / В.С. Барашенков. – 1960. – 489 с.
10. Теория ядра и ядерных реакций / А.Г. Ситенко [и др.]. – Актобе. 2004 . 299 с.

ГЛАУБЕР-СИТЕНКО ӘДІСІН ЖЕҢІЛ КЛАСТЕРЛІК ЯДРОЛАРДЫҢ РЕАКЦИЯ КЕЗІНДЕ ТАРАЛУЫН ЗЕРТТЕУ ҮШІН ҚОЛДАНУ

[1)]Исматов Е.И., [2)]Убаев Ж.К.

[1)]Қ.Жұбанов атындағы Ақтөбе мемлекеттік университеті, Казақстан
[2)]Ақтөбе мемлекеттік педагогикалық институты, Казақстан

Бұл жұмыста ядролық заттармен әлсіз байланыстағы кластерлік ядролардың дейтрон мен нуклондардың өзара әсерлесулері қарастырылған. Нуклондар мен дейтрондар үшін оптикалық потенциалы анықталған. Әлсіз байланыстағы кластерлік ядролардың дифракциялық өзара әсерлесу кезіндегі интегральдық қимасы алынып, сонымен бірге жеңіл ядролардың бұрыштық серпімді таралуы қарстырылған.

APPLICATION OF GLAUBER-SITENKO METHOD FOR THE RESEARCH THE REACTION OF TRANSFER WITH LIGHT CLUSTERED NUCLEUS

[1)]E.I. Ismatov, Z.K. Ubaev

[1)]Aktobe state university named after K.Zhubanov, Kazakhstan
[2)]Aktobe State Pedagogical Institute, Kazakhstan

In this work were examined the interaction of the nucleons, dethrones of the weak connecting cluster’s nuclear with the nuclear substance. The optical potential for the nucleons and dethrones were defined. The integral sections of difractional interaction of the weak connecting cluster’s nuclear and also the angular distribution of elastic dispersional light cluster’s nuclear were taken.

УДК 517.5

О ПРЕДЕЛЬНОЙ ПОГРЕШНОСТИ НЕТОЧНОЙ ИНФОРМАЦИИ ПРИ ОПТИМАЛЬНОМ ВОССТАНОВЛЕНИИ ФУНКЦИЙ ИЗ КЛАССОВ E_s^r И SW_2^r В МЕТРИКЕ L^2 ПО ТРИГОНОМЕТРИЧЕСКИМ КОЭФФИЦИЕНТАМ ФУРЬЕ

Таугынбаева Г.Е., Темиргалиев Н.

Евразийский национальный университет им. Л.Н. Гумилева
Институт теоретической математики и научных вычислений, Астана, Казахстан

В одной из модельных ситуаций решена задача восстановления функций по неточной информации, полученной от конечного набора функционалов.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ И ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Вычисление функционалов, как правило, не может быть математически точным, поэтому, самое лучшее, на что можно рассчитывать при восстановлении -- это точность, с которой заданы сами используемые значения функционалов.

С другой стороны, излишняя точность вычислений при реализации алгоритма приводит к неоправданному увеличению объема памяти и количества арифметических операций, поскольку не улучшает заложенного в алгоритме порядка точности.

Математическим эквивалентом изложенных выше положений является следующая постановка задачи восстановления по неточной информации (см.[1],[2]).

Пусть при некотором k ($k = 1, 2, ...$) даны нормированные пространства $X^{(1)},...,X^{(k)}$ и Y числовых функций, определенных на множествах $\Omega_{X^{(1)}},...,\Omega_{X^{(k)}}$ и Ω_Y соответственно, множества $F^{(j)} \subset X^{(j)}$ $j = 1,...,k$ и $T = Tf = u(y, f) \equiv$ $\equiv u(y, f_1,..., f_k)$ - отображение $F = F^{(1)} \times ... \times F^{(k)}$ в Y. Пусть также даны целые положительные числа $N_1,..., N_k$, вектор $\varepsilon^{(N)} = \varepsilon_1,....,\varepsilon_k \in R^N$ $N = N_1 + ... + N_k$, составленный из векторов $\varepsilon_j = \varepsilon_j^{(1)},....,\varepsilon_j^{(N_j)}$ с неотрицательными компонентами $\varepsilon_j^{(i)} \geq 0$ ($j = 1,...,k; i = 1,..., N_j$), набор функционалов $l^{(N)} = l_1,....,l_k$, $l_j = l_j^{(1)},...,l_j^{(N_j)}$, $l_j^{(i)} \cdot : F^j \to C$ $j = 1,...,k; i = 1,...,N_j$ и функция $\phi_N(\tau_1,...,\tau_k; y) : C^N \times \Omega_Y \to C$ такая, что $\phi_N(\tau_1,...,\tau_k; y)$ при всех фиксированных $\tau_j = \tau_j^{(1)},...,\tau_j^{(N_j)}$ $j = 1,...,k$ как функция от y принадлежит пространству Y, где C, как обычно, есть поле комплексных чисел.

Тогда для каждого $f = f_1,..., f_k \in F$ соответствующую функцию $Tf = u(y, f)$ будем приближать в метрике Y функцией - вычислительным агрегатом - $\phi_N\ z; y \equiv \phi_N\ z_1,..., z_k; y$, $z_j = z_j^{(1)},..., z_j^{(N_j)}$ $(j = 1,...,k)$, построенной по числовой информации $z \equiv z_1,..., z_k$ объема N, полученной об f посредством функционалов $l_1,....,l_k$ с точностью ε^N и переработанной по алгоритму ϕ_N до функции, зависящей от той же переменной, что и *Tf*. Именно, для данной пары l^N, ϕ_N положим

$$\delta_N(\ l^{(N)}, \phi_N\ ; T; F; \varepsilon^{(N)})_Y = \sup_{\substack{f = f_1,..., f_k \in F \\ z_1,..., z_k : |l_j^{(i)} f_j - z_j^{(i)}| \leq \varepsilon_j^{(i)} \\ j=1,...,k; i=1,...,N_j}} \left\| u(\cdot; f) - \phi_N(z_1,..., z_k; \cdot) \right\|_Y . \quad (1)$$

Пусть теперь l^N, ϕ_N есть множество всевозможных пар l^N, ϕ_N и пусть $D_N \subset l^N, \phi_N$, т.е. D_N есть некоторое множество вычислительных агрегатов l^N, ϕ_N.

Задача заключается в получении оценок сверху и оценок снизу (желательно совпадающих с точностью до констант) для величины

$$\delta_N(\varepsilon^{(N)}) \equiv \delta_N(D_N; T; F; \varepsilon^{(N)})_Y = \inf_{\left(l^N, \phi_N\right) \in D_N} \delta_N(\ l^{(N)}, \phi_N\ ; T; F; \varepsilon^{(N)})_Y \quad (2)$$

и в указании вычислительного агрегата $l^{(N)}, \phi_N$, реализующего оценку сверху.

При $\varepsilon^{(N)} = 0,...,0 \in R^N$ задача (1)-(2) есть задача восстановления по точной информации, где величина $\delta_N(0)$ в (1)-(2) одним из авторов [3] была названа *компьютерным (вычислительным) поперечником* (подробности см., в [4]-[10]).

Теперь условимся о следующих обозначениях. Через $c(\alpha, \beta, ...)$ будем обозначать некоторые положительные величины, разные, вообще говоря, в

разных формулах и зависящие лишь от указанных в скобках параметров.

Если $A_N\ _{N=1}^{\infty}$ -- последовательность положительных чисел и $B_N\ _{N=1}^{\infty}$ - произвольная числовая последовательность, то запись $B_N \underset{\alpha,\beta,\ldots}{<<} A_N$ означает, что найдется постоянная $c(\alpha, \beta, \ldots)$, для которой при каждом целом положительном N выполнено неравенство $|B_N| \le c\ \alpha,\beta,\ldots\ A_N$. Если же $A_N\ _{N=1}^{\infty}$ и $B_N\ _{N=1}^{\infty}$ - две последовательности положительных чисел, то запись $A_N \underset{\alpha,\beta,\ldots}{\succ\prec} B_N$ означает, что одновременно выполняются соотношения $A_N \underset{\alpha,\beta,\ldots}{<<} B_N$ и $A_N \underset{\alpha,\beta,\ldots}{>>} B_N$.

В случае, если $\delta_N\ D_N;T;F;0\ _Y \succ\prec \succ\prec \psi\ N\quad N\to+\infty$, то задача нахождения предельной погрешности неточной информации при оптимальном восстановлении $\tilde{\varepsilon}_N = \tilde{\varepsilon}_N^{(1)},\ldots,\tilde{\varepsilon}_N^{(N)}\quad N=1,2,\ldots$ состоит в следующем: выполнено $\delta_N\ D_N;T;F;\tilde{\varepsilon}_N\ _Y \succ\prec \psi\ N\quad N\to+\infty$, и, одновременно, для всяких возрастающих к $+\infty$ при возрастании N при каждом j последовательностей $\eta_N^{(j)}\quad N=1,2,\ldots;j=1,2,\ldots,N$ имеет место равенство

$$\varlimsup_{N\to\infty} \frac{\delta_N\ D_N;T;F;\ \eta_N^{(1)}\tilde{\varepsilon}_N^{(1)},\ldots,\eta_N^{(N)}\tilde{\varepsilon}_N^{(N)}\ _Y}{\delta_N\ D_N;T;F;0\ _Y} = +\infty.$$

Величина допустимой ошибки, естественно, должна быть возможно большей. Здесь же сформулировано ее свойство быть предельной, но с сохранением максимально возможной скорости убывания уклонения при восстановлении по точной информации.

При этом, искомая нечувствительность к восстановлению по неточной информации $\tilde{\varepsilon}_N$ следует из неравенств

$$c_1\psi(N) \le \delta_N(D_N;u;F;0)_Y \le$$
$$\le \delta_N(D_N;u;F;\tilde{\varepsilon}_N)_Y \le c_2\psi(N).$$

Таким образом, задача восстановления по неточной информации разбивается на две задачи.

Оценка сверху - $\delta_N(D_N;T;F;\tilde{\varepsilon}_N)_Y \le C_1\delta_N(0)$: для некоторого $C_1>0$ и для всякого N из достаточно плотной возрастающей к $+\infty$ последовательности целых положительных чисел найдутся положительные числа $\tilde{\varepsilon}_N>0$ и вычислительный агрегат $\bar{l}^{(N)},\bar{\phi}_N = \bar{\phi}_N\ \bar{l}_1(f),\ldots,\bar{l}_N(f);\cdot$ из D_N такие, что для всякой функции $f\in F$ и всякого $\gamma_k^{(N)}$, $|\gamma_k^N| \le 1\ k=1,\ldots,N$, выполнено неравенство

$$\left\| Tf - \bar{\varphi}_N\left(\bar{l}(f)+\tilde{\varepsilon}_N\gamma_1^{(N)},\ldots,\bar{l}_N(f)+\tilde{\varepsilon}_N\gamma_N^{(N)};x\right)\right\|_Y \le C_1\delta_N(0)\cdot$$

Оценка снизу - $\delta_N(D_N;T,F;\tilde{\varepsilon}_N)_Y \ge C_2\delta_N(0)$: Дана положительная последовательность $\tilde{\varepsilon}_N\ _{N=1}^{\infty}, \tilde{\varepsilon}_N\to 0$. Для некоторого $C_2>0$ и для некоторой возрастающей к $+\infty$ последовательности целых положительных N и для всякого вычислительного агрегата $l^{(N)},\phi_N$ из D_N найдутся функция $\bar{f}\in F$ и набор чисел $\bar{\gamma}_k^{(N)}$, $|\bar{\gamma}_k^{(N)}| \le 1\ k=1,\ldots,N$ такие, что

$$\left\| T\bar{f} - \varphi_N\left(\bar{l}(\bar{f})+\tilde{\varepsilon}_N\bar{\gamma}_1^{(N)},\ldots,l_m(\bar{f})+\tilde{\varepsilon}_N\bar{\gamma}_N^{(N)};\cdot\right)\right\|_Y \ge C_2\delta_N(0).$$

В работах [11-12] ранее была изучена задача восстановления функций по неточной информации и получены предельные погрешности для классов Соболева $W_p^r(0,1)$ в метрике L^q, где $1\le p<q\le\infty$, и классов Никольского $H_p^r(0,1)$ в равномерной метрике. В обеих случаях

$D_N^* = l_1(f),\ldots,l_N(f)\ :l_j(f) - $ *все возможные линейные функционалы на линейной оболочке класса* F *такие, что* $|l_j(1)| \le 1\ \times\ \phi_N$.

Справедливы следующие теоремы.

Теорема А(см.[11]). *Пусть даны числа* $1\le p<q\le\infty$ *и* $r\ r=1,2,3,\ldots.$ *такие, что* $rp>1$ *и пусть* $\tilde{\varepsilon}_N = N^{-\left(r-\left(\frac{1}{p}-\frac{1}{q}\right)\right)}$. *Тогда*

$$\delta_N(D_N^*;Tf=f;W_p^r\ 0,1\ ;0)_{L^q} \succ\prec$$
$$\succ\prec \delta_N(D_N^*;Tf=f;W_p^r\ 0,1\ ;\tilde{\varepsilon}_N =$$
$$= N^{-\left(r-\left(\frac{1}{p}-\frac{1}{q}\right)\right)})_{L^q} \succ\prec \tilde{\varepsilon}_N = N^{-\left(r-\left(\frac{1}{p}-\frac{1}{q}\right)\right)},$$

причем для всякой возрастающей к $+\infty$ *положительной последовательности* $\eta_N\ _{N=1}^{\infty}$ *имеет место равенство*

$$\varlimsup_{N\to\infty} \frac{\delta_N\left(D_N^{(*)};Tf=f;W_p^r(0,1);\tilde{\varepsilon}_N\eta_N = N^{-\left(r-\left(\frac{1}{p}-\frac{1}{q}\right)\right)}\eta_N\right)_{L^q}}{\delta_N\ D_N^{(*)};Tf=f;W_p^r(0,1);0\ _{L^q}} = +\infty.$$

Теорема В (см.[12]). *Пусть даны числа* $1\le p<\infty$ *и* $r>1+\frac{1}{p}$ *и пусть* $\tilde{\varepsilon}_N = N^{-\left(r-\frac{1}{p}\right)}$. *Тогда*

$$\delta_N(D_N^*;Tf=f;H_p^r\ 0,1\ ;0)_{C[0,1]} \succ\prec$$
$$\succ\prec \delta_N(D_N^*;Tf=f;H_p^r\ 0,1\ ;\tilde{\varepsilon}_N = N^{-\left(r-\frac{1}{p}\right)})_{C\ 0,1} \succ\prec$$
$$\succ\prec \tilde{\varepsilon}_N = N^{-\left(r-\frac{1}{p}\right)},$$

причем для всякой возрастающей к $+\infty$ положительной последовательности $\eta_N\ _{N=1}^{\infty}$ имеет место равенство

$$\overline{\lim_{N\to\infty}}\frac{\delta_N\left(D_N^{(*)};Tf=f;H_p^r(0,1);\tilde{\varepsilon}_N\eta_N=N^{-\left(r-\frac{1}{p}\right)}\eta_N\right)_{C[0,1]}}{\delta_N\ \ D_N^{(*)};Tf=f,H_p^r(0,1);0\ _{C[0,1]}}=+\infty.$$

Отметим, что здесь в обеих случаях предельная погрешность по неточной информации совпадает с порядком неулучшаемой погрешности при восстановлении по точной информации.

В данной работе изучаются следующие конкретизации сформулированной общей задачи восстановления по неточной информации:

1) $F=E_s^r$ - класс Коробова,

2) $F=SW_2^r(0,1)^s$ -класс Соболева с доминирующей смешанной производной (определения классов даны ниже).

Далее, полагаем $Y=L^2$, а D_N определим следующим образом.

Пусть

$$l_k\ \ f\ =\hat{f}(m^{(k)})=$$
$$=\int\limits_{[0,1]^s}f(x)e^{-2\pi i(m^{(k)},x)}dx\ \ (k=1,...,N), \qquad (3)$$

$$\phi_N(z_1,...,z_N;x)=\sum_{k=1}^{N}z_k e^{2\pi i(m^{(k)},x)}, \qquad (4)$$

где $m^{(1)},...,m^{(N)}$ - заданный набор элементов Z^s. Положим

$$D_N=\left\{\begin{array}{l}\phi_N\ \ l_1(f),...,l_N(f);x\ =\\ =\sum\limits_{k=1}^{N}\hat{f}(m^{(k)})e^{2\pi i(m^{(k)},x)}:m^{(k)}=\\ =\ m_1^{(k)},...,m_s^{(k)}\ \in Z^s\quad k=1,...,N\end{array}\right\} \qquad (5)$$

В условиях обозначений (3)-(5) имеют место

Теорема 1. *Пусть даны числа $s(s=1,2,...)$ и $r>\frac{1}{2}$, числовая последовательность*

$\tilde{\varepsilon}_N=\frac{lnN\ ^{r(s-1)}}{N^r}\ \ N=1,2,3,...$ *. Тогда верны следующие соотношения*

$$\delta_N(0)\equiv\delta_N(D_N;Tf=f;E_s^r;0)_{L^2}\asymp$$
$$\asymp\delta_N(D_N;Tf=f;E_s^r;\tilde{\varepsilon}_N=\frac{lnN\ ^{r(s-1)}}{N^r})_{L^2}\asymp$$
$$\asymp\tilde{\varepsilon}_N\cdot\sqrt{N}=\frac{(lnN)^{r(s-1)}}{N^{r-\frac{1}{2}}},$$

причем для всякой возрастающей к $+\infty$ положительной последовательности $\eta_N\ _{N=1}^{\infty}$ имеет место равенство

$$\overline{\lim_{N\to\infty}}\frac{\delta_N\left(D_N;Tf=f;E_s^r;\tilde{\varepsilon}_N\eta_N=\frac{lnN\ ^{r(s-1)}}{N^r}\eta_N\right)_{L^2}}{\delta_N\left(D_N;Tf=f;E_s^r;\tilde{\varepsilon}_N=\frac{lnN\ ^{r(s-1)}}{N^r}\right)_{L^2}}=+\infty$$

Теорема 2. *Пусть даны числа $s(s=1,2,...)$ и $r>\frac{1}{2}$, числовая последовательность*

$\tilde{\varepsilon}_N=\frac{lnN\ ^{r(s-1)}}{N^{r+\frac{1}{2}}}\ \ N=1,2,3,...$ *. Тогда верны следующие соотношения*

$$\delta_N(0)\equiv\delta_N(D_N;Tf=f;SW_2^r(0,1)^s;0)_{L^2}\asymp$$
$$\asymp\delta_N(D_N;Tf=f;SW_2^r(0,1)^s;\tilde{\varepsilon}_N=$$
$$=\frac{lnN\ ^{r(s-1)}}{N^{r+\frac{1}{2}}})_{L^2}\asymp\tilde{\varepsilon}_N\sqrt{N}=\frac{lnN\ ^{r(s-1)}}{N^r},$$

причем для всякой возрастающей к $+\infty$ положительной последовательности $\eta_N\ _{N=1}^{\infty}$ имеет место равенство

$$\overline{\lim_{N\to\infty}}\frac{\delta_N\left(D_N;Tf=f;SW_2^r(0,1)^s;\tilde{\varepsilon}_N\eta_N=\frac{lnN\ ^{r(s-1)}}{N^{r+\frac{1}{2}}}\eta_N\right)_{L^2}}{\delta_N\left(D_N;Tf=f;SW_2^r(0,1)^s;\tilde{\varepsilon}_N=\frac{lnN\ ^{r(s-1)}}{N^{r+\frac{1}{2}}}\right)_{L^2}}=+\infty.$$

Теоремы 1 и 2 справедливы и при более общих условиях, когда алгоритм переработки информации $\phi_N(z_1,...,z_N;x)$ есть произвольная измеримая функция по x из класса $L^2(0,1)^s$ при любых фиксированных $z_1,...,z_N$ (и, конечно, $\phi_N(0,...,0;x)\equiv 0$).

Именно, при

$$D_N^{(1)}=\left\{\begin{array}{l}l_1(f)=\hat{f}(m^{(1)}),...,l_N(f)=\\ =\hat{f}(m^{(N)}):m^{(1)}\in Z^s,...,m^{(N)}\in Z^s\end{array}\right\}\times\ \phi_N \qquad (6)$$

справедливы следующие теоремы.

Теорема 3. *Пусть даны числа $s(s=1,2,...)$ и $r>\frac{1}{2}$, числовая последовательность*

$\tilde{\varepsilon}_N=\frac{lnN\ ^{r(s-1)}}{N^r}\ \ N=1,2,3,...$ *. Тогда верны соотношения*

$$\delta_N(0) \equiv \delta_N(D_N^{(1)};Tf = f;E_s^r;0)_{L^2} \asymp \delta_N(D_N^{(1)};Tf =$$

$$= f;E_s^r;\tilde{\varepsilon}_N = \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^r})_{L^2} \asymp$$

$$\asymp \tilde{\varepsilon}_N\sqrt{N} = \frac{(lnN)^{r(s-1)}}{N^{r-\frac{1}{2}}},$$

причем для всякой возрастающей к $+\infty$ положительной последовательности $\eta_N{}_{N=1}^{\infty}$ имеет место равенство

$$\overline{\lim_{N\to\infty}} \frac{\delta_N\left(D_N^{(1)};Tf = f;E_s^r;\tilde{\varepsilon}_N\eta_N = \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^r}\eta_N\right)_{L^2}}{\delta_N\left(D_N^{(1)};Tf = f;E_s^r;\tilde{\varepsilon}_N = \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^r}\right)_{L^2}} = +\infty.$$

Теорема 4. *Пусть даны числа $s(s=1,2,...)$ и $r>\frac{1}{2}$, числовая последовательность $\tilde{\varepsilon}_N = \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^{r+\frac{1}{2}}}$ $N=1,2,3,...$. Тогда верны следующие соотношения*

$$\delta_N(0) \equiv \delta_N(D_N^{(1)};Tf = f;SW_2^r(0,1)^s;0)_{L^2} \asymp$$

$$\asymp \delta_N(D_N^{(1)};Tf = f;SW_2^r(0,1)^s;\tilde{\varepsilon}_N = \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^{r+\frac{1}{2}}})_{L^2} \asymp$$

$$\asymp \tilde{\varepsilon}_N\cdot\sqrt{N} = \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^r},$$

причем для всякой возрастающей к $+\infty$ положительной последовательности $\eta_N{}_{N=1}^{\infty}$ имеет место равенство

$$\overline{\lim_{N\to\infty}} \frac{\delta_N\left(D_N^{(1)};Tf = f;SW_2^r(0,1)^s;\tilde{\varepsilon}_N\eta_N = \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^{r+\frac{1}{2}}}\eta_N\right)_{L^2}}{\delta_N\left(D_N^{(1)};Tf = f;SW_2^r(0,1)^s;\tilde{\varepsilon}_N = \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^{r+\frac{1}{2}}}\right)_{L^2}} = +\infty.$$

Вывод

Если, как это уже отмечалось выше, в теоремах А и В предельная погрешность $\tilde{\varepsilon}_N = N^{-\left(r-\left(\frac{1}{p}-\frac{1}{q}\right)\right)}$ восстановления по неточной информации имеет порядок неулучшаемой погрешности $\delta_N(0) \asymp N^{-\left(r-\left(\frac{1}{p}-\frac{1}{q}\right)\right)}$ при восстановлении по точной информации, то в условиях теорем 1,2,3 и 4 ситуация совершенно иная.

Именно, при восстановлении в гильбертовой метрике функций из классов Коробова $E_s^r(r>\frac{1}{2})$ по информации, полученной от тригонометрических коэффициентов Фурье и переработанной по произвольному алгоритму величина предельной погрешности есть $\tilde{\varepsilon}_N \asymp \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^r}$, в то время как $\delta_N(0) \asymp \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^{r-\frac{1}{2}}}$, т.е. $\tilde{\varepsilon}_N$ имеет порядок на $\frac{1}{\sqrt{N}}$ меньше $\delta_N(0)$.

То же самое, в классах SW_2^r: $\delta_N(0) \asymp \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^r}$ и $\tilde{\varepsilon}_N \asymp \frac{lnN^{\,r(s-1)}}{N^{r+\frac{1}{2}}}$ соответственно.

В заключение приведем необходимые определения и вспомогательные утверждения, которые используются при доказательстве теорем.

Все рассматриваемые функции будем считать определенными на всем пространстве R^s, 1-периодическими по каждой из своих s переменных и суммируемыми на кубе периодов $0,1^{\,s}$.

Для положительного R под $\Gamma_R \equiv \Gamma_R^s$ будем понимать множество (т.н. гиперболический крест)

$$\Gamma_R = \{m=(m_1,\ldots,m_s)\in Z^s : \overline{\overline{m}} \le R\},$$

где, здесь и всюду ниже, для всякого $m=(m_1,\ldots,m_s)\in Z^s$ положено

$$\overline{\overline{m}} = \prod_{j=1}^{s}\overline{m}_j,\ \overline{m}_j = \max\{1,|m_j|\}.$$

Пусть s - целое положительное число, $r>\frac{1}{2}$. Через E_s^r обозначают множество всех 1-периодических по каждой переменной функций $f(x)=f(x_1,\ldots,x_s)$ из класса $L(0,1)^s$, тригонометрические коэффициенты Фурье-Лебега которых для всех $m=(m_1,\ldots,m_s)\in Z^s$ удовлетворяют условию

$$\left|\hat{f}(m)\right| \le \overline{\overline{m}}^{\,-r}.$$

Пусть s - целое положительное число, $r>0$. Класс Соболева с доминирующей смешанной производной $SW_2^r(0,1)^s$ есть множество всех 1- периодических по каждой переменной функций $f(x)=f(x_1,...,x_s)$, представимых в виде

$$f(x) = \sum_{m\in Z^s}\hat{f}(m)e^{2\pi i(m,x)},\ \sum_{m\in Z^s}\left|\hat{f}(m)\right|^2(\overline{\overline{m}})^{2r} \le 1.$$

Норму пространства $L^q\ 0,1^{\ s}\ (1 \le q < \infty)$, как обычно, будем обозначать через $\|\cdot\|_{L^q}$ или $\|\cdot\|_q$, то есть

$$\|f\|_{L^q} \equiv \|f\|_q = \left(\int\limits_{0,1^{\ s}} |f(x)|^q \, dx \right)^{\frac{1}{q}},$$

а под $L^\infty\ 0,1^{\ s}$ будем всюду понимать $C\ 0,1^{\ s}$.

Справедливы следующие леммы.

Лемма 1 (см.[13]). *При любых действительных* $\alpha > 1$ и $t \ge 1$ *справедлива оценка*

$$\sum \frac{1}{(m_1 \cdot \ldots \cdot m_s)^\alpha} \le C \frac{(1+lnt)^{s-1}}{t^{\alpha-1}},$$

где суммирование распространено на все системы целых положительных чисел $m_1,\ldots,m_s$ *для которых произведение* $m_1 \cdot \ldots \cdot m_s$ *больше или равно* t.

Лемма 2 (см.[13-14]). *Пусть даны числа* $s(s = 1,2,\ldots)$ *и* $R > 0$. *Тогда*

$$\sum_{\bar{m}_1 \cdot \ldots \cdot \bar{m}_s \le R} 1 \asymp R\ lnR^{\ s-1}.$$

В следующих двух леммах $D_N^{(1)}$ определено в (6).

Лемма 3 (см.[15]). *Пусть даны числа* $s(s = 1,2,\ldots.)$ *и* $r > \frac{1}{2}$. *Тогда выполнено соотношение*

$$\delta_N(D_N^{(1)}; Tf = f; E_s^r; 0)_{L^2} \asymp \frac{lnN^{\ r(s-1)}}{N^{r-\frac{1}{2}}} (N = 1,2,\ldots),$$

Лемма 4 (см.[15]). *Пусть даны числа* $s(s = 1,2,\ldots.)$ *и* $r > \frac{1}{2}$. *Тогда выполнено соотношение*

$$\delta_N(D_N^{(1)}; Tf = f; SW_2^r(0,1)^s; 0)_{L^2} \asymp$$

$$\asymp \frac{lnN^{\ r(s-1)}}{N^r} (N = 1,2,\ldots).$$

ЛИТЕРАТУРЫ

1. Темиргалиев Н. О задаче восстановления по неточной информации / Темиргалиев Н. // Вестник Евразийского национального университета – 2004 – №1-С. 202-209.
2. Темиргалиев Н. Предельная нечувствительность операторов восстановления по неточной информации / Темиргалиев Н. //Тезисы докладов 10-ой Межвузовской конференции по математике и механике,Алматы, ЭВЕРО – 2004- т.29-С.252-253.
3. Темиргалиев Н. Компьютерные (вычислительные) поперечники / Темиргалиев Н. // Тезисы докладов 11-ой Межвузовской конференции по математике и механике, посвященной 10-летию ЕНУ им. Л.Н.Гумилева, Астана-25-26 мая 2006 – С. 48.
4. Темиргалиев Н. Компьютерный (вычислительный) поперечник. Алгебраическая теория чисел и гармонический анализ в задачах восстановления (метод квази-Монте Карло). Теория вложений и приближений. Ряды Фурье. Спец. выпуск, посвященный научным достижениям математиков ЕНУ им. Л.Н.Гумилева / Темиргалиев Н. // Вест.ЕНУ им. Л.Н.Гумилева, 2010- С.1-194.
5. Темиргалиев Н. Об информативной мощности линейных функционалов / Темиргалиев Н, Ажгалиев Ш.У. // Матем. заметки -2003- Т.3-№6-С.803-812.
6. Ажгалиев Ш.У Информативная мощность всех линейных функционалов при восстановлении функций из классов H_p^o / Ажгалиев Ш.У., Темиргалиев Н. //Матем. сб. – 2007- Т198-№1-С. 3-20.
7. Ибатулин И. Об информативной мощности всех возможных линейных функционалов при дискретизации решений уравнения Клейна-Гордона в метрике $L^{2,\infty}$ / Ибатулин И.,Темиргалиев Н. //Дифф. уравн.-2008-Т44-№4-С. 491-506.
8. Ажгалиев Ш.У. О дискретизации решений уравнений теплопроводности / Ажгалиев Ш.У. // Матем. заметки – 2007 - Т 82 -№ 2- С.177-182.
9. Абикенова Ш.К. О точном порядке информативной мощности всех возможных линейных функционалов при дискретизации решений волнового уравнения/ Абикенова Ш.К.,Темиргалиев Н // Дифф. уравн.-2010 – Т.46 -№ 8-С.1201-1204.
10. Темиргалиев Н. *Математика: Избранное. Наука*,ред. Б. С. Кашин. / Темиргалиев Н. // Изд-во ЕНУ им. Л.Н. Гумилева-Астана ,2009- 613 с.
11. Темиргалиев Н. О предельной погрешности неточной информации при оптимальном восстановлении функций из класса Никольского в равномерном метрике / Темиргалиев Н.,Ажгалиев Ш.У.,Таугынбаева Г.Е. // Вест.ЕНУ им. Л.Н.Гумилева, Астана,-2010-Т. 77-№4 - С.101-110.
12. Темиргалиев Н. К вопросу о предельной погрешности неточной информации при оптимальном восстановлении функций / Темиргалиев Н.,Ажгалиев Ш.У.,Таугынбаева Г.Е. Темиргалиев Н.,Ажгалиев Ш.У.,Таугынбаева Г.Е. // Вест.ЕНУ им. Л.Н.Гумилева, Астана,-2010-Т. 77-№4 –С.111-118.
13. Коробов Н.М. Теоретикочисловые методы в приближенном анализе./ Коробов Н.М. // М.: Физматгиз,1963-С..
14. Темляков В.Н. Приближение функций с ограниченной смешанной производной / Темляков В.Н. // Труды МИАН СССР. - 1986. -Т.178.-С.1-112.
15. Ажгалиев Ш.У. Приближенное восстановление по линейной информации функций и решений уравнения теплопроводности с функциями распределения начальных температур из классов W, B, SW и E : Дисс на соиск. учен. степ.канд.физ.-мат. наук.:010101: защищена 2000г. / Ажгалиев Шапен Урынбасарович Алматы, 2001.-С. 78

E_s^r ЖӘНЕ SW_2^r КЛАСТАРЫНАН АЛЫНҒАН ФУНКЦИЯЛАРДЫ L^2 МЕТРИКАСЫНДА ФУРЬЕ КОЭФФИЦИЕНТТЕРІ АРҚЫЛЫ ОПТИМАЛДЫ ЖУЫҚТАУДАҒЫ ДӘЛ ЕМЕС МӘЛІМЕТТІҢ ШЕКТІК ҚАТЕЛІГІ ТУРАЛЫ

Тауғынбаева Ғ.Е., Темірғалиев Н.

Л.Н. Гумилев атындағы Еуразия Ұлттық Университеті
Теоретикалық математика және ғылыми есептеулер институты, Астана, Қазақстан

Функционалдардың ақырлы жиынынан алынған дәл емес мәліметтер бойынша функцияны жуықтаудың моделді жағдайларының бірінде есеп шығарылған.

ON MAXIMAL DEVIATION OF THE UNEXACT INFORMATION IN OPTIMAL RECOVERY OF FUNCTIONS IN CLASSES E_s^r AND SW_2^r IN THE METRIC L^2 ON TRIGONOMETRICAL FOURIER COEFFICIENTS

G.E. Tauginbaeva, N. Temirgaliyev

L.N.Gumilyov Eurasian National University
Institute of Theoretical Mathematics and Scientific Computations, Astana, Kazakhstan

In one of modeling case there are solved problem of recovery of functions on unexact information, which received from a final set of functional.

СПИСОК АВТОРОВ

Акимбаева А.М., 17
Алейников Ю.В., 33, 60
Аринкин Ф.М., 54
Артемова В.А., 50
Байгазинов Ж.А., 148
Батырбеков Г.А., 17
Беляшов А., 138
Витюк В.А., 26, 33, 41, 74
Вурим А.Д., 26, 33, 41
Гайдайчук В.А., 33, 106
Гановичев Д.А., 60
Горин Н.В., 95
Гучева О.А., 17
Дерявко И.И., 95
Жанабатырова Д., 17
Жданов С.В., 5
Жилкашинова А.М., 118
Жотабаев Ж.Р., 26, 33, 41, 74, 114
Жумадилова У.А., 60
Заурбекова Ж.А., 89
Избасханова А.Т., 106
Иркимбеков Р.А., 114
Исматов Е.И., 167
Исова А.Т., 155, 161
Истомин Ю.Л., 33
Кабдрахимова Г.Д., 50
Кадыржанов К.К., 17
Клименов В.В., 155, 161
Козловский Е.В., 106
Колокольцов М.В., 84
Колточник С.Н., 54
Котов В.М., 69, 114
Кретинин А.А., 84
Кульсартов Т.В., 89
Купчишин А.И., 128, 134
Курпешева А.М., 74, 79, 114
Кутербеков К.А., 124
Лукашенко С.Н., 148
Макаров Д.А., 84
Маханов У.М., 17
Михайлова Н.Н., 142
Мукамбаев А.С., 142
Мукушева М., 138
Мурзагалиева А.А., 79
Мухамбетжан А.М., 124
Мухаметжарова Р.А., 69
Никифоров А.И., 155
Паницкий А.В., 148
Паханов Н.А., 155
Пахниц А.В., 79
Пенионжкевич Ю.Э., 124
Пивоваров С.П., 128, 134
Полешко А.Н., 50
Попов Ю.А., 41
Прозорова И.В., 60
Пчеляков О.П., 155
Романенко В.В., 74
Севериненко М.А., 50
Скаков М.К., 118
Соболев Ю.Г., 124
Талочкин А.Б., 155
Таугынбаева Г.Е., 172
Темиргалиев Н., 172
Тлебаев К.Б., 128, 134
Токмолдин С.Ж., 155
Тулеушев А.Ж., 5
Тулубаев Е.Ю., 89
Тухватулин Ш.Т., 95
Убаев Ж.К., 167
Уразина М.Т., 124
Чекушина Л.В., 54
Черепнин Ю.С., 95
Чернядьев В.В., 95
Шаймерденов А.А., 54
Шумаев Н.С., 79
Якимов А.И., 155

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи предоставляются в виде электронной (на гибком диске или по электронной почте присоединенным (attachment) файлом) в формате MS WORD и печатной копии.

Текст печатается на листах формата А4 (210×297 мм) с полями: сверху 30 мм; снизу 30 мм; слева 20 мм; справа 20 мм, на принтере с высоким разрешением (300-600 dpi). Горизонтальное расположение листов не допускается.

Используются шрифт Times New Roman высотой 10 пунктов для обычного текста и 12 пунктов для заголовков. Пожалуйста, для заголовков используйте стили (Заголовок 1, 2…) и не используйте их для обычного текста, таблиц и подрисуночных подписей.

Текст печатается через одинарный междустрочный 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 основной текст.

При написании статей необходимо придерживаться следующих требований:

- Статья должна содержать аннотации на казахском, английском и русском языках (130-150 слов) с указанием названия статьи, фамилии, имени, отчества авторов и полного названия, города и страны местонахождения организации, которую они представляют;
- Ссылки на литературные источники даются в тексте статьи цифрами в квадратных [1] скобках по мере упоминания. Список литературы следует привести по ГОСТу 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, *.pcx, *.dxf 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:

- рецензия высококвалифицированного специалиста (доктора наук) в соответствующей отрасли науки;
- выписка из протокола заседания кафедры или методического совета с рекомендацией к печати;
- акт экспертизы (экспертное заключение);
- на отдельном листе автор сообщает сведения о себе: фамилия, имя, отчество, ученая степень, должность, кафедра и указывает служебный и домашний телефоны, адрес электронной почты.

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, адрес электронной почты.

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

Ответственный секретарь д.т.н. М.К. Мукушева
тел. (722-51) 2-33-35, E-mail: MUKUSHEVA@NNC.KZ

Технический редактор А.Г. Кислухин
тел. (722-51) 2-33-33, E-mail: KISLUHIN@NNC.KZ

Адрес редакции: 071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Тәуелсіздік, 6.
http://www.nnc.kz/vestnik

© Редакция сборника «Вестник НЯЦ РК», 2001.

Регистрационное свидетельство №1203-Ж от 15.04.2000г.
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. Тәуелсіздік, 6.