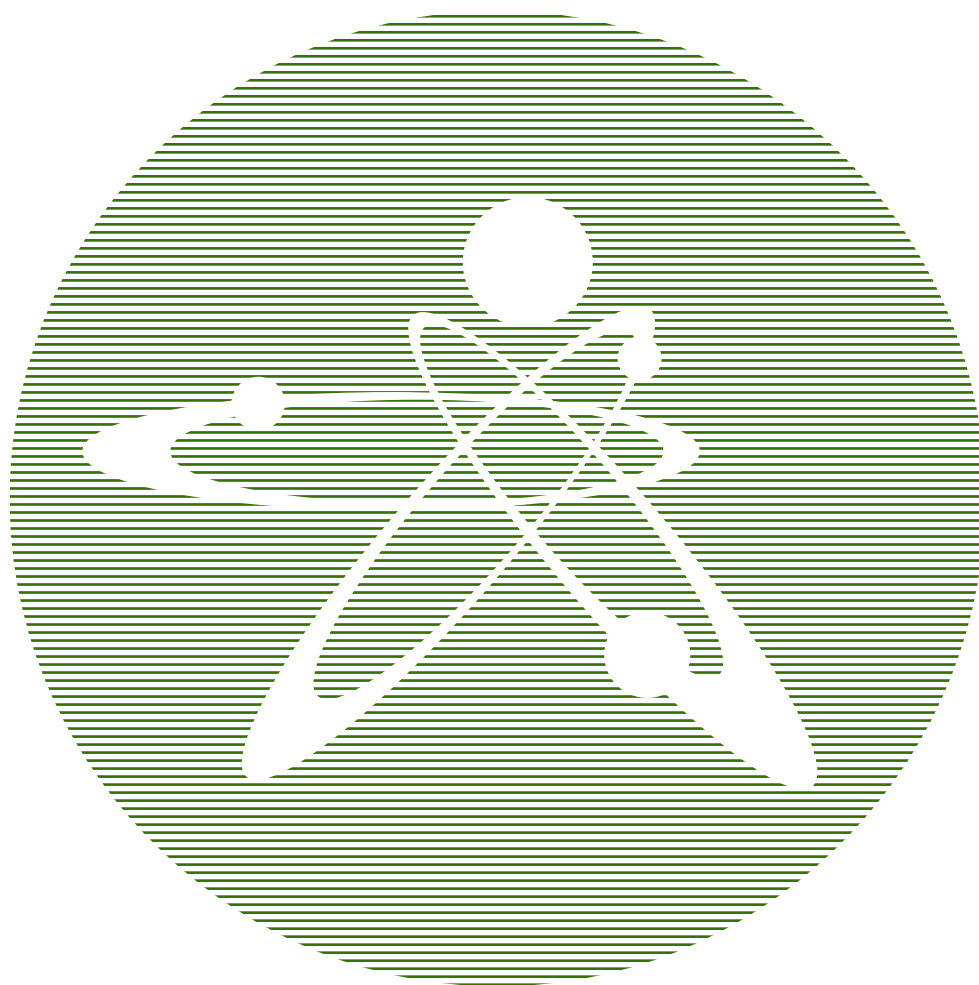


2016
ВЫПУСК 1

ISSN 1729-7516

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ
Вестник



Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

ВЫПУСК 1(65), МАРТ 2016

Издается с января 2000 г.

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

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ: д.ф.-м.н. СКАКОВ М.К. – заместитель главного редактора,
д.т.н. БАТЫРБЕКОВ Г.А., д.ф.-м.н. БУРТЕБАЕВ Н.Т., доктор инженерии ВИЕЛЕБА В.К. (Польша),
к.ф.-м.н. ВОЛКОВА Т.В., к.ф.-м.н. ВУРИМ А.Д., д.т.н. ГРАДОБОВЕВ А.В. (Россия), к.ф.-м.н. КОЗТАЕВА У.П.,
ЛУКАШЕНКО С.Н., д.ф.-м.н. МАКСИМКИН О.П., д.ф.-м.н. МИХАЙЛОВА Н.Н., к.г.-м.н. ПОДГОРНАЯ Л.Е.,
д.ф.-м.н. СОЛОДУХИН В.П., д.ф.-м.н. ТАЖИБАЕВА И.Л., профессор ФУДЖИ-Е (Япония)

ҚР ҰЯО Жаршысы

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫНЫҢ
МЕРЗІМДІК ҒЫЛЫМИ-ТЕХНИКАЛЫҚ ЖУРНАЛЫ

1(65) ШЫҒАРЫМ, НАУРЫЗ, 2016 ЖЫЛ

NNC RK Bulletin

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

ISSUE 1(65), MARCH 2016

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

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

В журнале представлены избранные доклады 10-й международной конференции «ЯДЕРНАЯ И РАДИАЦИОННАЯ ФИЗИКА» (8 – 11 сентября 2015 г., Курчатов, Казахстан), стр. 5-141.

СОДЕРЖАНИЕ

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ПОДДЕРЖКА ПОЛИТИКИ ПРАВИТЕЛЬСТВА КАЗАХСТАНА В ОБЛАСТИ МИРНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ Батырбеков Э.Г.	5
MAIN OUTCOMES AND FUTURE PLAN OF THE EAGLE PROJECT S. Kubo, Y. Tobita, I. Sato, S. Kotake, H. Endo, K. Koyama, K. Konishi, K. Kamiyama, K. Matsuba, J. Toyooka, V.A. Zuyev, A.V. Pakhnits, V.A. Vityuk, V.A. Gaidaichuk, A.D. Vurim, A.A. Kolodeshnikov, Y.S. Vassiliev	13
IN- AND EX-VESSEL CORIUM STUDIES AT JRC-ITU, KARLSRUHE P.D.W. Bottomley, Th. Wiss, D. Manara, S. Bremier, V.V. Rondinella	19
R&D AND EXPERIMENTAL PROGRAMS FOR MITIGATING SEVERE ACCIDENTS CONSEQUENCES IN GENIV SFRS AND IN THE ASTRID TECHNOLOGY DEMONSTRATOR F. Serre, F. Payot, C. Suteau, L. Trotignon, E.G. Batyrbekov, A.D. Vurim, A.V. Pakhnits, V.A. Vityuk, S. Kubo, A. Katoh, Y. Tobita, K. Kamiyama, K. Matsuba, J. Toyooka	25
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ДВУХЗОННЫХ ТВС С ТОРИЕВЫМ ТОПЛИВОМ Большаков В.В.	31
UNUSUAL CONDUCTION MECHANISMS OF CUPRATE SUPERCONDUCTORS IN THE NORMAL STATE AND PSEUDOGAP EFFECTS S. Dzhumanov, P.J. Baimatov, Sh.S. Djumanov	34
ОПРЕДЕЛЕНИЕ УПРУГИХ КОНСТАНТ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ Ахмеджанов Ф.Р., Болтабаев А.Ф., Курталиев Э.Н., Эшниязов О.И.	39
МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИМПУЛЬСНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ Витюк В.А., Вурим А.Д.	42
ВЛИЯНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ ИСПЫТАНИЙ НА СКОРОСТЬ ПОЛЗУЧЕСТИ КОНСТРУКЦИОН- НОЙ СТАЛИ 12X18Н10Т ОБЛУЧЕННОЙ БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ В РЕАКТОРЕ БН-350 Диков А.С., Ларионов А.С., Сатпаев Д.А., Кислицин С.Б.	47
СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ РАБОТ В ОБЛАСТИ УТС В НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ» Азизов Э.А., Кузнецова Л.К., Трубников А.С., Хвостенко П.П.	51
РАЗРАБОТКА СХЕМЫ ЭКСПЕРИМЕНТА ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ЯДЕРНО-ВОЗБУЖДАЕМОЙ ЛЮМИНЕСЦЕНЦИИ ГАЗОВЫХ СРЕД Гордиенко Ю.Н., Батырбеков Э.Г., Понкратов Ю.В., Хасенов М.У., Барсуков Н.И., Кульсартов Т.В., Заурбекова Ж.А., Тулубаев Е.Ю.	61
ВЛИЯНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ И ДЕФОРМАЦИИ НА ФАЗОВЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ В РЕАКТОРНЫХ ХРОМОНИКЕЛЕВЫХ СТАЛЯХ Цай К.В., Рофман О.В., Рубан С.В., Максимкин О.П., Гарнер Ф.А.	66
ИССЛЕДОВАНИЕ ПАРООБРАЗОВАНИЯ И ПЕРЕГРЕВА ПАРА В ТОНКОСТЕННЫХ ТЕПЛООБМЕННЫХ ТРУБКАХ Сураев А.С., Котов В.М., Скаков М.К., Батырбеков Э.Г., Виелеба В.К.	73

REACTION RATE DETERMINATIONS AT EXTREMELY LOW TEMPERATURES FOR LIGHT ELEMENTS NUCLEAR BURNING: THE IMPACT OF TROJAN HORSE METHOD MEASUREMENTS L. Lamia, C. Spitaleri, R.G. Pizzone	77
ASTROPHYSICAL S FACTORS FOR THE REACTION ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ AT ULTRALOW ENERGIES S.B. Igamov, S.V. Artemov, R. Yarmukhamedov, N. Burtebayev, S.B. Sakuta	82
МЕХАНИЗМ РЕАКЦИИ ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ ПРИ ЭНЕРГИИ ДЕЙТРОНОВ 25 МэВ Буртебаев Н., Буртебаева Д.Т., Дуйсебаев А., Жолдыбаев Т., Керимкулов Ж.К., Насурлла М., Глущенко Н.В., Артемов С.В., Караходжаев А.А., Салихбаев У.С., Сакута С.Б., Кличевски С., Пясецки Е., Русек К., Сюдак Р., Трчинска А., Волинска-Цихоцка М.	87
ENERGY DEPENDENT OPTICAL POTENTIAL FOR DIFFRACTIVE ${}^{12}\text{C}+{}^{16}\text{O}$ SCATTERING IN THE ENERGY RANGE FROM 1 UP TO 100 MeV/NUCLEON O.A. Ponkratenko, A.T. Rudchik, Yu.O. Shyrma, Yu.M. Stepanenko, V.V. Uleshchenko	93
ИЗМЕРЕНИЕ СЕЧЕНИЯ ВЫХОДА ХАРАКТЕРИСТИЧЕСКОГО РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ K-, L- И M-ОБОЛОЧЕК ПРИ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ ИОНОВ АЗОТА ЭНЕРГИЕЙ 11.2, 16.8 И 22.4 МэВ С АТОМАМИ МИШЕНИ Курахмедов А.Е., Горлачев И.Д., Иванов И.А., Глущенко Н.В., Здоровец М.В., Платов А.В.	98
О РАСПРЕДЕЛЕНИИ ЖИЗНЕННО ВАЖНЫХ И НЕКОТОРЫХ ТОКСИЧНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В РАСТЕНИЯХ, ПЛОДООВОЩНОЙ ПРОДУКЦИИ, ЛЕКАРСТВЕННЫХ ТРАВАХ И СБОРАХ Ахмедов Я.А., Бакиев С.А., Кульджанов Б.К., Рахманов Ж., Осинская Н.С.	106
ЦИТОГЕНЕТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ МЕДИЦИНСКИХ РАБОТНИКОВ КОНТАКТИРУЮЩИХ С ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩЕЙ РАДИАЦИИ Чередищенко О.Г., Губицкая Е.Г.	112
ПРИМЕНЕНИЕ МИРОВОГО ОПЫТА ДЛЯ РЕШЕНИЯ ПРОБЛЕМЫ ЗАХОРОНЕНИЯ ОТХОДОВ ВЫСОКОЙ АКТИВНОСТИ В БЕЛАРУСИ Салтанова И.В.	118
SECURITY RESEARCH PERFORMED BY SURO P. Kusa, J. Kos	123
ВЛИЯНИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА РОСТОВЫЕ ПРОЦЕССЫ РАСТЕНИЙ РИСА И ЯЧМЕНЯ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ УСКОРТЕЛЯ ЭЛЕКТРОНОВ АО «ПАРК ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ» Бакирулы К., Тохетова Л.А., Ершин З.Р., Касымжанов М.Т.	130
УСКОРТЕЛИ ЭЛВ – ИНСТРУМЕНТ ДЛЯ ИННОВАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ Куксанов Н.К., Салимов Р.А., Фадеев С.Н., Немытов П.И., Корчагин А.И., Лаврухин А.В., Семенов А.В., Черепков В.Г., Когут Д.А., Домаров Е.В., Воробьев Д.С., Голубенко Ю.И., Голковский М.Г.	133
ПЯТЬ ЛЕТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ГЕНЕРАТОРА ${}^{99\text{m}}\text{Tc}$, ОТЕЧЕСТВЕННОГО ПРОИЗВОДСТВА Тажединов И.Т., Аманкулов Ж.М., Жунусов К.Т.	139
ИССЛЕДОВАНИЕ ПЛОЩАДНОГО РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ ИСПЫТАТЕЛЬНОЙ ПЛОЩАДКИ «ОПЫТНОЕ ПОЛЕ» (2012-2014 гг.) Умаров М.А., Лукашенко С.Н., Мошков А.С., Батырбеков Э.Г., Березин С.А., Дмитропавленко В.Н., Осинцев А.Ю., Новиков А.А.	142
СПИСОК АВТОРОВ	149

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКАЯ ПОДДЕРЖКА ПОЛИТИКИ ПРАВИТЕЛЬСТВА КАЗАХСТАНА В ОБЛАСТИ МИРНОГО ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Батырбеков Э.Г.

РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», г. Курчатов, Казахстан

В статье освещена деятельность Национального ядерного центра Республики Казахстан в соответствии с его миссией – научно-технической поддержкой политики правительства Казахстана в области мирного использования атомной энергии. Подробно отражены достижения по 5 стратегическим направлениям деятельности Центра: развитию атомной энергетики в РК, радиационной экологии Казахстана и СИП, поддержке режима нераспространения, развитию альтернативной (возобновляемой) энергетики, информационной и кадровой поддержке атомной отрасли.

ВВЕДЕНИЕ

Одним из главных приоритетов внешней и внутренней политики нашего государства является построение мира, свободного от ядерного оружия. И сегодня Казахстан без сомнения является одним из лидеров в области ядерного разоружения, нераспространения и ядерной безопасности.

Прежде всего, стоит отметить тот факт, что Казахстан внес существенный вклад в создание в Центральной Азии Зоны, свободной от ядерного оружия, когда в 2006 году в Семипалатинске между Казахстаном, Киргизией, Узбекистаном, Таджикистаном и Туркменией был подписан соответствующий документ.

Наша страна одной из первых среди стран СНГ присоединилась к Договору о нераспространении ядерного оружия.

А в 2009 году с трибуны ООН лидер нашей страны Нурсултан Абишевич Назарбаев предложил объявить 29 августа Всемирным днем отказа от ядерного оружия.

Важной новой инициативой Главы нашего государства стал Проект «Атом», который продолжил политику достижения глобального ядерного разоружения.

Проект направлен на создание глобальной поддержки запрета испытания ядерного оружия и его тотального уничтожения по всему миру. В рамках проекта любой человек на планете может подписаться под петицией ко всем лидерам и правительствам мира с призывом навсегда отказаться от ядерных испытаний.

Но самым первым шагом Казахстана, который заложил основу будущей политики нераспространения, стал отказ от четвертого по мощности ядерного арсенала в мире. В 1991 году Указом Главы государства Нурсултана Абишевича Назарбаева был закрыт самый большой на территории бывшего СССР Семипалатинский испытательный ядерный полигон.

Трудно недооценить важность такого решения, как для Казахстана, так и для мирового сообщества в целом. Тем не менее, с закрытием СИП возникли вопросы, которые следовало решать нашему тогда

еще молодому государству. А именно:

- предстояло заняться ликвидацией инфраструктуры и последствий испытаний ядерного оружия;
- необходимо было провести конверсию бывшего военно-промышленного комплекса СИП и использовать его научно-технический потенциал в мирных целях;
- остро стоял вопрос контроля за проведением испытаний ядерного оружия на других действующих полигонах мира;
- и, наконец, необходимо было создавать научно-техническую, технологическую и кадровую базу для развития атомной энергетики в РК.

Именно для решения этих задач на базе комплекса СИП и соответствующих научных организаций и объектов, Указом Президента от 15 мая 1992 года был создан Национальный ядерный центр РК.

МИССИЯ И СТРАТЕГИЧЕСКИЕ НАПРАВЛЕНИЯ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ НЯЦ РК

Миссия Национального ядерного центра РК заключается в научно-технической поддержке политики правительства Казахстана в области мирного использования атомной энергии, и для этого определены 5 стратегических направлений нашей деятельности.

Первое стратегическое направление – «**Развитие атомной энергетики в Казахстане**», по которому исследования проводятся в достаточно широком диапазоне: от экспериментальных исследований в области безопасности атомной энергетики и технико-экономических исследований по обоснованию строительства АЭС в Казахстане до разработки и реализации различных инновационных проектов.

Следует отметить, что НЯЦ РК – единственная в Казахстане организация, которая имеет все необходимое для проведения исследований в области атомной энергетики.

Во-первых, есть специалисты, имеющие серьезный опыт в области эксплуатации ядерно-энергетических установок и проведения сложных уникальных внутриреакторных экспериментов.

Во-вторых, в НЯЦ РК самая крупная в Казахстане экспериментальная база, которая включает в себя

3 исследовательских ядерных реактора (рис. 1-3), различные уникальные экспериментальные стенды и установки (рис. 4-5), а также строящийся в поддержку проекта ИТЭР казахстанский материаловедческий токамак КТМ (рис. 6).



Рисунок 1. Исследовательский реактор ИВГ.1М

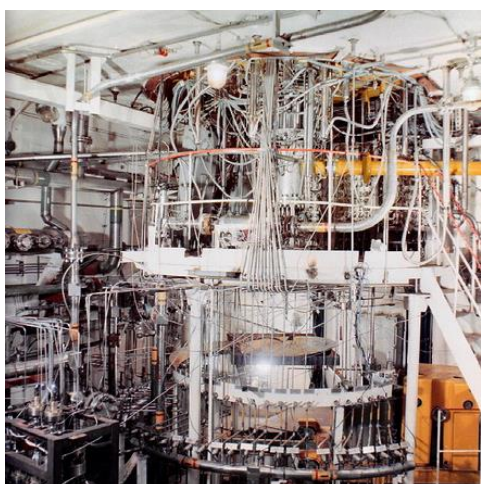


Рисунок 2. Исследовательский реактор РА



Рисунок 3. Исследовательский реактор ИГР



Рисунок 4. Экспериментальный стенд АНГАРА



Рисунок 5. Экспериментальный стенд EAGLE

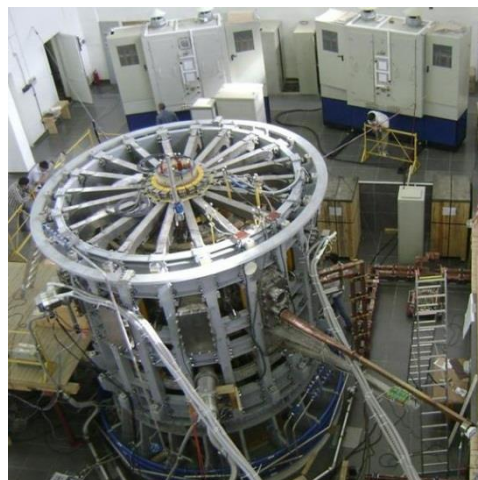


Рисунок 6. Материаловедческий токамак КТМ

Из республиканского бюджета финансируются две научно-технические программы.

Первая это научно-техническая программа **«Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан»**.

Это основная бюджетная программа НЯЦ, в которой участвуют все филиалы предприятия, а также РГП ИЯФ и РГП ИГИ.

Вторая бюджетная научно-техническая программа – это **«Научно-техническая поддержка создания и эксплуатации казахстанского термоядерного материаловедческого реактора Токамак»**.

Реализация проекта «Строительство казахстанского материаловедческого токамака КТМ» – это особая наша гордость. Этот проект реализуется по инициативе Президента РК Н.А. Назарбаева и в соответствии с решением Правительства РК в поддержку программы создания международного термоядерного экспериментального реактора ITER.

Уже успешно проведен пробный запуск токамака КТМ, на котором в вакуумной камере КТМ был получен в течение 40 мс плазменный шнур с максимальным током 25 кА – «первая плазма» (рис. 7).

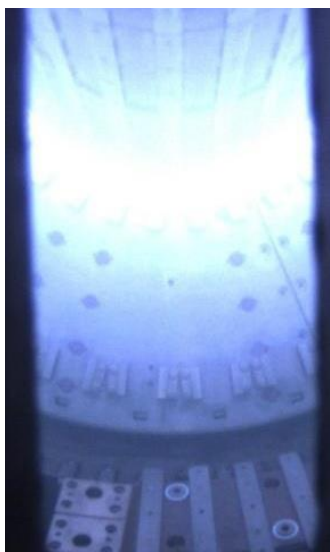


Рисунок 7. «Первая плазма» токамака КТМ

Интерес международного термоядерного сообщества к токамаку КТМ очень большой, о чем свидетельствуют меморандумы, подписанные НЯЦ РК с ведущими научными центрами мира, а также проведение работ по созданию Международной Коалиции Пользователей токамака КТМ.

Физический пуск установки КТМ планируется осуществить в 2017 году, в преддверии международной выставки «Астана ЭКСПО-2017».

И, учитывая тематическую направленность выставки – «Энергия будущего», уже сегодня принято решение, что токамак КТМ будет одним из главных экспонатов казахстанского павильона выставки «Астана ЭКСПО-2017».

В последние годы наметился значительный прогресс в развитии наших исследований в области безопасности атомной энергетики.

В большей степени это связано с новым этапом в сотрудничестве с японскими научными организациями по вопросам безопасности атомной энергетики, 20-летие которого мы отметили в июне 2014 года.

На протяжении многих лет в НЯЦ РК проводятся реакторные и вне реакторные эксперименты, позволившие получить уникальные результаты по различным аспектам изучения тяжелых аварий легководных ядерных реакторов, в том числе по вопросам взаимодействия расплава активной зоны с бетоном, водой, днищем корпуса реактора (рис. 8, 9).



Рисунок 8. Ловушка расплава АЗ

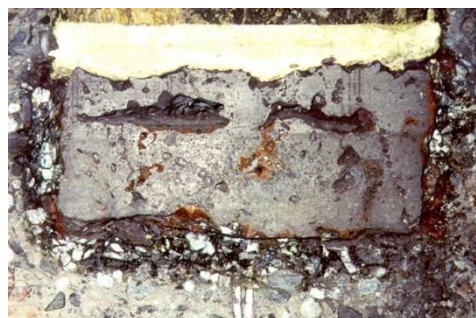


Рисунок 9. Застывший расплав в бетонной ловушке

На стенде EAGLE и в реакторе ИГР был проведен ряд экспериментов по исследованию возможности смягчения последствий или предотвращению возникновения повторной критичности в течение постулированной аварии с плавлением активной зоны для создаваемого в настоящее время в Японии коммерческого реактора на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем.

В результате этих экспериментов была продемонстрирована возможность использования в активной зоне различных специальных конструкций, которые позволяют задавать направленное (контролируемое) перемещение расплавленного топлива за пределы активной зоны реактора во время аварии.

В продолжение этих работ в 2015 году подписан с JAEA новый контракт EAGLE-3 на последующие три года.

Стоит отметить, что НЯЦ РК – одна из немногих организаций в мире, которая имеет компетенции в области проведения экспериментов по исследованию тяжелых аварий на АЭС с расплавлением активной зоны. Подтверждением этого являются наши новые контракты в обоснование безопасности атомной энергетики.

Начиная с 2012 года НЯЦ РК совместно с корпорацией **TOSHIBA** и **Marubeni US Ltd.** ведутся исследования по проекту **CORMIT** (Corium and Refractory Materials Interaction Test – Эксперименты по взаимодействию кориума и жаростойкого материала).

Совместно с компанией **Marubeni US Ltd** ведутся работы в рамках новых совместных исследований по проекту **FUKUSHIMA**, направленному на моделирование и последующее изучение свойств застывших фрагментов расплава активной зоны реакторов АЭС Фукусима-1 (рис. 10).



Рисунок 10. Специалисты TOSHIBA знакомятся с результатами эксперимента

Год от года значительно расширяется география проектов НЯЦ РК.

В 2014 году получена договоренность с Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным источникам (СЕА, Франция) о совместной реализации большого проекта **SAIGA** в рамках создания реактора на быстрых нейтронах Поколения IV с натриевым теплоносителем **ASTRID**.

Цель проекта **SAIGA** – проведение экспериментов на экспериментальной базе Национального ядерного центра для обоснования способности конструкции активной зоны проектируемого реактора смягчать последствия тяжелой аварии реактора с плавлением топлива.

НЯЦ РК является участником международного консорциума организаций по созданию в Бельгии реактора **MYRRHA** – многофункционального реактора с быстрым энергетическим спектром нейтронов, способного работать как подкритическом, так и в критическом режимах и запускаемый с помощью протонного ускорителя.

В рамках этого консорциума мы также отвечаем за работы по обоснованию безопасности реактора **MYRRHA** в тяжелых авариях и в 2015 году уже начали предварительное концептуальное проектирова-

ние экспериментальных устройств для проведения внутриреакторных экспериментов.

Необходимо отметить, что также в рамках первого стратегического направления в настоящее время НЯЦ РК разрабатывает проект по созданию **Республиканского центра по переработке и длительному хранению радиоактивных отходов**.

Проект включает создание большеразмерной радиационно-защитной камеры (РЗК), производственных комплексов по переработке и компактированию твердых и жидких РАО, их иммобилизации, мощностей по изготовлению защитных контейнеров и производственных площадей для длительного хранения РАО (рис. 11), подготовленных к захоронению.



Рисунок 11. Действующее хранилище АИИИ на КИР «Байкал-1»

Второе стратегическое направление нашей деятельности – «**Радиационная экология Казахстана и СИП**».

После обретения независимости Республике Казахстан нужно было решать проблемы, связанные с реабилитацией мест проведения ядерных испытаний (СИП, Азгир, Лира, «мирные» ядерные взрывы), а также необходимостью обеспечения ядерной и радиационной безопасности населения. Специалистами НЯЦ РК выполняется большой комплекс работ, начиная от разработки проектов исследования, с последующим проведением работ по определению и детализации радиационной обстановки, ремедиации территорий, изъятию и безопасной перевозке РАО, до размещения их в хранилищах.

Для решения поставленных задач НЯЦ РК располагает как современным аппаратурно-аналитическим оборудованием, так и высококвалифицированными сотрудниками (рис. 12).

Сегодня СИП из источника военной угрозы стал объектом научных исследований.

В течение последних 7 лет НЯЦ РК успешно проводит здесь комплексные радиоэкологические исследования, которые позволяют достоверно говорить об уровне загрязнений исследуемых территорий. Обследовано уже более 50% территории полигона, проведено более 2 млн. полевых измерений и более 100 тыс. лабораторных исследований (рис.13).



Рисунок 12. Современное оборудование для масс-спектрометрии



Рисунок 13. Мобильные лаборатории радиационного контроля

В результате различных обследований получен большой объем информации относительно текущей радиационной обстановки на СИП и прилегающих к нему территориях. Выявлены основные участки радиоактивного загрязнения, определены основные пути и механизмы текущего и потенциального распространения радиоактивных веществ. Выполнены работы по сооружению физических барьеров, предотвращающих доступ к отходам ядерной деятельности, находящимся на отдельных участках испытательных площадок бывшего СИП. Обследовано 95% мест проведения ядерных взрывов и обеспечен регулярный контроль объектов и территорий, потенциально подверженных их влиянию. Кроме того, проведены радиологические исследования части территорий Майского, Баянаульского, Лебяженского, Абайского, Бескарагайского, Актогайского районов, прилегающих к СИП.

Полученные данные позволяют сделать вывод, что в настоящее время, последствия ядерных испытаний не оказывают негативного влияния на окружающую среду и здоровье людей, проживающих на прилегающих территориях. Вместе с тем, радиологическая обстановка не является стабильной, выявлены процессы миграции радиоактивных веществ, что вызывает необходимость проведения регулярно мониторинга радиационной ситуации.

Наряду с исследовательской деятельностью, НЯЦ РК проводит практические мероприятия по улучшению радиационной обстановки на СИП. В частности, работы по ремедиации наиболее радиационно-опасных объектов СИП (рис. 14).



Рисунок 14. Ремедиация радиационно-опасных объектов

Тем не менее, на СИП имеются места, на которых ремедиация проводиться не будет, т.к. она экономически нецелесообразна. На данных территориях предполагается проведение частичной ремедиации и возведение физических барьеров, ограничивающих доступ к ним населения и животных.

В Стратегию НЯЦ РК входит максимально полное использование всей территории полигона, включая его загрязненные участки. И наиболее выгодным применением данных земель является, например, строительство полигонов утилизации отходов промышленного производства, а наиболее подходящей является площадка «Балапан». Главным преимуществом данной площадки является наличие водопорных глин, мощность которых в центральной и восточной частях площадки достигает 90 м, которые надежно перекрывают региональный водоносный горизонт.

В 2014 году нами было осуществлено строительство полигона промышленных отходов для ТОО «Казцинк». Всего за один год были проведены комплексные радиэкологические исследования, выведены земли из земель запаса, проведены все подготовительные и строительно-монтажные работы.

Это один из социально-значимых проектов. Ведь земли, которые никогда даже не планировались использовать, уже приносят реальную пользу нашему государству. Работы по содержанию и эксплуатации Полигона на полигоне проводятся силами НЯЦ РК.

Другой важный для экологии Казахстана проект – строительство комплекса по переработке и захоронению токсичных промышленных отходов.

СИП не единственный объект пристального внимания, специалисты НЯЦ РК проводят комплекс работ, направленных на обеспечение радиационной безопасности по всей Республике, где в силу разных причин (в основном связанных с наследием СССР)

до сих пор имеются радиационно-опасные объекты. НЯЦ в этом плане является уникальной структурой, которая имеет все возможности по их безопасной ликвидации.

Большое значение наше государство уделяет здоровью людей, которые в силу различных причин, были подвержены радиации.

Специалистами НЯЦ РК ведутся работы по реконструкции дозовых нагрузок населения не только для СИП, но и других районов (Азгирского) для оценки последствий ядерных испытаний. С этой целью проводятся комплексные дозиметрические и медицинские обследования отдельных групп людей, проживающих вблизи полигонов, на которых проводились испытания ядерных взрывов (рис. 15).



Рисунок 15. Камера для СИЧ

Аналогичные, но более масштабные исследования планируется проводить в рамках разработанного НЯЦ РК проекта по созданию Республиканского центра комплексной дозиметрии. Этот проект является ключевым звеном системы учета дозовых нагрузок на население, необходимость создания которой определяется Законом Республики Казахстан «О радиационной безопасности населения».

Любой гражданин Казахстана сможет пройти обследование в Центре комплексной дозиметрии и получить полную информацию о дозе, полученной им в течение жизни.

Третье стратегическое направление деятельности Центра – **«Поддержка режима нераспространения оружия массового уничтожения (ОМУ)»**.

Работы Национального ядерного центра в этом направлении в большей степени выполняются во исполнение рамочного Соглашения между Республикой Казахстан и Соединенными Штатами Америки относительно уничтожения шахтных пусковых установок межконтинентальных баллистических ракет, ликвидации последствий аварийных ситуаций и предотвращения распространения ядерного оружия от 13 декабря 1993 года (Соглашение ШПУ) и ряда исполнительных соглашений.

Наиболее крупное из них – Соглашение о ликвидации инфраструктуры ядерного оружия.

Условно ход работ по ликвидации инфраструктуры проведения ядерных испытаний на СИП можно разделить на 3 этапа. На первом этапе (1996-2000 гг.) были проведены основные работы по уничтожению всей инфраструктуры ОМУ.

В частности, на площадке горного массива Дегелен общей площадью 300 кв. км, где было произведено 209 подземных ядерных испытаний в штольнях, специалистами НЯЦ РК были закрыты порталы всех 181 штолен с целью исключить возможность их использования для испытания ядерного оружия в будущем и снять чувствительные вопросы нераспространения (рис. 16).



Рисунок 16. Ликвидация штольни взрывом

На площадке «Балапан» на площади 784 кв. км с 1963 по 1989 годы было проведено 108 ядерных испытаний в специальных скважинах, а 13 скважин оставались неиспользованными. Проведены работы по ликвидации этих неиспользованных скважин в рамках реализации Соглашения между Правительством РФ и Правительством РК о контейнерах «Колба» и специальном технологическом оборудовании, находящимся на территории бывшего СИП, связанных с ликвидацией «чувствительной» информации.

На втором и третьем этапах (2000-2012 гг.) работы выполнялись уже на трехсторонней основе: РК–РФ–США.

Целью этих работ было:

- усиление созданных в предыдущие годы барьеров и исключение несанкционированного доступа к отходам ядерной деятельности (ОЯД) (рис. 17);
- предотвращение распространения делящихся и радиоактивных материалов и, соответственно, информации, «чувствительной» по критериям нераспространения ОМУ.



Рисунок 17. Ликвидация «чувствительной» информации

Опираясь на имеющийся опыт трехстороннего сотрудничества, сегодня начался совершенно новый этап работ на СИП, связанный уже с устранением последствий испытаний ОМУ – ремедиация отдельных участков СИП, в частности, территории площадки «Опытное поле», содержащей отходы ядерной деятельности (ОЯД).

Проводятся работы по созданию современной системы трехуровневой физической защиты испытательных площадок СИП и стратегических объектов НЯЦ, в основу которой заложены передовые методы дистанционного обнаружения несанкционированного проникновения на стратегические объекты (рис.18).



Рисунок 18. Использование БПЛА

Системы дистанционного контроля доступа позволяют выводить информацию в караульные помещения сил охраны и ситуационный центр РГП НЯЦ РК.

НЯЦ РК при поддержке DOE США и Аргоннской национальной лаборатории приступил к выполнению проекта по снижению обогащения топлива в исследовательских реакторах ИВГ.1М и ИГР с 90% до 19,75% по U-235.

В 2014 году был завершен первый этап этого проекта – расчетно-теоретическое обоснование. И поскольку была подтверждена теоретическая возможность такой конверсии без ухудшения технических характеристик реакторов, мы приступили к реализации второго этапа – испытаниям пилотных образцов специально созданных в РФ технологических каналов с низкообогащенным ураном (рис. 19).



Рисунок 19. Новое топливо для реакторов НЯЦ РК

В рамках четвертого стратегического направления – **«Развитие альтернативной (возобновляемой) энергетики»** по поручению Министра энергетики РК разработаны предложения по развитию альтернативных источников энергии.

Это исследования в области гелиоэнергетики, ветроэнергетики, водородной энергетики, возобновляемого топлива и в сфере биоэнергетики. Разработан Проект научно-технической программы, в котором подробно изложены цели, задачи, этапы реализации и ожидаемые результаты.

Успешное развитие научно-исследовательских и прикладных направлений атомной энергетики и техники невозможно без высококвалифицированных специалистов, подготовка которых осуществляется в рамках пятого стратегического направления – **«Информационная и кадровая поддержка атомной отрасли»**.

Для подготовки специалистов общинженерных и инженерно-физических специальностей в НЯЦ РК реализуется программа сотрудничества с учебными заведениями и организациями не только Казахстана и стран содружества, но и стран дальнего зарубежья, ежегодно проводится конференция-конкурс молодых ученых и специалистов НЯЦ РК (рис. 20).



Рисунок 20. Участники конкурса НИОКР молодых ученых и специалистов

Предприятие принимает участие в подготовке специалистов ядерного профиля по специальностям: «Ядерная физика», «Материаловедение и технология новых материалов», «Приборостроение», «Экология», «Техническая физика», «Ядерные реакторы и энергетические установки».

На базе НЯЦ РК созданы 3 филиала кафедр казахстанских университетов, на которых ведется подготовка докторов PhD.

Неотъемлемой частью деятельности любого предприятия является его информационная поддержка, и НЯЦ РК не является исключением – с 2001 года нами издается научно-технический журнал «Вестник НЯЦ РК», а с 2008 года – научно-публицистический журнал «Человек. Энергия. Атом». Осуществляется издание монографий, сборников трудов проводимых международных конференций, учебных, информационных и рекламных материалов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Подводя итог, необходимо отметить, что успешная реализация перспективных проектов Национального ядерного центра РК направлена, прежде всего, на сохранение и укрепление мирного статуса нашего государства, которое по праву считается одним из лидеров в обеспечении ядерной безопасности.

Сегодня можно с уверенностью сказать, что НЯЦ РК успешно реализует возложенную на него миссию. Подтверждением этого является высокая оценка результатов ряда работ, выполняемых НЯЦ РК в области мирного использования атомной энергии и поддержки режима нераспространения, которые были отмечены в Совместных заявлениях Президента Казахстана Н. Назарбаева и Президента США Б. Обамы в ходе встречи в Вашингтоне 11 апреля 2010 года и на Саммите по ядерной безопасности в Гааге 25 марта 2014 года, а также в совместном заявлении Президентов РК, США и РФ на Саммите по ядерной безопасности в Сеуле 27 марта 2012 года.

ҚАЗАҚСТАН ҮКІМЕТІНІҢ АТОМ ЭНЕРГИЯСЫН БЕЙБІТ МАҚСАТТА ПАЙДАЛАНУ САЛАСЫНДАҒЫ САЯСАТЫН ҒЫЛЫМИ-ТЕХНИКАЛЫҚ ҚОЛДАУ

Батырбеков Е.Г.

Қазақстан, Курчатов қ., «Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы» РМК

Мақалада Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығының Қазақстан Үкіметінің атом энергиясын бейбіт мақсатта пайдалану саласындағы саясатын ғылыми-техникалық қолдау миссиясына сәйкес жұмысы ашып көрсетілген. Орталық қызметінің 5 стратегиялық бағыты: ҚР-да атом энергетикасын дамыту, Қазақстанның және ССП-ның радиациялық экологиясы, таратпау режимін қолдау, баламалы (жаңартылатын) энергетиканы дамыту, атом саласын ақпараттық және кадрлық қолдау бойынша қол жеткізген жетістіктері жан-жақты сипатталған.

SCIENTIFIC AND TECHNICAL SUPPORT FOR KAZAKHSTAN GOVERNMENT POLICY IN PEACEFUL USE OF ATOMIC ENERGY

E.G. Batyrbekov

RSE “National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan”, Kurchatov, Kazakhstan

This article describes the activity of the National Nuclear Center pursuant to its mission – scientific and technical support for Kazakhstan Government policy in peaceful use of atomic energy. Achievements in 5 strategic Center’s activity: atomic energy development in RK, Kazakhstan and STS radiation ecology, nonproliferation regime support, alternative (renewable) energy development, informational and staff support in nuclear industry are presented in more details.

УДК 621.039

MAIN OUTCOMES AND FUTURE PLAN OF THE EAGLE PROJECT

¹⁾ S. Kubo, ²⁾ Y. Tobita, ¹⁾ I. Sato, ³⁾ S. Kotake, ⁴⁾ H. Endo, ⁵⁾ K. Koyama, ²⁾ K. Konishi,
¹⁾ K. Kamiyama, ¹⁾ K. Matsuba, ¹⁾ J. Toyooka, ⁶⁾ V.A. Zuyev, ⁶⁾ A.V. Pakhnits, ⁶⁾ V.A. Vityuk,
⁶⁾ V.A. Gaidaichuk, ⁶⁾ A.D. Vurim, ⁶⁾ A.A. Kolodeshnikov, ⁶⁾ Y.S. Vassiliev

¹⁾ Oarai Research and Development Center, Japan Atomic Energy Agency (JAEA), Oarai, Ibaraki, JAPAN

²⁾ Monju Project Management and Engineering Center, JAEA, Tsuruga, Fukui, JAPAN

³⁾ The Japan Atomic Power Company, Tokyo, JAPAN

⁴⁾ Central Research Institute of Electric Power Industry, Tokyo, JAPAN

⁵⁾ Mitsubishi FBR Systems Inc., Tokyo, JAPAN

⁶⁾ Institute of Atomic Energy, National Nuclear Center, Kurchatov, Republic of Kazakhstan

Main outcomes and contributions to exclude the recriticality issue in sodium-cooled fast reactors (SFRs) accomplished through the EAGLE project, which is an experimental program conducted under the cooperation of Japan and the Republic of Kazakhstan since 1998, are summarized. Future plan, i.e., EAGLE3, to enhance the safety of SFRs is also described.

ABSTRACT

The recriticality issue in core disruptive accidents has been one of the major safety issues of sodium-cooled fast reactors (SFRs). A FAIDUS (Fuel Assembly with Inner-Duct Structure) concept has been sought as one of design measures to exclude the recriticality issue. An experimental project EAGLE has been conducted under the cooperation of Japan and the Republic of Kazakhstan since 1998 aiming at acquiring data of core-material relocation to demonstrate effectiveness of the FAIDUS for exclusion of recriticality issue by controlled core-material relocations. In this paper, the main outcomes and contributions to exclude the recriticality issue accomplished through the EAGLE project are summarized. In addition, the future plan to enhance the safety of SFRs is also described.

1. INTRODUCTION

One of major concerns in the safety of sodium-cooled fast reactors (SFRs) has been the possibility of recriticality and the resultant energetics potential in the case of postulated core disruptive accidents (CDAs) from the beginning stage of its development. Although both the understandings of initiating events leading to the CDAs and developmental efforts for systems to prevent such initiating events have made the occurrence of CDAs negligible in an engineering stand point, the importance of CDAs is still emphasized from the view point of safety design and evaluation to appropriately mitigate and accommodate the consequence and thereby to minimize the risk of public. Because SFR cores are not characteristically arranged in their most reactive configurations, compactive motions of fuel will lead energetic recriticalities under hypothetical degraded-core conditions as shown schematically in the right side of **Figure 1**. On the other hand, fuel removal from the core region will effectively reduce the core reactivity.

In the conventional safety approach, because experimental knowledge was not enough to evaluate the fuel removal from the core region, the intactness both of the

reactor vessel and the containment was confirmed assuming the release of the mechanical energy by recriticality. For the commercialization of SFRs, in order to achieve the in-vessel retention of core-materials (IVR) in the large-scale SFRs, JAEA has sought “the recriticality-free concept” in which exclusion of such the recriticality issue will be achieved by introducing adequate design measures. A fuel subassembly called “FAIDUS” (Fuel Assembly with Inner-Duct Structure), which is shown schematically in **Figure 2**, has been considered as one of design measures for the recriticality-free concept. The FAIDUS excludes the recriticality issue by the “controlled material motion (CMR)” in which a progression of core-melting is prevented by discharging the molten fuel from the core region through the inner duct structure [1], [2].

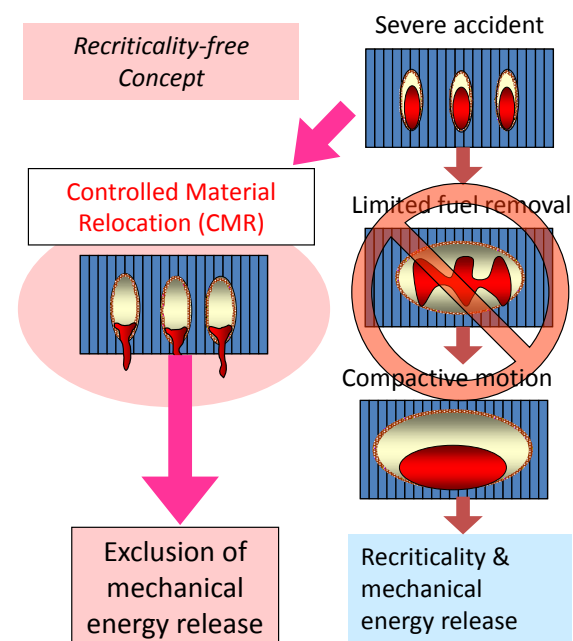


Figure 1. Recriticality-free concept reactors

Based on the background above, an experimental project EAGLE, abbreviation of “Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities”, has been conducted under the cooperation of Japan and the Republic of Kazakhstan since 1998. The main objectives of the EAGLE project are to acquire basic information on the relocation and cooling of molten-core materials for establishing IVR, to investigate effectiveness of special design concepts FAIDUS on discharging of molten core material and thereby to present a possible solution (a design for CMR) to exclude the recriticality issue of SFRs.

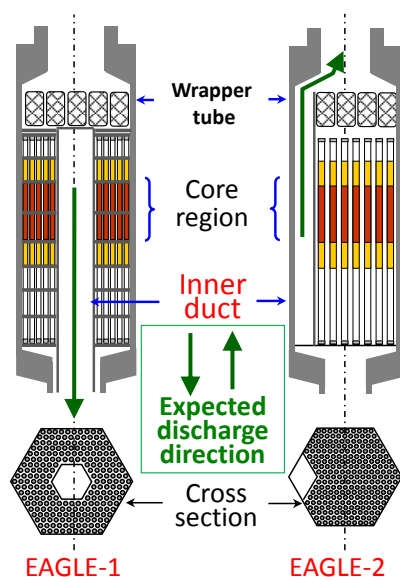


Figure 2. Schematic of the FAIDUS concept

In this paper, the main outcomes and contributions to the recriticality issue accomplished through the EAGLE project are summarized. In addition, the future plan for achievement of IVR is also described.

2. OUTLINE OF THE EAGLE PROJECT

In 1994 and 1995, Japan Atomic Industrial Forum Inc. missions headed by Prof. Fuji-ie visited National Nuclear Center of the Republic Kazakhstan (NNC), and it was confirmed that Impulse Graphite Reactor (IGR) in NNC has an excellent potential for experimental studies on CDA in SFRs. In 1998, a feasibility study of EAGLE was launched under the collaboration between the Japan Atomic Power Company (JAPC, which is the representative of nine electric utilities, Electric Power Development Company in Japan electric power companies) and NNC. Japan Atomic Energy Agency (JAEA), called Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation then, participated in the EAGLE project. Since 2000, the EAGLE project has been conducted by JAEA and NNC. The EAGLE project, which has already been conducted, are divided into the two phases, the EAGLE-1 and EAGLE-2 project.

The objective of the EAGLE-1 project is to acquire basic information on relocation of molten-core materials

through the sodium-filled duct. The EAGLE-1 project consisted of 24 out-of-pile tests and 6 in-pile tests [3]. The out-of-pile test program was begun from the construction of a new experimental facility called “EAGLE stand”. The apparatus of the test device for the final step tests of the out-of-pile program, called IDO series tests, is schematically presented in Figure 3.

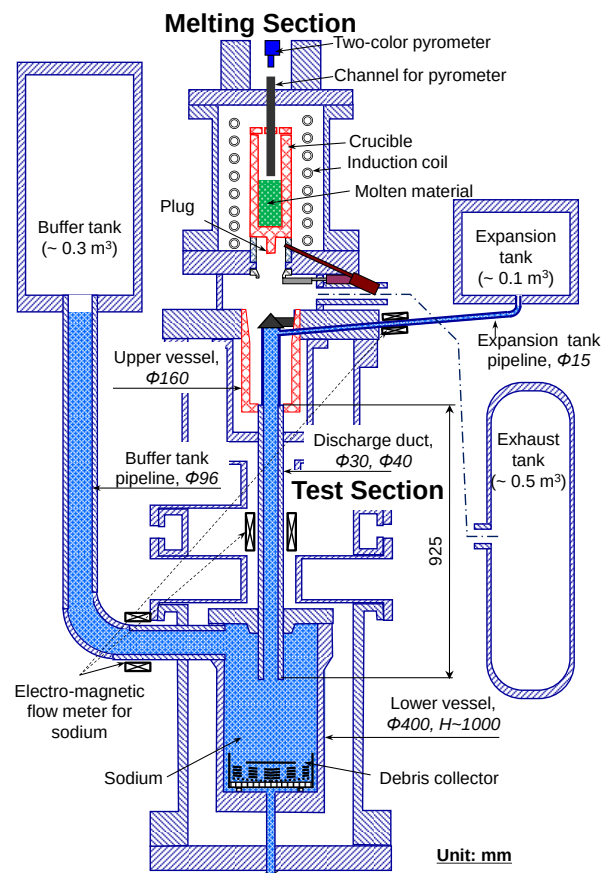


Figure 3. Apparatus of the test device for the out-of-pile program

The device can be divided into a melting section and a test section. The melting section is designed to produce approximately 5 liters of molten fuel simulant by induction heating. The test section consists of an upper vessel, a discharge duct and a lower vessel, which simulate a degrading core region, an inner duct structure and a coolant plenum, respectively. In experiments, molten core states are generated by pouring melt into the upper vessel by chipping a plug off at the bottom of a crucible in the melting section. Melt begins to discharge after failure of the discharge duct in the upper vessel by heat-transfer from melt. Alumina was selected as a fuel simulant taking into account heat transfer characteristics both to sodium and to the duct wall since these heat transfer characteristics affect the discharge phenomena through the sodium-filled duct. In the in-pile test program, two large-scale tests (ID tests) were planned as the final step ones and the test apparatus is shown in Figure 4.

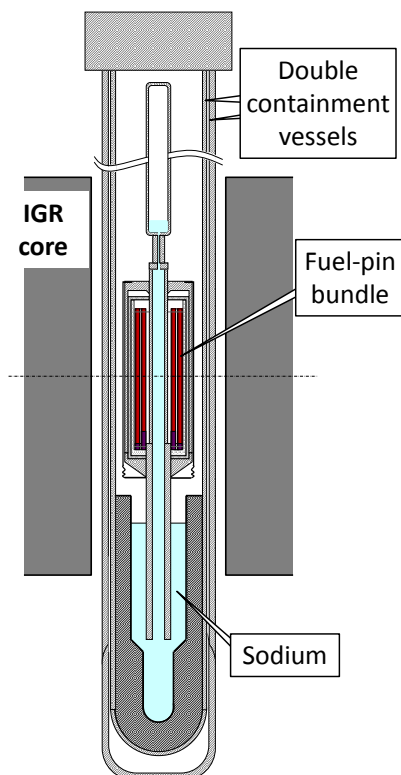


Figure 4. Apparatus of the test device for the in-pile program

The fuel pin bundle made of uranium dioxide and steel cladding was loaded in the core-simulating vessel. A sodium-filled inner duct and lower melt receiver were installed. In order to prevent radioactive materials from releasing to environment, the test section was contained into the double containment vessels which were fabricated during the EAGLE-1 project. The test apparatus was installed in the central experimental channel of IGR. The pin bundle was melted rapidly by fission energy provided by high neutron flux from IGR during the test. In order to develop techniques to conduct such tests, the step-by-step approach was employed in which the amount of fuel melted in the test was gradually increased through two small scale tests, one medium scale test and one large scale test without sodium. Through the EAGLE-1 out-of-pile and in-pile test programs, techniques to achieve molten core state by induction heating and nuclear heating and to measure sequence of events, i.e. failure of the inner duct, discharge of melt through the inner duct and settlement of melt, were developed. In addition, techniques to treat sodium including sodium removal from the test section and solidified materials were also developed.

The objective EAGLE-2 project was to show effectiveness of the FAIDUS with the upward discharge option for exclusion of the recriticality issue and to obtain the prospect of the coolability of the discharged molten-core materials in the reactor vessel. 12 out-of-pile tests and 4 in-pile tests were efficiently conducted thanks to high level and unique techniques for execution of experiments developed through the EAGLE-1 program.

3. MAIN OUTCOMES FROM THE EAGLE-1 AND EAGLE-2 PROJECTS

In order to show the effectiveness of the FAIDUS for exclusion of the recriticality issue, the following three points must be confirmed: (1) The inner duct in each subassembly must fail before its wrapper tube failure by the heat-transfer from the molten-core materials, (2) heat loss from molten-core materials both to the sodium and the inner duct wall must not hinder their discharge through the inner duct, and (3) the sufficient amount of molten-fuel for leading the core to the sub-critical state must discharge. Through the out-of-pile and in-pile tests in the EAGLE-1 and EAGLE-2 projects, comprehensive database was acquired to understand characteristics of fuel discharge behavior through the inner duct consists of the failure of the inner duct by the heat transfer from the molten core and the discharge of molten core materials through the sodium-filled duct.

Comparisons of data in the out-of-pile and in-pile tests revealed the heat transfer characteristics from molten-core to the inner duct. It was shown that the existence of molten steel could effectively enhance the heat-transfer from molten-core to the inner duct, and hence, the duct would fail before the occurrence of significant heat removal by sodium inside the duct [4]. This result shows that the wall heat-up rate is dominated by the thermal inertia of the wall, namely, the wall-failure time can be controlled by the wall thickness. The thinner inner duct compared with wrapper tube thus assures earlier duct failure in each fuel subassembly under the CDA condition. Observed phenomena of the melt discharge through the inner duct were common in the out-of-pile and in-pile tests. These series of experiments showed that the discharge path can be entirely voided by the vaporization of a part of the coolant at the initial melt discharge phase that this is followed by coolant vapor expansion and that melt penetrates significantly into the voided channel as presented schematically in Figure 5 [5].

As a result, the effect of sodium on the discharge of molten fuel is limited and the possibility of plugging inside the discharge path is negligible because the heat of melt is mainly transferred to the duct and a sufficiently large hydraulic diameter prevents the discharging melt from forming the blockage inside the duct. Although the discharging melt contacted with the sodium again in the lower vessel and sodium vaporized rapidly there, overall discharge process did not hinder significantly because duration of this pressurization was short due to rapid condensation of sodium vapor in the surrounding sub-cooled sodium.

In the EAGLE-2 project, experiments which consist of a series of out-of-pile tests and one in-pile test were performed in order to obtain experimental knowledge of the upward discharge of molten fuel since the FAIDUS with the upward discharge option was selected as the reference design of the Japan Sodium-Cooled Fast Reactor (JSFR) [6].

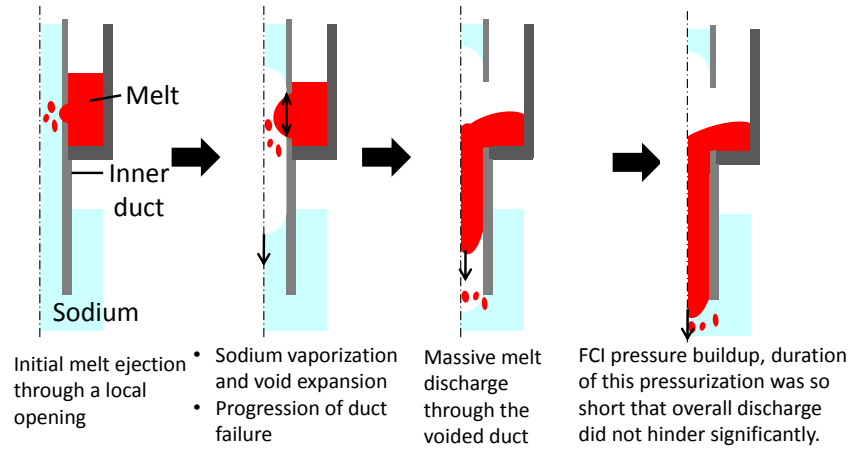


Figure 5. An interpreted sequence of discharge process

As shown in **Figure 6**, the flowrate of upward melt discharge increased in accordance with the increase of the initial pressure difference between the core and upper coolant plenum simulating regions, and extrapolation of the results to the supposed condition in the early phase of the CDA in the JSFR design suggests that the sufficient upward flow rate of molten fuel was expected to prevent the core melting from progressing beyond the fuel subassembly scale [7].

The effect of the FAIDUS on the reactivity transient, which is evaluated by the safety analysis code SIMMER-III with outcomes of the EAGLE project, is displayed in **Figure 7** [8].

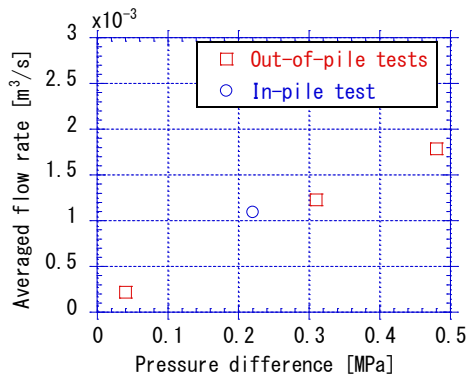


Figure 6. Average flow rates obtained from the out-of-pile and in-pile tests

The first power peak around 19 seconds was caused by the positive reactivity feedback due to the coolant boiling in the initiating phase. Prompt criticality was prevented by the negative fuel motion reactivity and the fuel melting derived by this power peak induced fuel-discharge through the inner duct. It is shown that, in the case without the FAIDUS, recriticality and remarkable power peak would take place due to the fuel compaction in the molten-core pool. In the case with the FAIDUS, on the other hand, molten-fuel discharge through the inner duct before the formation of a molten-core pool would bring the significant reduction of reactivity and power.

From the experimental results and the evaluation with outcomes of the EAGLE project, it is concluded that the three confirmation points to show the effectiveness of the FAIDUS were confirmed and the recriticality issue can be excluded by the design for CMR. Concerning the coolability of the discharged molten core materials in the reactor vessel, quantitative and well-organized experimental data on the fragmentation of the discharged core-materials was obtained and they are beneficial to confirm high coolability of molten core materials in SFRs [9].

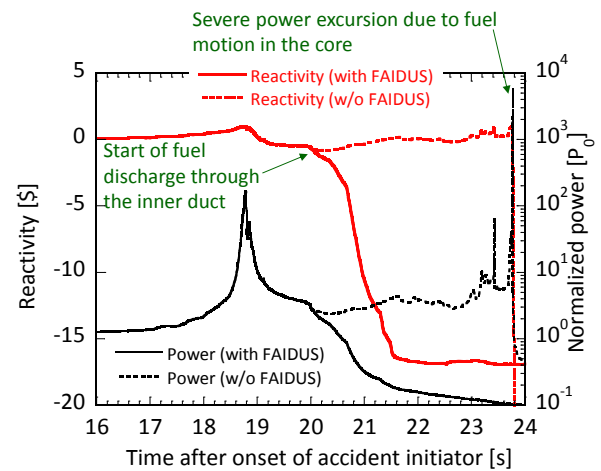


Figure 7. Reactivity and power transients evaluated by SIMMER-III

Although the EAGLE-1 and EAGLE-2 projects were programmed to investigate the effectiveness of the FAIDUS, the obtained data are quite useful for evaluations on the relocation of the molten-core materials. JAEA and CEA have started a collaborative study using the data of EAGLE projects since 2011. JAEA, Mitsubishi FBR Systems Inc. and Mitsubishi Heavy Industries Ltd. have participated the ASTRID program since 2014 in which severe accident study is defined as one of important issues and the EAGLE data are also utilized as the essential part of the severe accident study

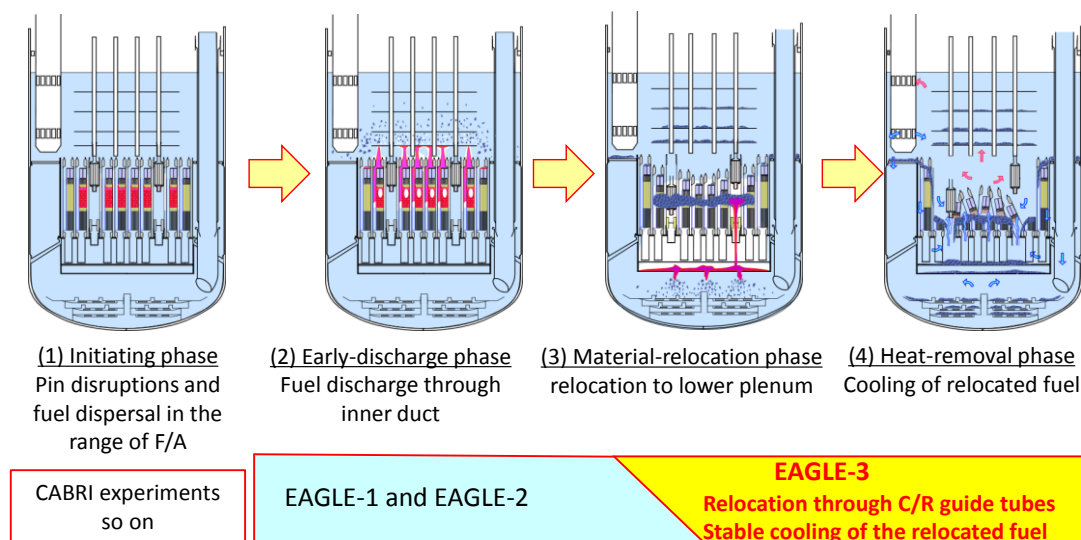


Figure 8. Sequence of CDA with the FAIDUS and related experimental knowledge

for ASTRID. The experimental facilities in NNC are continuously used to promote the severe accident studies in the world.

4. THE EAGLE-3 PROJECTS

The sequence of CDA can be categorized into the four phases as shown in **Figure 8**.

The FAIDUS effectively discharges the molten-core materials in the early phase of core melting and leads the core to the sub-critical state. As a result, un-molten fuels remains in the core region and they are heated-up and melt gradually by their decay-heat. Understanding the relocation of this core-remaining fuels and their coolability at their relocated places becomes the key issues for the achievement of IVR. Therefore, experimental studies address these issues are programmed as the EAGLE-3 project, and NNC and JAEA have just started the EAGLE-3 project in March, 2015.

5. CONCLUSION

As the results of good collaboration between Japan and the Republic of Kazakhstan in the EAGLE-1 and EAGLE-2 programs, experimental data on relocation of molten-core materials was obtained and it was evaluated that the FAIDUS design can effectively discharge molten-core materials. Based on these knowledge, a solution to exclude the recriticality issue of SFRs, which had been one of the major safety issues of SFRs for more than a half century from the beginning stage of the SFR

development, was shown. In addition to such remarkable outcomes, unique experimental facilities and techniques have been developed for the SFR severe accident study through the execution of EAGLE-1 and EAGLE-2 projects. Based on such technical development, the EAGLE-3 program has started at the beginning of 2015. Points of experiments in the EAGLE-3 program moved into the later phase of CDA, i.e., core-material relocation and heat-removal of core materials after achieving neutronic shutdown. A number of out-of-pile tests and in-pile tests are planned in coming five years. The data obtained through the EAGLE-1 and 2 programs are also utilized as the essential part of the severe accident study for ASTRID.

ACKNOWLEDGMENT

This paper includes the outcome of collaborative study between JAEA and JAPC (that is the representative of nine electric utilities, Electric Power Development Company) in accordance with “the contract on IGR experimental study for enhancing core safety of FBRs”. The authors wish to gratefully thank Prof. Y. Fuji-ie for his fruitful discussion on the recriticality issue and his support to the EAGLE project from its beginning. The authors also wish to thank all the members of the EAGLE experimental team in NNC Kazakhstan and many people who aided us to conduct this very challenging and epoch-making EAGLE project.

REFERENCES

1. Niwa H, 1998., Progr. in Nucl. Energy, Vol. 32, No. 3/4, pp 621–629.
2. Endo H, et al., 2002, Progr. in Nucl. Energy, Vol. 40, No. 3-4, pp 577-586.
3. Konishi K, et al., Proc. Int. Scientific-Practical Conf., Kurchatov, Kazakhstan, (June 11-13, 2008).
4. Sato I, et al., 2011, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 48, No. 4, pp 556-566.
5. Kamiyama K, et al., 2013, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 50, No. 6, pp 629-644.
6. Kotake S, et al., 2010, Nucl Technol., Vol. 170, pp 133–147
7. Kamiyama K, et al., 2014, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, No. 9, pp 1114-1124.
8. Suzuki T, et al., 2014, J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 51, No. 4, pp 493-513.
9. Matsuba, K., et al., 2015, Proc. Int. Conf. on Nuclear Engineering (ICONE-23), Chiba, Japan (May 17-21, 2015), ICONE23-1603.

EAGLE ЖОБАСЫНЫҢ НЕГІЗГІ НӘТИЖЕЛЕРІ МЕН КЕЛЕШЕГІ

- ¹⁾ Кубо Ш., ²⁾ Тобита Е., ¹⁾ Сато И., ³⁾ Котаке С., ⁴⁾ Эндо Х., ⁵⁾ Кояма К., ²⁾ Кониши К.,
¹⁾ Камияма К., ¹⁾ Матсуба К., ¹⁾ Тоёока Ж., ⁶⁾ Зуев В.А., ⁶⁾ Пахниц А.В., ⁶⁾ Витюк В.А.,
⁶⁾ Гайдайчук В.А., ⁶⁾ Вурим А.Д., ⁶⁾ Колодешников А.А., ⁶⁾ Васильев Ю.С.
- ¹⁾ Оарай ғылыми-зерттеу орталығы, Жапония атом энергиясы жөніндегі агенттігі (ЖАЭА),
Оарай кенті, Ибараки префектурасы, Жапония
- ²⁾ «Монджу» АЭС жобасын басқару және техникалық қамтамасыз ету жөніндегі орталық, ЖАЭА,
Тицуруга қ., Фукуи префектурасы, Жапония
- ³⁾ Жапон атом-энергетикалық компаниясы, Токио қ., Жапония
- ⁴⁾ Электр энергетикасы өнеркәсібінің орталық зерттеу институты, Токио, Жапония
- ⁵⁾ Мицубиси корпорациясы «Шапшаң нейтрондардағы реакторларының жүйелері», Токио қ., Жапония
- ⁶⁾ Атом энергиясы институты, Ұлттық ядролық орталық, Курчатова қ., Қазақстан Республикасы

Баяндамада 1998 жылдан Қазақстан Республикасы мен Жапония арасындағы қызметтестік кезінде жүргізілген және тәжірибелік бағдарлама болып табылатын EAGLE жобасы шеңберінде жүзеге асырылатын натрилі жылутасымалдаушы жылдам нейтрондардағы реакторларда қауіптілігінің алдын алу бойынша нәтижелері мен қабылданған шаралары берілген. Сондай-ақ, баяндамада жылдам нейтрондардағы реакторлардың қауіпсіздігі деңгейін арттыру үшін EAGLE-3 жобасының ары қарайғы келешегі сипатталған.

ОСНОВНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ И ПЕРСПЕКТИВЫ ПРОЕКТА EAGLE

- ¹⁾ Кубо Ш., ²⁾ Тобита Е., ¹⁾ Сато И., ³⁾ Котаке С., ⁴⁾ Эндо Х., ⁵⁾ Кояма К., ²⁾ Кониши К.,
¹⁾ Камияма К., ¹⁾ Матсуба К., ¹⁾ Тоёока Ж., ⁶⁾ Зуев В.А., ⁶⁾ Пахниц А.В., ⁶⁾ Витюк В.А.,
⁶⁾ Гайдайчук В.А., ⁶⁾ Вурим А.Д., ⁶⁾ Колодешников А.А., ⁶⁾ Васильев Ю.С.
- ¹⁾ Оарайский научно-исследовательский центр, Японское агентство по атомной энергии (ЯАЭ),
пос. Оарай, преф. Ибараки, Япония
- ²⁾ Центр по управлению и техническому обеспечению проекта АЭС «Монджу», ЯАЭ,
г. Тицуруга, преф. Фукуи, Япония
- ³⁾ Японская атомно-энергетическая компания, г. Токио, Япония
- ⁴⁾ Центральный исследовательский институт электроэнергетической промышленности,
г. Токио, Япония
- ⁵⁾ Корпорация Мицубиси «Системы реакторов на быстрых нейтронах», г. Токио, Япония
- ⁶⁾ Филиал «Институт атомной энергии» РГП НИЦ РК, г. Курчатова, Республика Казахстан

В докладе предоставлены принятые меры и результаты по предотвращению критичности в реакторах на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем, осуществляемые в рамках проекта EAGLE, который является экспериментальной программой и проводится при сотрудничестве Японии и Республики Казахстан с 1998 года. Так же в докладе описаны дальнейшие перспективы проекта EAGLE-3 для повышения уровня безопасности реакторов на быстрых нейтронах.

УДК 621.039

IN- AND EX-VESSEL CORIUM STUDIES AT JRC-ITU, KARLSRUHE

P.D.W. Bottomley, Th. Wiss, D. Manara, S. Bremier, V.V. Rondinella

*EC Joint Research Centre-Institute for Transuranium Elements (ITU Karlsruhe)
Hermann-von-Helmholtz Pl. 1, 76125 Karlsruhe, Germany*

The article gives an overview of the severe accident research as part of the reactor safety programme at JRC-ITU Karlsruhe. ITU has been examining the high temperature properties of U-Zr-Fe-O materials fabricated in the institute using a laser heating and pyrometry system to observe the various melting transitions. As a major system for reactors this will help the understanding of the key mechanisms of UO_2 fuel degradation. It has also examined selected ex-vessel compositions.

The paper then describes samples taken from major severe accident studies including the melted material from TMI-2 and degraded bundles from the French IRSN Phébus PF project. The comparison of the small and large-scale studies illustrate how the similar processes are observed and how the small scale testing can help understanding of reactor core degradation. In particular the oxidation conditions during the accident can be greatly effect the mechanism and extent of the core's collapse.

1. INTRODUCTION

It is important to understand refractory systems such as $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ relevant to the nuclear reactor particularly in extreme conditions. Good quality data and knowledge of high temperature mechanisms is necessary to improve the severe accident codes.

In the event of core cooling loss then decay heat will heat the cladding to 1200°C and so initiate rapid steam oxidation of the Zircaloy cladding and further this heat up to melting point. The liquid cladding rapidly reacts with the UO_2 both oxidising and dissolving the fuel pellets [1-2]. There is a loss of rod geometry, there is a gradual collapse of the liquefying bundle to form a molten corium pool; this slumps downwards to collect lower down in the core or finally the lower head (see Phebus Pf [3] and TMI-2 investigations [4]).

2. CORIUM SYSTEM STUDIES**2.1 $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ and $\text{UO}_2\text{-Zr}$ system**

Melting point determinations carried out at ITU (Fig. 1) use a high power fast laser flash (FLF) system to rapidly heat up a synthesized pellet. The 2mm diameter laser beam rapidly heats (in several hundred milliseconds) the sample pellet to above 3000K (2700°C) inside an airtight glass-sided cell. The cell is kept under 3 bar pressure of inert (eg Ar) or other gas, principally to avoid excessive volatilisation. Two pyrometers monitor the temperature: a fast 2-wavelength pyrometer ($\lambda=645\text{nm}$ & 488nm every $10\mu\text{s}$) and a wide band spectrometer (180λ from 550 to 910nm every 1ms). The spectrometer enables the spectral intensity variation to be calculated and so correct the recorded bright field temperatures to the true temperatures.

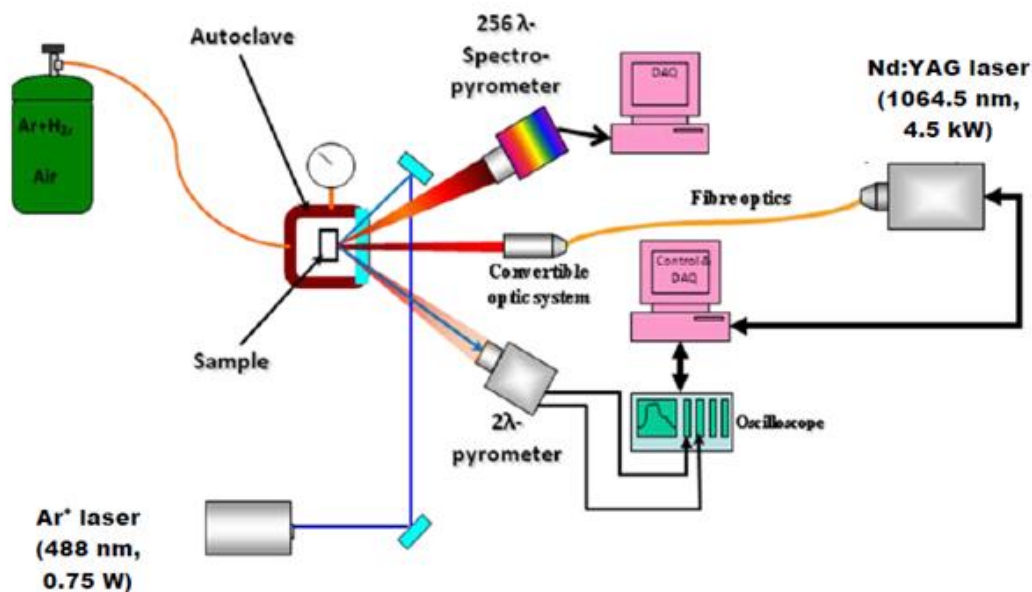


Fig. 1. Fast Laser Flash (FLF) facility at ITU, Karlsruhe for high temperature melting point determination

The thermal arrest on cooling of the liquid phase indicates the presence of an additional (solid) phase and gives an estimate of the liquidus temperature of the local phase [5]. A liquidus measurement ($\sim 3020\text{K}$) of a UO_2 -10at% Zr sample is given in Fig. 2.

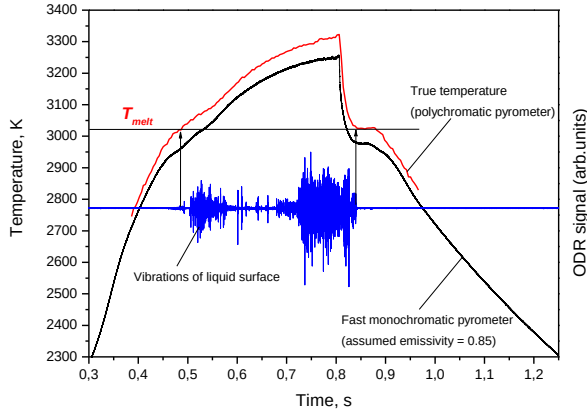


Fig. 2. Laser flash pyrometry results of a UO_2 -5at% Zr sample showing a single elevated temperature arrest at 3020K at the liquidus temperature (T_{liq})

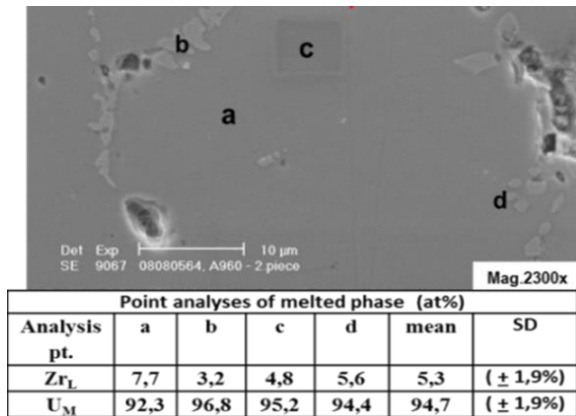


Fig. 3(a). Micrograph of a dense melt zone of the UO_2 -5at% Zr sample

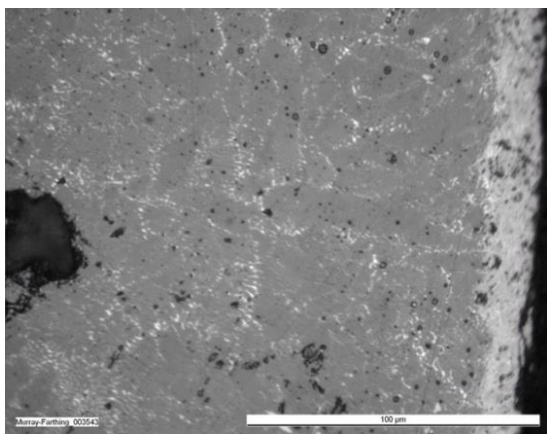


Fig. 3(b). UO_2 -30mol% Zr showing large primary grains with a secondary 2-phase grain boundary structure

In Fig. 3(a) an SEM photograph is seen with energy-dispersive (EDS) analyses showing the local composition is close to the overall pellet composition with evidence of only slight phase separation. This composition is close to the limit of Zr solid solubility in UO_2 (see Fig. 4); both oxides are high-melting and mixed oxides can form for a sizeable range of U/Zr ratios. The phase diagram for the pseudo-binary UO_2 -Zr(O) system (Pesja & Kleycamp [6]) in Fig. 4 is shown with FLF pyrometry results for the various liquidus and possible solidus temperatures. The data show the same tendencies although the FLF data indicates higher liquidus values by 100K for the low to medium Zr content coria. This may be a result of some phase segregation despite the rapid cooldown. Small amounts of Zr metal (up to 10at%) have slight, predictable effect on the UO_2 melting properties, however by 30at% Zr there is a significant variation of experimental values from the calculated liquidus (T_{liq} in Fig. 4).

The microstructure in UO_2 -30at%Zr (Fig. 3(b)) shows rounded primary crystallites with secondary precipitates that freeze in a eutectic-type structure at the grain boundary. This can be interpreted as deriving from 2 immiscible liquids: a Zr-rich and a U-rich. Modelling by Cheynet & Fischer also indicates 2 immiscible liquids occurring in the centre of this high temperature system [7]; this can result in a deviation of the calculated liquidus line beyond 40mol % Zr.

This system is the major in-vessel composition and therefore a baseline case for the ex-vessel corium as external materials from concrete are added. This has been extensively examined by NITI, Sosnovy Bor eg. [8]. The variable oxidation state of the Fe can also alter the system and phases that are formed. The thermogram is given for 20% ZrO_2 -20% UO_2 -60mol% FeO in Fig. 5. In the micrograph Fe-rich phases are shown along with primary U-Zr rich phases (Fig. 6).

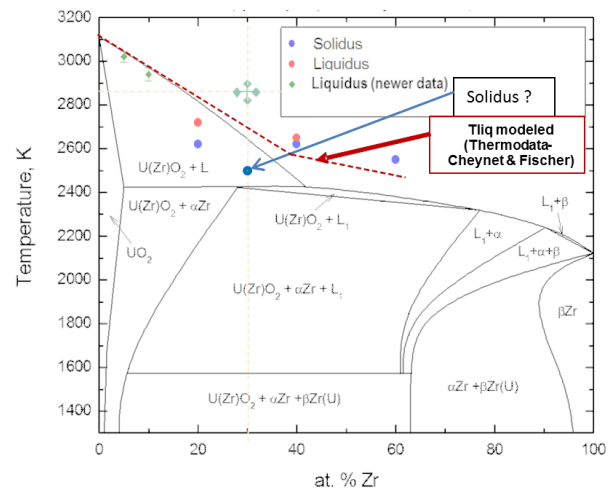


Fig. 4. UO_2 -Zr pseudo-binary phase diagram [8] and modelling [9] with ITU laser flash pyrometry data. At small Zr contents there is good agreement. The 30mol% Zr point lies above the calculation

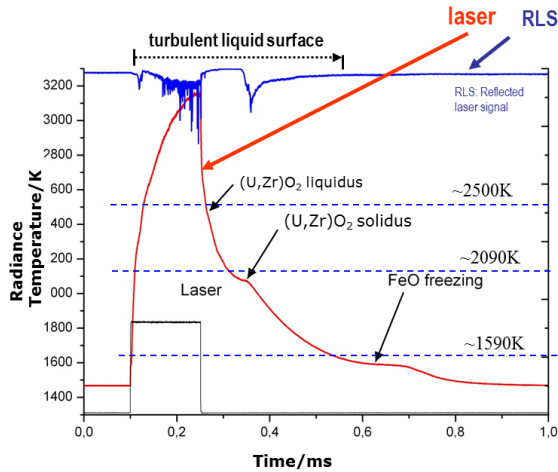
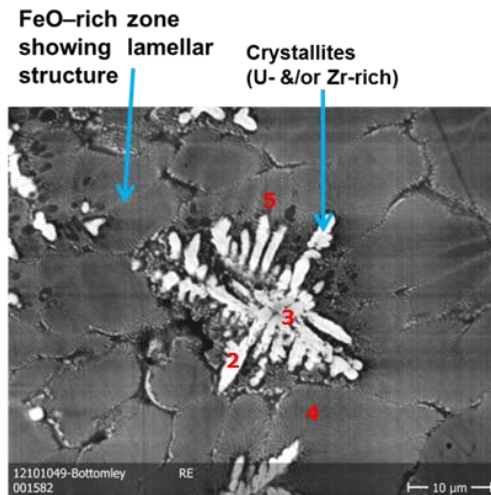


Fig. 5. Thermogram for 20mol% UO_2 -20mol% ZrO_2 -60mol% FeO , showing the upper signals for a UO_2 - ZrO_2 rich phases and a lower inflection for the FeO -rich freezing point



Analysis Point	2	3	4	5
Atom %	U & Zr phases	U & Zr phases	FeO	FeO
Fe (Ka)	55.22	62.64	90.3	92.32
Zr (La)	19.95	18.21	5.76	4.71
U (Ma)	24.84	19.15	3.93	2.97
Weight %				
Fe (Ka)	28.51	36	77.5	81.92
Zr (La)	16.82	17.09	8.08	6.83
U (Ma)	54.66	46.91	14.4	11.24

Fig. 6. A U,Zr-rich (~40 at % Zr+U) crystallite is seen in a FeO rich phase with very fine eutectic structure (with ~10 mol% U,Zr oxides) ~2000x mag.

2.2 UO_2 - ZrO_2 - FeO system

It can be considered as a pseudo-binary $\text{FeO}/(\text{U,Zr})\text{O}_2$ system in the ranges 15mol% FeO and 90mol% FeO ; outside this range the secondary phase influence is very slight [9]. The variation of melting temperature with composition has been modelled using

the GEMINI2 code with the NUCLEA data base [10]; this confirms the extended melting range between FeO (mp.1640°C) and the refractory ZrO_2 - UO_2 system (UO_2 - ZrO_2 eutectic ~2500°C). Thus prolonged flow times are possible when FeO is present in the corium.

2.3 Molten Corium-Concrete-Interaction (MCCI) system

As part of the ISTC intermediate scale MCCI test [11] performed at the SAROV institute (VNIIEF) Russia, ITU analysed a small sample of solidified melt from the test. The melt was created by igniting Zr and FeO thermite briquettes in the crucible and then adding further briquettes to gradually form ~100kg of reacted mixture in a concrete crucible of 40cm diameter and 50cm deep and maintained at 2500-3000°C for several hours. The melt sample from the side wall showed a heterogeneous mixture of concrete and corium-based phases (see Fig 9) as seen elsewhere. One phase was Zr-based with Fe traces (white phases spectra:1-3), the second, darker phase (spect. 4 & 5) contained Ca, Si, Fe, Mg (ie. concrete-based). It was fully oxidic with an overall composition of Zr - 16at%, Fe - 4.2at% and concrete components (Si, Ca, Mg, Al) 9.7at% (analysed from spect. 6). The corium composition was very uniform with depth indicating a good corium-concrete mixing and interaction.

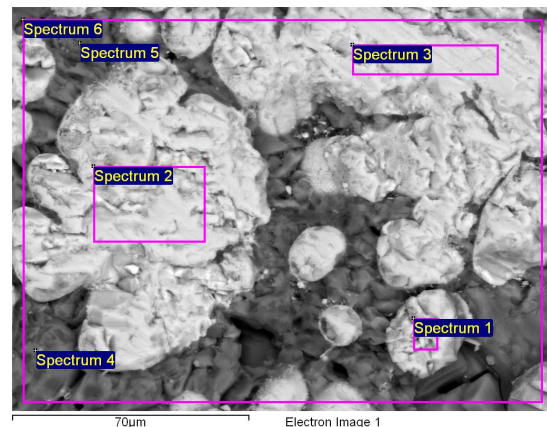


Fig. 9. Nodule from the outer edge of the SAROV large scale MCCI test

3. EXPERIMENTAL INVESTIGATIONS

3.1 TMI-2 - an OECD project

ITU Karlsruhe was one of many national nuclear research institutes involved in the OECD-NEA managed TMI-2 debris investigation project [4, 12]. Samples were collected out of the fully molten core (core bore rocks) as well as from the surrounding semi-fused zones (agglomerates). The molten core was found to be fully oxidic, $(\text{U,Zr})\text{O}_2$ with a slight super-stoichiometry, which did vary with the extraction position. This mixed oxide phase had often cooled slowly and separated into 2 phases in a eutectic-type structure (see Fig. 10). These would be U-rich $(\text{U,Zr})\text{O}_2$ in a cubic phase and then a Zr-rich $(\text{Zr,U})\text{O}_2$ often in a tetragonal phase. The Zr

content in the ITU samples of $(\text{U,Zr})\text{O}_2$ was typically 10 at% and the U content was lower at ~3 at%. The oxidic melt sample in Fig. 10 had a U/Zr ratio of ~1.2 [12]. This ratio is close to the U/Zr ratio (1.32) of the TMI-2 bundle inventory.

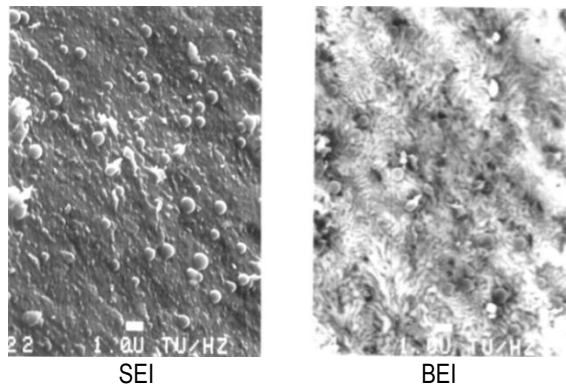


Fig. 10. SEM micrographs of the fully molten core fracture surface. The secondary electron image (SEI) shows many fine spheres of Ag. The back-scattered image (BEI) shows a fine eutectic structure of the melt, with $<1\mu\text{m}$ wide lamellae (U-rich layers are light; the less dense Zr-rich lamellae are dark)

Secondary grain boundaries phases were seen; these were typically Fe, Ni or Cr-rich oxide spinels or metallic inclusions from the steel structural materials. Ag-rich spheres from the Ag-In-Cd absorber rods were seen (see Fig. 10); they were metallic and may have slowly precipitated out of solution in the solid on cooling despite Ag's high vapour pressure. The melt eutectic lamellar spacing indicated ~50 hours cooling time in the most central regions.

3.2 Phébus PF- an IRSN–lead project

Phébus PF was a set of 5 bundle degradation tests managed and financed by IRSN along with the European Commission and with the participation of EU national research institutes [3].

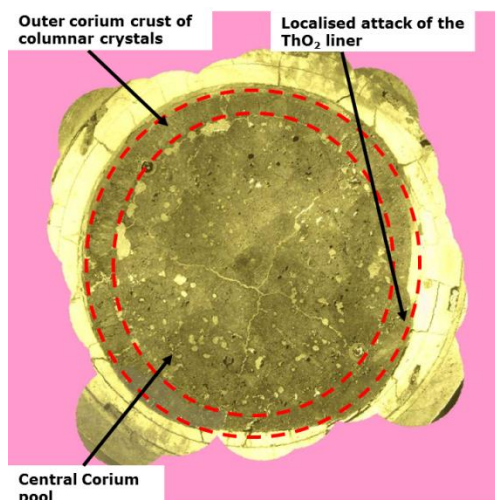


Fig. 12. Disc 4 of the FPT2 degraded bundle across the corium pool

FPT2 was an irradiated bundle that was degraded under low steam flow: ie reducing conditions compared to the baseline test FPT1. A section (disc 4) through the mid-height of the molten pool of the FPT2 bundle is shown in Fig. 12 [13]. The FPT2 bundle degraded (as did the others) to produce a central cavity below above the corium pool in a cooler position (eg. spacer grid). The pool has also dissolved the outer ring of rods. There is some local interaction with the ThO_2 thermal protection tube. The corium is close to equimolar $(\text{Zr,U})\text{O}_2$ melt with structural materials (eg. Fe, Ni, Cr) present. The microprobe mapping in Fig. 13 shows how the Zr,U concentrations vary locally and structural remnants (eg. cladding, fuel pieces) are seen in the upper corner.

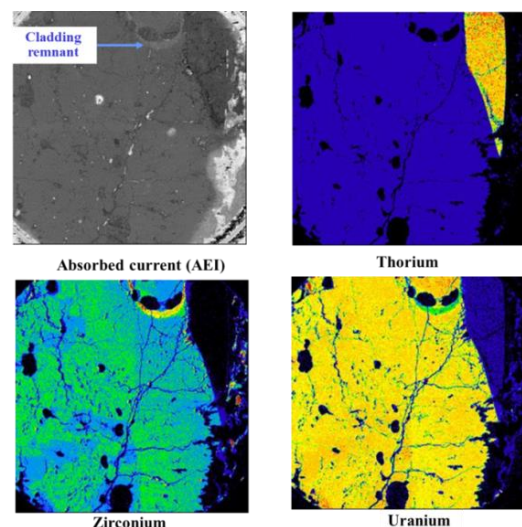


Fig. 13. Large area mapping of upper corium pool (disc 4) of Phébus FPT2

4. DISCUSSION

Considerable progress has been made to verify, improve or older data and qualify measurements for nuclear material databanks. With more reactive components it is still difficult to verify the compositions thus Zr metal extracts oxygen from the UO_2 in the $\text{UO}_2\text{-Zr}$ system. The principal result that Zr can substantially reduce the melting temperature of UO_2 is clearly important for bundle degradation mechanisms. The addition of a lower temperature system of FeO (~1500°C) for FeO contents >15mol% to the $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ system (2500°C) results in a melting range ($T_{\text{liquidus}} - T_{\text{solidus}}$) reaching 1000°C. The possibility for flow and accumulation in pools is thus increased. Some very high values of the upper transitions of the $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2\text{-FeO}$ system [9] suggest that phase segregation is occurring and would happen in typical accident conditions. Investigations at TMI-2 and Phébus Pf have confirmed the basic corium composition of $(\text{U,Zr})\text{O}_2$ forming with further interactions such as structural material/absorber interactions (Fe,Ni,Cr inclusions). The corium composition also becomes more complex with time as it relocates further and more materials are dissolved in the liquid corium.

More qualified data are needed (especially for ex-vessel tests), especially in the event of mixed metallic and oxidic phases formed in the pool.

5. CONCLUSIONS

1) Bundle degradation has advanced both in understanding and interpretation of high temperature mechanisms.

2) Examination of major accidents and in-pile tests indicates the final system formed is a stable, oxidic $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ system with Fe-based inclusions (mainly oxidic).

3) Smaller scale testing has shown that the sub-oxidic system ($\text{UO}_2\text{-Zr}$) has a wider melting temperature range in the Zr-rich range. It can react with steam/air and further heat-up and so continue degradation.

4) The addition of FeO to the $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$ system increases the melting range to over 1000°C at mid-range compositions and so extends the corium flow range.

5) The ex-vessel compositions involving concrete elements such as Ca and Si oxides also require much research given the many materials and their varied properties.

REFERENCES

- Hofmann P, Current knowledge on core degradation phenomena, J. Nucl. Mater. 1999; 270; 194.
- Hayward P J & George I M, Dissolution of UO_2 in molten Zircaloy-4 Part 1 Solubility from 2000 to 2200°C & Part 2: Phase evolution during dissolution and cooling, J. Nucl. Mater. 1994; 208; 35 & 43.
- Hardt P and Tattegrain A. The phebus fission product project. J. Nucl. Mater., 1992; 188: 115-130.
- Akers D et al. 1992. TMI-2 Examination Results from the OECD-CSNI Vols 1 & 2 NEA/CSNI/R(91)9.
- Manara D, Ronchi C, Sheindlin M, Lewis M, Brykin M, 2005 J. Nucl. Mater. 342, 148–163.
- Kleycamp H & Pejza R, Chemical and X-ray diffraction analysis on selected samples from the TMI-2 reactor core, Appendix H, p98 (Fig.F), TMI-2 Examination Results from the OECD-CSNI Volume 2 (NEA/CSNI/R(91)9) (EGG-OECD-9168, April 1992)
- Cheyne B & Fischer E, Analyse des mesures expérimentales des températures de liquidus de mélanges $\text{UO}_2\text{-Zr}$ effectuées par ITU, Rapport interne de Thermodata au SARNET projet au CEA Cadarache, Sept. 2004 (68-2006/BC/EF/MM).
- Almjashev V I, Barrachin M, Bechta SV, Bottomley D et. al., Phase equilibria in the $\text{FeO}_{1+x}\text{-UO}_2\text{-ZrO}_2$ system, J Nucl. Matl. 2010; 400; 119–126.
- Bottomley P D W, Murray-Farthing M, Manara D, Wiss Th, Cremer B, Boshoven C, Lajarge P and Rondinella V V R., Investigations of the melting behaviour of the U-Zr-Fe-O system, J. Nuclear Science & Technology 2015, 52, issue 10, 1217-1225 (special issue ANFC2014).
- Cheyne B, 2007. Nuclea. <http://hal.archives-ouvertes.fr/hal-00165418fr/>.
- Kondrashenko A. V., Development and experiments at large-scale installation for heating and retention of corium, Final Project Activity Report, ISTC Project No. 3831, Russian Federal Nuclear Center, Russian Scientific-Research Institute of Experimental Physics, Sarov, Jan 2010.
- Bottomley, P.D.W., Coquerelle, M., 1989. Metallurgical examination of bore samples from the Three Mile Island, Nucl. Tech. 87 120–136.
- Bottomley D, Schlutig S, Brémier S, Barrachin M, De Bremaecker A, Walker CT, Glatz J-P, Papaioannou D, Arnoult J-L, Baudot D, Romero Th & Simondi-Teissière B. Post irradiation Examination of the Lower Part of the Phebus FPT2 degraded bundle (Paper 7333). International Congress on Advanced Power Plants (ICAPP 2007), 2007 May 13-18; Nice, France.

СНИЦ-ИТЭ, КАРЛСРУЭ РЕАКТОРЫНЫҢ ІШІНДЕ ЖӘНЕ КОРПУСЫНАН ТЫС КОРИУМ БАЛҚЫМАСЫН ЗЕРТТЕУ

Боттомли П.Д.В., Вис Т., Манара Д., Бремьер С., Рондинелла В.В.

*Германия, 76125 Карлсруэ, Герман фон Гельмгольц ал. 1, Карлсруэ
Қазіргі Ғылыми-зерттеу орталығы – Трансуран элементтер институты*

Мақалада СНИЦ-ИТЭ реакторлары қауіпсіздігін қамтамасыз ету бағдарламасы шеңберлерінде ауыр нәтижелерімен апатты зерттеулерге шолу ұсынылды. Трансуран элементтері институты балқытудың түрлі әрекеттеріне ғылыми бақылау жүргізу үшін пирометрия жүйесін және лазер қыздыруын пайдаланумен институтта дайындалған U-Zr-Fe-O материалдардың температуралық қасиеттерін зерттеумен айналысады. Негізгі жүйе ретінде зерттеу мәліметтері UO_2 бұзылған отынның негізгі механизмдердің түсінігін жақсартады. Реактор корпусынан тыс жеке құрамы қарастырылды.

Мақалада, Францияның радиациялық қорғау және ядролық қауіпсіздік институтында (IRSN) Phébus жобасы бойынша тәжірибелерді жүргізгеннен кейін алынған отындық сырықтардың бұзылған шоқтары және TMI-2 балқытылған материалды қоса, ауыр нәтижелерімен ірі апаттарды зерттеу кезінде алынған үлгілер сипатталды. Кіші және ірі масштабты зерттеулерді салыстыру, ұқсас үдерістер қалай жүргізіледі және кіші зерттеулер кезінде реактордың активтік зонасының бұзылуын түсінуге болатынын көрсетеді. Ерекшелігінде пат кезінде тотығу жағдайлары активтік зонаның ыдырау дәрежесіне және механизмге маңызды әсер етуі мүмкін.

**ИЗУЧЕНИЕ РАСПЛАВА КОРИУМА ВНУТРИ И ВНЕ КОРПУСА
РЕАКТОРА СНИЦ-ИТЭ, КАРЛСРУЭ**

Боттомли П.Д.В., Вис Т., Манара Д., Бремиер С., Рондинелла В.В.

*Совместный Научно-исследовательский центр – Институт трансурановых элементов, Карлсруэ
пл. Герман фон Гельмгольц, 1, 76125 Карлсруэ, Германия*

В статье представлены обзор исследований аварий с тяжелыми последствиями в рамках программы обеспечения безопасности реакторов СНИЦ-ИТЭ. Институт трансурановых элементов занимается изучением температурных свойств материалов U-Zr-Fe-O изготовленных в институте с использованием лазерного нагрева и системы пирометрии для проведения научных наблюдений за различными переходами плавления. В качестве основной системы данные исследования облегчают понимание ключевых механизмов деструкции топлива UO_2 . Так же рассмотрен отдельный состав вне корпуса реактора.

В статье описаны образцы, взятые при исследованиях крупных аварий с тяжелыми последствиями, включая расплавленный материал из ТМІ-2 и разрушенные пучки топливных стержней, взятые после проведения экспериментов по проекту Phébus при Институте радиационной защиты и ядерной безопасности Франции (IRSN). Сравнение малых и крупномасштабных исследований показывают, как происходят аналогичные процессы и как при малых исследованиях можно понять разрушение активной зоны реактора. В частности условия окисления при авариях могут значительно повлиять на механизм и степень распада активной зоны.

R&D AND EXPERIMENTAL PROGRAMS FOR MITIGATING SEVERE ACCIDENTS CONSEQUENCES IN GENIV SFRS AND IN THE ASTRID TECHNOLOGY DEMONSTRATOR

¹⁾ F. Serre, ¹⁾ F. Payot, ¹⁾ C. Suteau, ¹⁾ L. Trotignon, ²⁾ E.G. Batyrbekov, ²⁾ A.D. Vurim, ²⁾ A.V. Pakhnits,
²⁾ V.A. Vityuk, ³⁾ S. Kubo, ³⁾ A. Katoh, ³⁾ Y. Tobita, ³⁾ K. Kamiyama, ³⁾ K. Matsuba, ³⁾ J. Toyooka

¹⁾ Commissariat à l'Energie Atomique et aux Energies Alternatives, CEA Cadarache,
 CEA/DEN/CAD/DER, Blg 1222, 13108 St Paul lez Durance – FRANCE

²⁾ National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Krasnoarmeyskaya St., 071100,
 Kurchatov, VKO, KAZAKHSTAN

³⁾ Advanced Fast Reactor Cycle System Research and Development Center, JAEA,
 4002 Narita-cho, O-arai, Ibaraki, JAPAN, 311-1393

The ASTRID technological prototype, designed by CEA with industrial partners, has high level of requirements, in particular for a robust safety demonstration. Despite high level of severe accident prevention with an innovative core, complementary safety devices are added to mitigate the severe accident consequences. A large R&D program is under way in cooperation with JAEA and NNC-RK. To extend programs carried-out in France in CABRI and SCARABEE reactors, and in IGR in Kazakhstan, the feasibility of the SAIGA program in IGR reactor was performed, and a new PLINIUS-2 platform for out-of-pile corium experiments is under development.

I. INTRODUCTION

Fast neutron reactors have a large potential as sustainable energy source. In particular, Sodium Fast Reactors (SFR) with a closed fuel cycle and potentialities for minor actinide burning allow improved use of natural resources and minimization of high level waste. Among the fast reactor systems, the sodium cooled reactor has the most comprehensive technological basis as result of the experience gained from decades of worldwide operation of several experimental, prototype and commercial size reactors. Currently, in France, a medium size (600 MWe) power demonstrator named ASTRID (Advanced Sodium Test Reactor for Industrial Demonstration) has been proposed and endorsed at European level as the reference concept for Generation IV Fast Reactors.



Fig. 1. ASTRID Project Partnerships

Deriving from the feedback of experience, very high levels of requirements have been set for the ASTRID reactor. Innovations are needed to further enhance safety, reduce capital cost and improve efficiency, reliability and operability, making the Generation IV SFR an attractive option for electricity production. This puts great pressure on the R&D and design teams at CEA and industrial partners. The ASTRID project [1] started in 2010. In the ASTRID Pre-conceptual Design phase (AVP1) ended 2012, the aim was to evaluate innovative options considering the GEN IV criteria. It is now followed by the Conceptual Design phase, called AVP2,

until the end of 2015 which objectives are to focus the design options in order to finalize a coherent reactor outline and the Safety Option Report by December 2015. First criticality is foreseen by the end of the twenties.

The CEA acts as the industrial architect of the project. In 2015, twelve French and international industrial partners are involved in the project (Fig. 1). It must be pointed out that a new partnership is now effective on ASTRID design and R&D topics with Japan. This collaboration on the ASTRID Program and Sodium Fast Reactor was signed by CEA, MEXT and METI Japanese Ministers on the May 5, 2014 in the presence of the French President François Hollande and Japanese Prime Minister Shinzo Abe [2].

II. THE ASTRID CFV CORE & GENERAL LAYOUT [1]

During the Conceptual design phase, the choice of an heterogeneous core with a low sodium void effect (CFV core [3]) is confirmed. Its version 3 (see Fig. 2, 3) with AIM1 as cladding material has been finalized in 2014 and is the basis for the Safety Option Report.

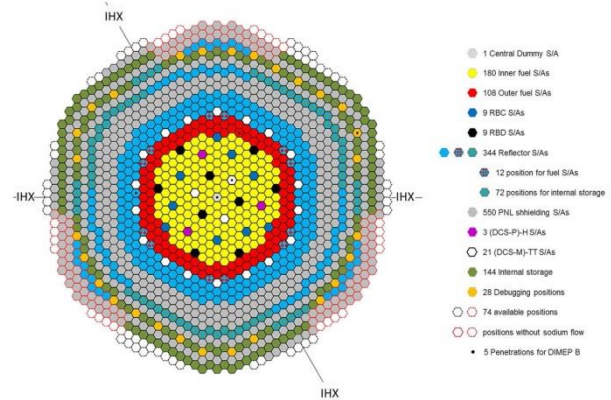


Fig. 2. ASTRID core main features

It is equipped with additional complementary safety devices acting for the protection of the reactor (passive shutdown systems acting in case of loss of flow for a first system and Na temperature increase for the second system) and the mitigation of hypothetical severe core degradation (Corium Transfer Tubes to evacuate the corium towards the core catcher).

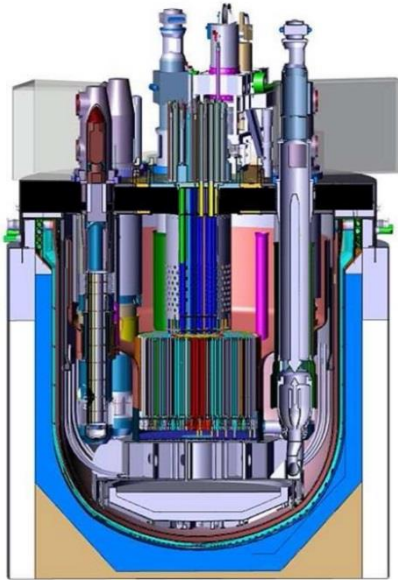


Fig. 3. ASTRID core main features

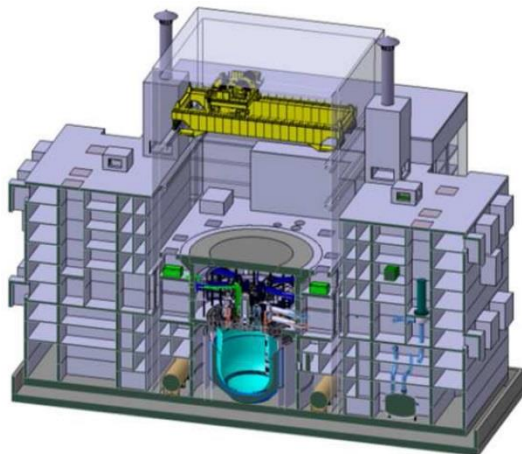


Fig. 4. ASTRID Reactor Building

Choice of 3 primary pumps, and 4 secondary loops have been made. The use of electromagnetic pumps for the secondary loops has been confirmed. Three types of Decay Heat Removal (DHR) systems are used: 2 inside the main vessel (one active designed by MFBR and JAEA, and one passive designed by AREVA); the third system located outside the main and the security vessels) is used to mitigate the severe accident consequences. In such conditions, a core catcher able to accommodate the whole core inventory was set-up in the main reactor vessel [4].

The reactor building set on anti-seismic pads is shown on Fig. 4.

III. SEVERE ACCIDENT ISSUE AND ASSOCIATED R&D [6]

The prevention of the core melting and the mitigation of severe accident consequences are obtained with the innovative CFV core and an in-vessel core catcher.

For a robust safety demonstration, a comprehensive safety analysis of hypothetical severe accidents is performed: each event families (unprotected loss of coolant, of heat sink, of power excursion, and of single assembly faults) are studied with a progressive severity; long term calculations will be performed and post-accident management of the accident studied up to reach a stabilized safe state of the reactor.

Such analyses should be performed with validated simulation codes on a large experimental data base. This requires:

- The development of models, if not available, to simulate phenomena occurring during severe accident in ASTRID or new SFRs on the short, middle and long terms, taking into account their design options.

- The validation of the codes and models on expected severe accidents conditions.

A large R&D program with international cooperation has been set up in the frame of the ASTRID development to complete available simulation tools and the experimental data base for models development and assessment [6].

The general strategy [6] of severe accidents studies, development of mitigation devices, simulation tools modeling and experiment database completion is illustrated by the Fig. 5.

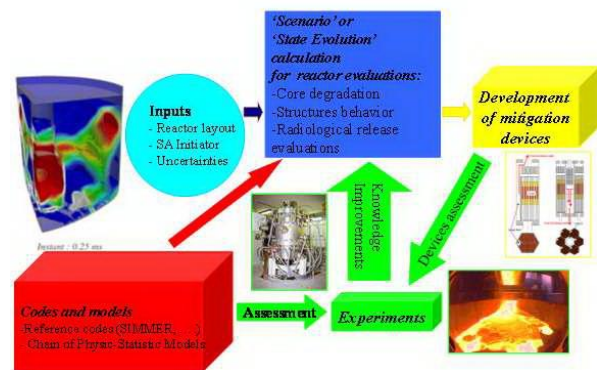


Fig. 5. R&D Severe Accident Strategy

IV. EVALUATION OF SEVERE ACCIDENT PROGRESSION IN SFRS AND MINIMIZATION OF THEIR CONSEQUENCES BY DESIGN [6]

The strategy of studies of the CFV core under severe accident conditions is first to evaluate the reactor natural behavior without any mitigation devices and then with them. It is supposed that the scram systems and the severe accident prevention systems have failed to get a severe accident scenario. The CFV core transient behavior was studied under the following conditions:

- unprotected transient overpower (UTOP),
- unprotected loss of flow (ULOF) [7],
- and local unprotected cooling faults (USAF).

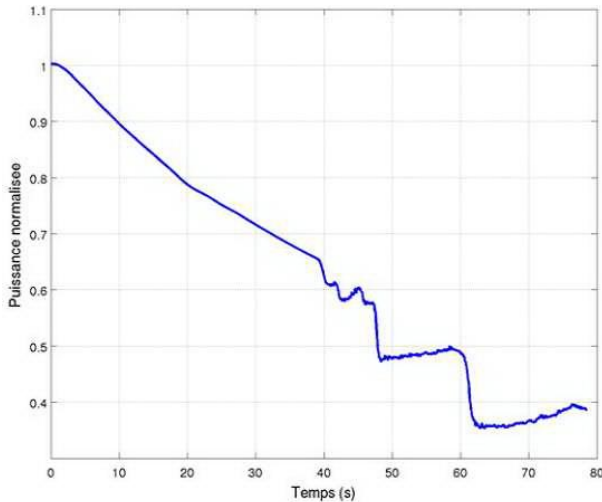


Fig. 6. SIMMER - Normalized power during ULOF

Contrary to homogenous core, ULOF transients with the CFV core do not exhibit significant power excursion during the primary phase of the accident according to the current study status. This is due to the negative Sodium Void Worth of the CFV core (Fig. 6). Thus, the core degradation is driven by thermal phenomena and not by neutron physics phenomena as in homogenous cores with positive Sodium Void Worth; the associated time scale for CFV core degradation is then rather long.

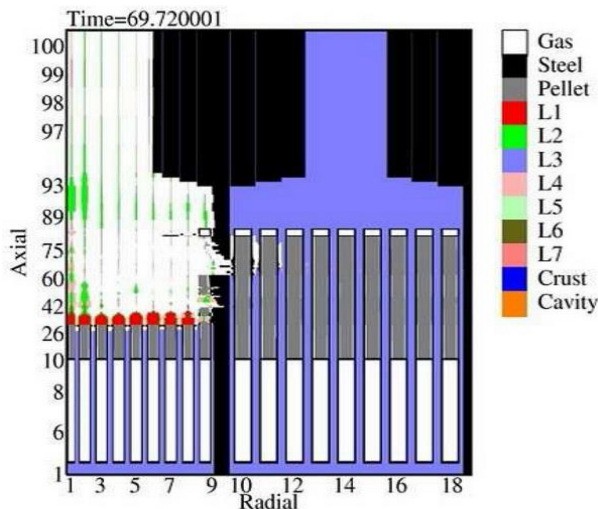


Fig. 7. SIMMER - Corium Propagation during USAF

The CFV core behavior in case of USAF (Fig. 7) has shown a lower fuel molten mass and about the same time scale up to hexagonal canister rupture as classical cores with homogeneous pins.

V. MODELING AND NUMERICAL SIMULATION OF SEVERE ACCIDENTS IN SFRs [6]

Severe accident scenarios of Sodium-cooled fast reactors (SFRs) involves various phenomena: core degradation, melt progression towards the core catcher, ablation of core catcher sacrificial materials by molten corium, energetic fuel/coolant interactions (FCI), struc-

ture mechanical behavior during FCI, containment behavior, and fission production release and transport. In order to simulate the complete accident scenarios, CEA strategy relies on two chains of calculation codes: a reference mechanistic chain of codes and a chain of physical models with statistics and probabilistic capabilities.

The physical statistical chain of code is used to support design tasks and the safety demonstration (evaluation of uncertainties...). SFR models under development will be implemented in the CEA PROCOR [12] framework, used up to now for light water reactors.

The reference mechanistic chain of calculation codes includes SIMMER8 to simulate core degradation and corium progression towards the core catcher. A new version of SIMMER (SIMMER-V) will be developed with JAEA2 to improve the SIMMER capabilities (simulation of the primary phase of the severe accident, numeric performance, ASTRID new options). SIMMER is or will be assessed against the CABRI programs [9] (pin degradation during primary phase and transition phase), the SCARABEE program [9] (degradation of Fuel SubAssembly, molten pool behavior), and EAGLE1&2 [10, 11] (Corium Transfer through dedicated Mitigation Duct). SIMMER-V will be coupled with an irradiation code (for example GERMINAL), a primary loop thermohydraulics code (for example CATHARE) and external neutronics code such as ERANOS or APOLLO-3®, thanks to a new dedicated platform named SEASON developed by CEA and JAEA [2].

Other codes used for ASTRID are CONTAIN-LMR code to simulate the FP transport, a derivative of the MCCI code TOLBIAC-ICB, used for LWRs, to simulate the core catcher sacrificial layer ablation, a new code SCONE (Simulation of COolant Na intERaction) developed by CEA to simulate the Sodium Interaction based on DUNE project numerical library. Consequences of mechanical energy release due to FCI are simulated with EUROPLEXUS (EPX) developed by CEA/JRC and assessed on MARA and MARS experiments which are SuperPhenix vessel mockups.

VI. EXPERIMENTAL PROGRAMS AND FACILITIES DEVOTED TO ASTRID

Extensive testing of primary and transition phases of core degradation has been done in-pile, in the CEA/IPSN CABRI and SCARABEE reactors [9]. However, in order to reduce uncertainties in SIMMER simulations on degradation of heterogeneous fuel pins and subassemblies of the CFV [3] core, CEA is studying with NNC-RK the feasibility of an in-pile experiment program SAIGA (Severe Accident In-Pile experiments for Generation IV reactor and Astrid project) in the IGR reactor [11].

For the feasibility study, SAIGA program is supposed to include three tests: a loss of flow at nominal power, and fast and medium power excursions (TOP). The feasibility study for the 3 tests includes the pre-design of the test section with the experimental instrumen-

tation (Fig. 8) and of a Sodium Loop to feed the test section (Fig. 9), neutronic calculations to estimate the power deposition in the experimental fuel using BN350 or VVER-1000 fuel (17% and 4.4% enrichment) and the coupling factor with the driver-core, calculation of the temperature field in the experimental test device (Fig. 10), pretest calculations of the fuel degradation (Fig. 11), core power diagram and associated control rod motion, licensing requirements, possible tests schedule (which will take into account the JAEA EAGLE3 program schedule) and preliminary cost estimation.

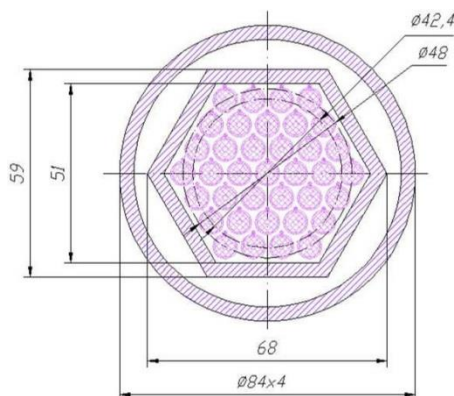


Fig. 8. SAIGA Test Section

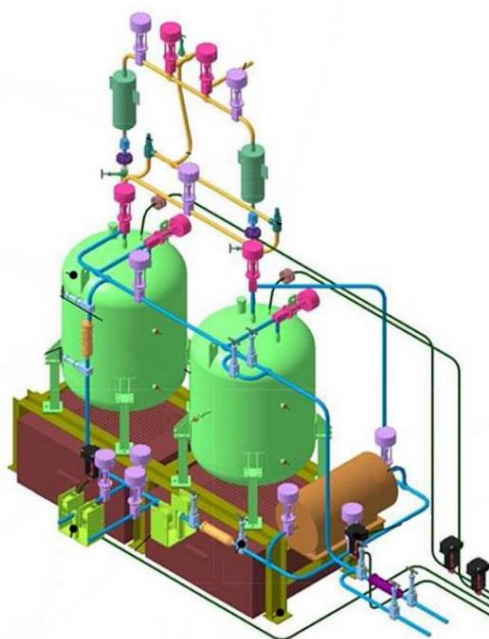


Fig. 9. SAIGA Na Loop

It is shown that BN350 Fuel must be used to get enough energy deposition; however, due to neutron absorption in the fuel assembly, the power deposition is much higher in the peripheral row of the subassembly than in the central row. Therefore, to get flat power deposition, the feasibility of pellet production with various enrichments, from BN350 pellets, is under study at

NNC-RK and UMP. Same tasks, as described above, are carried-out with a fuel assembly with pin rows with different enrichment. TOP tests with single pin are also studied.

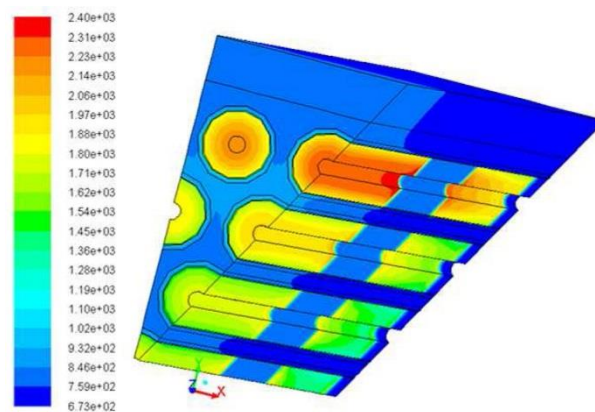


Fig. 10. Temperature Field

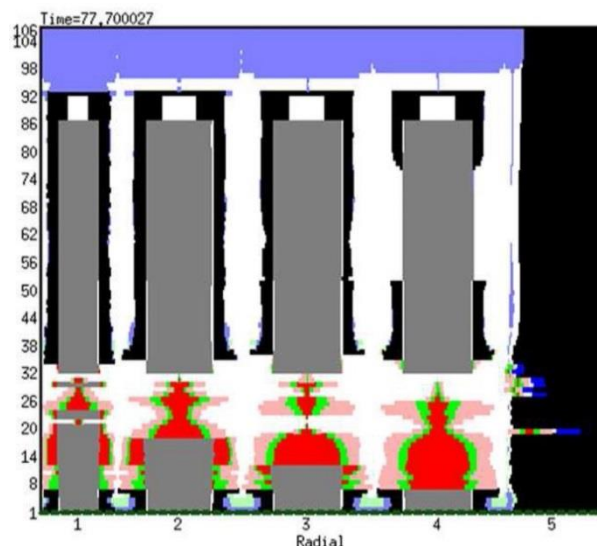


Fig. 11. SIMMER Calculation

An experimental program has also been started at CEA on the core catcher with sacrificial material. It includes corium-small scales interaction tests with candidate sacrificial materials in the VITI facility of the PLINIUS Platform. Sodium compatibility of candidate materials is being also studied in the CORRONA facility.

A Fuel Coolant Interaction program FARO-TERMOS, at large scale, has been started at JRC Ispra in the 1980s but not completed. Therefore, CEA is currently designing the PLINIUS-2 platform [12] to perform similar types of experiments up to Sodium saturation temperature (Fig. 12&13). In addition to EAGLE1&2 programs, this platform will also allow assessing Corium dispersion through Transfer Tube in ASTRID conditions. At last ASTRID Core Catcher assessment will be carried out in PLINIUS-2.

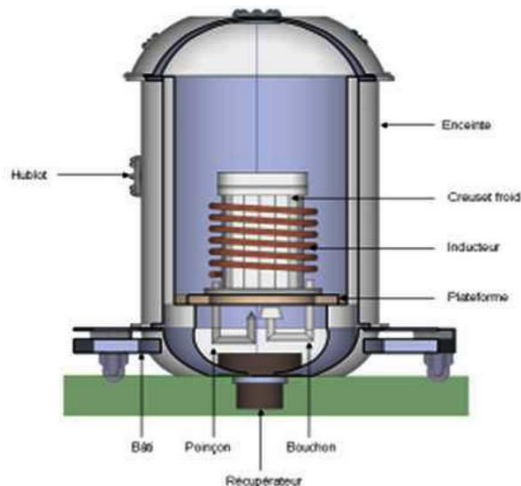


Fig. 12. PLINIUS-2 Furnace

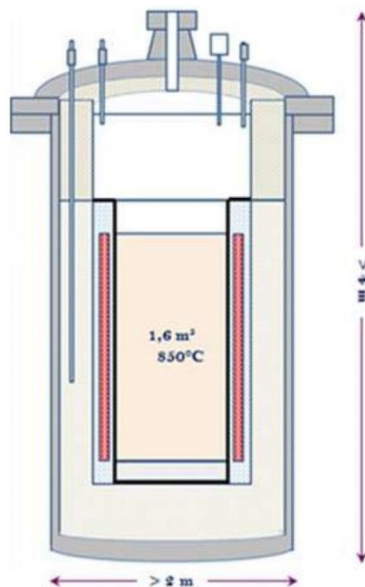


Fig. 13. PLINIUS-2 Test Section

VII. CONCLUSIONS

To support the development of the ASTRID demonstrator, a large R&D program has been set up by the CEA. This program has 4 folds:

- Study of Severe Accident Scenarios in ASTRID
- Definition of Mitigation Devices for mitigating the Severe Accident Consequences
- Developments and Assessment of Calculation tools for supporting the ASTRID design option choices and for a robust Safety demonstration in the field of Severe Accidents

- Definition of experimental programs to complete the existing experimental data base for qualification of ASTRID options, for new model developments and assessment for decreasing the calculation uncertainties. As far as possible existing facilities are used, sometime abroad within international collaborations arrangements if possible, modified when necessary.

This R&D program is set up according the Safety Approach for defined ASTRID, and taking into account the Safety Objectives and Design Options of ASTRID. This R&D program is defined and carried out with the ASTRID industrial partners (mainly AREVA, EDF, and MFR36) and with R&D foreign organizations (mainly JAEA36, IGCAR, KIT and NNC-RK).

In particular, for reducing the SIMMER calculations uncertainties on the heterogeneous fuel pin degradation, a feasibility study of the SAIGA program in IGR is ongoing; it is carried out by CEA, NNC-RK with the technical support of JAEA to benefit from the feedback of EAGLE1&2 program in IGR. For experiments with prototypical corium a dedicated platform PLINIUS2 is currently designed at CEA.

ACKNOWLEDGMENTS

This document includes results of technology development of fast breeder reactors entrusted to Japan Atomic Energy Agency (JAEA) by the Ministry of Economy, Trade and Industry (METI).

REFERENCES

1. J. Rouault, ASTRID, The SFR GENIV Technology Demonstrator Project: Where are we Where Do We Stand For?, Proceeding of ICAPP 2015 (2015)
2. J. Rouault, ASTRID, France-Japan collaboration on ASTRID Program and Sodium Fast Reactor, Proceeding of ICAPP 2015 (2015)
3. C. Venard et al., The ASTRID core at the Midtime of the Conceptual Design Phase (AVP2), Proceeding of ICAPP 2015 (2015)
4. M. Saez et al., Status of the ASTRID nuclear island pre-conceptual design, Proceeding of FR13 (2013)
5. P. Lo Pinto et al., Safety Orientations during ASTRID conceptual design phase, Proceeding of ICAPP 2013 (2013)
6. F. Serre et al., Status of the French R&D program on the Severe Accident Issue to Develop GENIV SFRs, Proceeding of ICAPP 2015 (2015)
7. A. Bachrata et al., Unprotected Loss of Flow Simulation on ASTRID CFV V3 core, Proceeding of ICAPP 2015 (2015)
8. S. Kondo et al., "SIMMER-III: An Advanced Computer Program for LMFBR Severe Accident", ANP'92, Tokyo, Japan (1992) Oct. 25-29, No 40-5
9. G. Keyser et al., "The reactivity risk in fast reactors and the related international experimental programmes CABRI and SCARABEE", Progr. Nucl. Energ., Vol. 32, p. 631-638 (1998).
10. K. Konishi et al. "The EAGLE project to eliminate the recriticality issue of fast reactors—progress and results of in-pile tests" Proceedings of the Fifth Korea–Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS5), pp. 465–471, Jeju, Korea (2006).

11. S. Vassiliev et al., "Research on problems of safety of Nuclear Power Reactors in the IGR Reactor: the Results of Medium-Scale Experiments Realised under the EAGLE Project", Proc. 13th Int. Conf. on Radiation Physics and Chemistry of Inorganic Materials, Tomsk, Russia (2006).
12. G. Willermoz et al., "PLINIUS-2 : A versatile platform for severe accident mitigation device and simulation assessments" Proceeding of ICAPP 2014, Paper 14248, Charlotte, USA, April 6-9, 2014

**ASTRID ДЕМОНСТРАЦИЯЛЫҚ ТЕХНОЛОГИЯЛЫҚ РЕАКТОРЫНДА GENIV
БАҒДАРЛАМАСЫНЫҢ ШЕҢБЕРЛЕРІНДЕ НАТРИЙЛІК РБН АУЫР АПАТТАРДЫҢ
НӘТИЖЕЛЕРІН ЖЕҢІЛДЕТУ ҮШІН ТӘЖІРИБЕЛІК БАҒДАРЛАМАЛАРДЫ
ЖӘНЕ ҒЗТҚЖ ЖҮРГІЗУ**

¹⁾ Серр Ф., ¹⁾ Пайо Ф., ¹⁾ Сюто К., ¹⁾ Тротиньон Л.,
²⁾ Батырбеков Е.Г., ²⁾ Вурим А.Д., ²⁾ Пахниц А.В., ²⁾ Витюк В.А.,
³⁾ Кубо Ш., ³⁾ Като А., ³⁾ Тобита Е., ³⁾ Камияма К., ³⁾ Мацуба К., ³⁾ Тоёока Д.

- ¹⁾ *Францияның альтернативтік энергия көздері және атом энергиясы бойынша комиссариатының (СЕА)
«Кадараш» зерттеу орталығы, Сен-Поль-Ле-Дюранс, 1222, 13108 г.м.араты, Франция*
²⁾ *ҚР ҰЯО РМК, Красноармейская көшесі, Курчатов қ., ШҚО, 071100, Қазақстан*
³⁾ *Жылдам нейтрондарда реакторлар циклының бірлескен жүйесінің ғылыми-зерттеу орталығы,
JAEA, Нарита 4002, О-арай, Ибараки, 311-1393, Жапон*

Өнеркәсіп серіктестерінің қатысуында СЕА ұжымымен жобаланған ASTRID технологиялық реактор прототипінің, ерекшелігінде сенімді қауіпсіздікті көрсету үшін талаптардың жоғары деңгейі бар. Активтік зонаның қирауымен ауыр апаттар кезінде нәтижелердің жоғары деңгейіне қарамастан, оларды жеңілдеті үшін қосымша қорғау құралдары белгіленеді. JAEA және ҚР ҰЯО РМК қызметтестігінде ҒЗТҚЖ бағдарламасы бойынша масштабтық жұмыстар жүргізіледі. SAIGA бағдарламасы шеңберінде және оны іске асыру мүмкіндігі үшін Францияда CABRI, SCARABEE реакторларында және Қазақстанда ИГР реакторында зерттеулер жүргізілді. Реакторлықтан тыс сынақтарда кориумды зерттеу бойынша PLINIUS-2 семинарының шеңберінде жұмыс істеуге арналған жаңа платформа жетілдіру сатысында болуда.

**ПРОВЕДЕНИЕ НИОКР И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ПРОГРАММ ДЛЯ СМЯГЧЕНИЯ
ПОСЛЕДСТВИЙ ТЯЖЕЛЫХ АВАРИЙ НА НАТРИЕВЫХ РБН В РАМКАХ ПРОГРАММЫ GENIV
И НА ДЕМОНСТРАЦИОННОМ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОМ РЕАКТОРЕ ASTRID**

¹⁾ Серр Ф., ¹⁾ Пайо Ф., ¹⁾ Сюто К., ¹⁾ Тротиньон Л.,
²⁾ Батырбеков Э.Г., ²⁾ Вурим А.Д., ²⁾ Пахниц А.В., ²⁾ Витюк В.А.,
³⁾ Кубо Ш., ³⁾ Като А., ³⁾ Тобита Е., ³⁾ Камияма К., ³⁾ Мацуба К., ³⁾ Тоёока Д.

- ¹⁾ *Исследовательский центр «Кадараш» Комиссариата по атомной энергии и альтернативным
энергоисточникам Франции (СЕА), Сен-Поль-Ле-Дюранс, здание 1222, 13108, Франция*
²⁾ *РГП НЯЦ РК, ул. Красноармейская, г. Курчатов, ВКО, 071100, Казахстан*
³⁾ *Научно-исследовательский центр современной системы цикла реакторов на быстрых нейтронах,
JAEA, Нарита 4002, О-арай, Ибараки, 311-1393, Япония*

Прототип технологического реактора ASTRID, спроектированный французским исследовательским институтом СЕА при участии промышленных партнеров, имеет высокий уровень требований, в частности для демонстрации надежной безопасности. Несмотря на высокий уровень тяжелых последствий аварий с разрушением активной зоны, для их смягчения устанавливаются дополнительные защитные устройства. В рамках программы НИОКР Японское агентство JAEA совместно с РГП НЯЦ РК проводит масштабную работу. С целью продвижения и выявления возможности реализации программы SAIGA проведены исследования на реакторах CABRI, SCARABEE во Франции и на реакторе ИГР в Казахстане. В настоящее время ведется разработка новой платформы PLINIUS-2 для проведения вне реакторных экспериментов по изучению кориума.

УДК 621.039.54;536.242;532.542

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК ДВУХЗОННЫХ ТВС С ТОРИЕВЫМ ТОПЛИВОМ

Большаков В.В.

Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия

Проводятся исследования для практической реализации ториевого цикла на атомных станциях. Предполагается внедрить эту технологию путем частичной, а далее и полной заменой традиционных ТВС действующих реакторов ВВЭР-1000 на ТВС с ториевым топливом. С этой целью была сконструирована двух зонная топливная сборка, состоящая из периферийной зоны бланкета и центральной сид-зоны. Зона бланкета набиралась из цилиндрических твэлов, а в качестве твэлов сид-зоны использовались витые твэлы трехлучевой формы поперечного сечения. Эти витые твэлы характеризуются развитой поверхностью теплоотдачи, высоким выгоранием и отсутствием необходимости использовать дистрешетки для их фиксации в ТВС. С целью изучения тепловых и гидравлических характеристик ториевой ТВС были проведены серии экспериментов по изучению гидравлического сопротивления и кризиса теплоотдачи на стенде КС в НИЦ «Курчатовский институт». Использование одного и того же экспериментального канала для пучков с имитаторами различных типов твэлов позволило провести прямое сравнение их характеристик. Результаты и технологии, полученные при проведении всего комплекса работ, могут иметь и дополнительные применения.

Проведены серии теплогидравлических испытаний элементов двухзонных ТВС (тепловыделяющих сборок). Такие двухзонные сборки были разработаны в рамках исследований по практической реализации ториевого топливного цикла на атомных станциях. Целью работ было обоснование работоспособности и теплотехнической надежности ТВС с ториевым топливом, которые позволяют частично или полностью заменить штатные ТВС действующих реакторов ВВЭР-1000. Исходя из этого, ТВС с ториевым топливом должна полностью соответствовать ТВС ВВЭР-1000 по следующим параметрам:

- основные геометрические размеры;
- расположение и размеры центрального и периферийных каналов;
- гидравлическое сопротивление;
- суммарное энерговыделение.

Рассматривались различные варианты конструкции ТВС для ториевого топлива, проводились предварительные тепло-гидравлические и нейтронно-физические расчеты. В результате была сконструирована двухзонная топливная сборка в форм-факторе ТВС реактора ВВЭР-1000. В этой ТВС имеется периферийная зона бланкета и центральная «сид»-зона. На рисунке 1 изображены поперечные сечения ТВС реактора ВВЭР-1000 и ториевой ТВС.

Для сид-зоны ториевой ТВС предложено использование технологии биметаллического уран-циркониевого топлива, характеризующегося высокой плотностью и высоким выгоранием. Ограничения по температуре биметаллического топлива по сравнению с оксидным топливом привели к необходимости использования конструкции твэла с развитой поверхностью теплоотдачи.

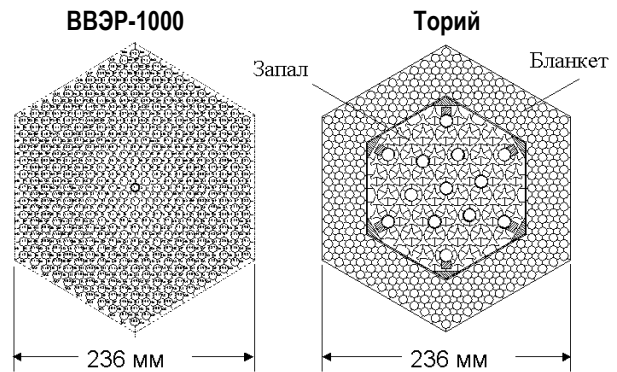


Рисунок 1. Поперечные сечения ТВС

В результате, был выбран твэл со следующими параметрами:

- трехлучевой формы поперечного сечения;
- завит относительно продольной оси;
- самодистанцирующийся (не требуются дистрешетки);

• развитая поверхность теплообмена и низкая температура топлива;

- топливо – U-Zr сплав;
- изготавливается методом экструзии;
- шаг расположения – 12,75 мм.

Успехи в технологии изготовлении такого типа твэла методом экструзии позволяет реально рассматривать возможность применения их в конструкции сид-зоны ториевой ТВС.

В качестве твэлов бланкет-зоны использованы традиционные цилиндрические твэлы немного меньшего диаметра, чем твэлы ВВЭР-1000, со следующими параметрами:

- топливные таблетки из смеси оксидов ThO_2 и UO_2 ;
- диаметр твэлов – 8,4 мм;
- шаг расположения – 11,73 мм.

Следует отметить, что проведены ампульные внутриреакторные испытания коротких образцов твэлов сид-зоны и зоны blankets. На рисунке 2 представлены в сравнении поперечные сечения твэлов ВВЭР-1000 и ториевого реактора.

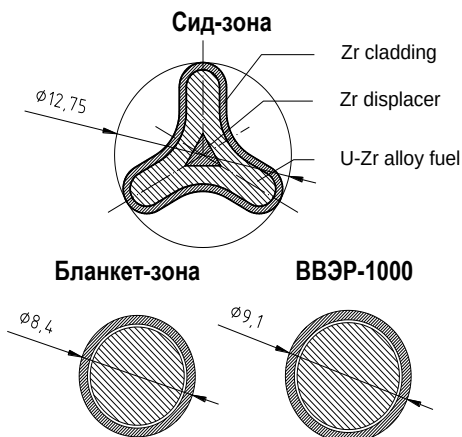


Рисунок 2. Поперечные сечения твэлов

Предварительные теплогидравлические расчеты показали отсутствие необходимых корреляций в полной мере описывающих геометрию сид-зоны. В связи с этим были проведены испытания различных моделей сборок с витыми имитаторами твэлов. Эксперименты проводились на одном из крупнейших в Европе теплофизическом стенде КС в НИЦ «Курчатовский институт». Характеристики стенда позволяют проводить эксперименты на полномасштабных моделях ТВС в условиях рабочих параметров водоохлаждаемых реакторов. Основные характеристики стенда КС следующие:

- теплоноситель дистиллят, пароводяная смесь;
- мощность электрообогрева модели ТВС 8000 кВт;
- максимальное давление 17,0 МПа;
- максимальный расход теплоносителя . 50 т/ч.

На протяжении ряда лет были последовательно проведены эксперименты на следующих моделях сид-зоны ториевой ТВС: 1-стержневые с витым имитатором (длина 1 м); 7-стержневые пучки с витыми имитаторами (длина 1 м) [1]; 19-стержневые пучки с витыми имитаторами (длина 2,5 м) [2], шаг продольной завивки: 340 мм и 720 мм.

При испытаниях различных пучков стержней с витыми имитаторами твэлов всегда испытывался аналогичный референтный пучок с цилиндрическими имитаторами. Наилучшие результаты продемонстрировали модели витых стержней с шагом завивки 340 мм. Эти модели испытывались в следующем диапазоне режимных параметров:

- давление на выходе 16 МПа;
- температура на входе 195÷320°C;
- относительная энтальпия на выходе из зоны тепловыделения -0.15 ÷ +0.32;

- массовая скорость теплоносителя 1000 ÷ 4400 кг/(м²·с).

На рисунке 3 представлено сравнение критических мощностей экспериментальных пучков стержней с витыми и цилиндрическими стержнями. Критические мощности даны в зависимости от температуры на входе в экспериментальный пучок при массовых скоростях теплоносителя 3000 и 4000 кг/(м²·с).

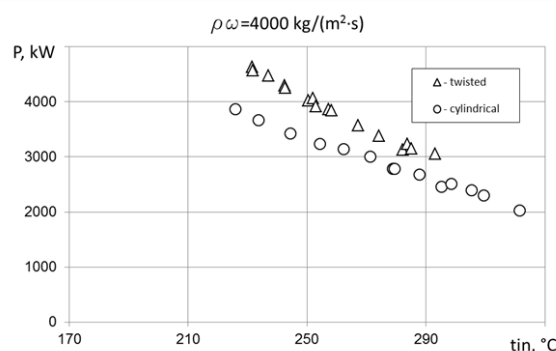
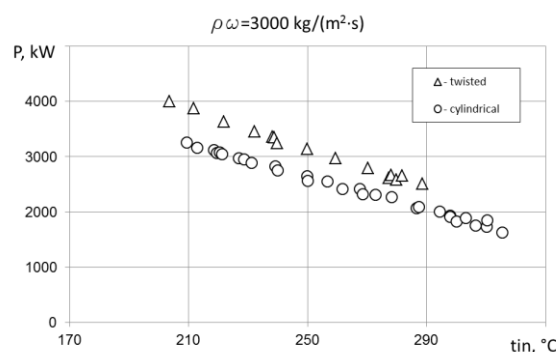


Рисунок 3. Зависимость критической мощности экспериментального пучка от температуры на входе

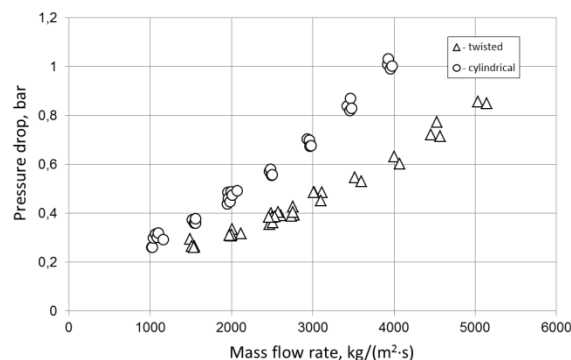


Рисунок 4. Зависимость потери давления на экспериментальном пучке стержней от массовой скорости теплоносителя

При всех массовых скоростях наблюдается значительное превышение мощности, на которой наблюдается кризис теплоотдачи у пучков с витыми имитаторами твэлов над аналогичными с цилиндрическими. Кроме того, гидравлическое сопротивление моделей с витыми стержнями примерно на 40%

ниже, чем у аналогичных моделей с цилиндрическими стержнями. Это наглядно продемонстрировано на рисунке 4.

В качестве основных результатов экспериментов можно отметить следующие:

- критические тепловые мощности пучка с витыми имитаторами не менее чем на 20% выше, чем у пучков с цилиндрическими имитаторами твэлов во всем диапазоне массовых скоростей
- известные корреляции для расчета гидравлического сопротивления не пригодны для сид-зоны с витыми твэлами.

В настоящее время работа находится на стадии завершения эскизного проекта на опытную ТВС с ториевым топливом [3]. Важным результатом представленных здесь работ также является возможность дополнительного применения полученных новых технологий, например, установка витых твэлов в ТВС ВВЭР-1000 вместо традиционных цилиндрических:

- приводит к снижению гидравлического сопротивления ТВС на 40%;
- позволяет увеличить мощность ТВС на 20%;
- увеличение мощности не приводит к проблеме превышения ограничений по температуре топлива.

ЛИТЕРАТУРА

1. V.V.Bolshakov, S.M.Bashkirtsev, A.G.Morozov, L.L.Kobzar, Experimental Study of Burnout in Channels with Twisted Fuel Rods, Thermal Engineering, Vol. 54, No. 5, 2007, pp. 386-389.
2. V.V.Bolshakov, CHF Tests at 19th Rods Bundles with Twisted FE Simulators, Heat and mass transfer and hydrodynamics in swirling flows, 4th International Conference, Moscow, 18-20 October, 2011, p. 191.
3. V.V.Bolshakov, S.M.Bashkirtsev, A.G.Morozov, Comprehensive Research of the Practical Realisation of the Thorium Nuclear Fuel Cycle, 24-th Symposium of AER on VVER Reactor Physics and Reactor Safety, October 14 -18, 2014, Sochi, Russia.

ЕКІ ЗОНАЛЫҚ ЖШЖ ТОРИЙ ОТЫНЫМЕН ЖЫЛУ ГИДРАВЛИКАЛЫҚ СИПАТТАМАЛАРДЫҢ ТӘЖІРИБЕЛІК ЗЕРТТЕУЛЕРІ

Большаков В.В.

Ресей, Мәскеу, «Курчатов институты» Ұлттық зерттеу орталығы

Атом станцияларында торий циклын тәжірибелік іске асыру үшін зерттеулер жүргізіледі. Осы технологияны торий отынымен ЖШЖ ВВЭР-1000 әрекет ететін реакторлардың дәстүрлі ЖШЖ бөлшектеп кейінде толық ауыстыру жолымен енгізу ұсынылады. Осы мақсатпен орталық сид-зонадан және бланкеттің шеттегі зонадан тұратын екі зоналық отынды жинақтаудан құрастырылған. Бланкет зонасы цилиндрлік твэлдерден алынған, ал сид-зонаның твэлдері ретінде көлденең киманың үш сәулелі формада иірілген твэлдер пайдаланылды. Бұл иірілген твэлдер ЖШЖ оларды бекітуге арналған дисторларды пайдалану қажеттілігінің болмауы және жоғары күйіп кетуіне, жылу берудің дамыған бетімен сипатталады. Торий ЖШЖ жылу және гидравликалық сипаттамаларды зерттеу мақсатымен «Курчатов институты» ҒЗО КС стендінде жылу берудің дағдарысы мен гидравликалық кедергісін зерттеу бойынша тәжірибелер сериялары жүргізілді. Твэлдердің түрлі типтерінің еліктеулерімен шоқтары үшін сол бір тәжірибелік каналды пайдалануы олардың сипаттамаларына тікелей салыстыру жүргізуге рұқсат етті. Жұмыстардың барлық кешенін жүргізу кезінде алынған нәтижелер мен технологияларда қосымша колдану болуы мүмкін.

EXPERIMENTAL THERMAL-HYDRAULIC RESEARCH OF TWO-ZONE FA WITH THORIUM FUEL

Valery V. Bolshakov

National Research Centre “Kurchatov Institute”, Moscow, Russia

Research is being conducted for the practical realization of the thorium fuel cycle in nuclear power plants. It is supposed to implement this technology by partial, and then complete replacement of traditional FA of operating VVER-1000 reactors at the FA with thorium fuel. The two-zone fuel assembly was designed for this purpose. It is composed of the peripheral blanket zone and the central seed zone. The blanket zone is collected from the cylindrical fuel elements, while the seed-zone is formed by twisted triple-vane cross sections fuel elements. These twisted fuel rods are characterized by advanced heat-transfer surface, high burnout, and are not required spacer grids for their arrangement in the FA. In order to study the thermal and hydraulic characteristics of the thorium fuel assembly a series of critical heat flux tests and pressure drop tests were performed at the test facility KS in the NRC “Kurchatov Institute”. Using the same experimental housing for the bundles with simulators of different types of fuel elements allowed making a direct comparison of their characteristics. Technology and results obtained during the full range of activities may have the additional uses.

УДК 621.382

UNUSUAL CONDUCTION MECHANISMS OF CUPRATE SUPERCONDUCTORS IN THE NORMAL STATE AND PSEUDOGAP EFFECTS

S. Dzhumanov, P.J. Baimatov, Sh.S. Djumanov

Institute of Nuclear Physics, Uzbek Academy of Sciences, Ulugbek, Tashkent, 100214, Uzbekistan

We study the mechanisms of the charge transport in the normal state of doped high- T_c cuprates. We argue that the relevant charge carriers in these materials are large polarons and polaronic Cooper pairs. The in-plane conductivity of underdoped to overdoped cuprates is considered as the conductivity of large polarons and Cooper pairs at their scattering by lattice vibrations in CuO_2 layers. The appropriate Boltzmann transport equations were used to calculate the conductivity of polaronic carriers and bosonic Cooper pairs above and below the pseudogap (PG) temperature T^* in the relaxation time approximation. We show that the linear behavior of the in-plane resistivity $\rho_{ab}(T)$ above T^* is associated with the polaron-phonon scattering, and different deviations from the T -linear behavior in $\rho_{ab}(T)$ below T^* are caused by the BCS-like PG effects. The calculated results for $\rho_{ab}(T)$ are consistent with the experimental data obtained for various hole-doped cuprates.

1. INTRODUCTION

After the discovery of the doped cuprate superconductors, it has become clear that the mechanism of superconductivity is related to their unusual normal state properties observed from underdoped to overdoped regime and not encountered before in conventional superconductors. In particular, the normal state transport properties of underdoped to overdoped cuprates show striking deviations from the standard Fermi-liquid behavior due to the pseudogap (PG) which appears in the excitation spectra of these materials above the superconducting (SC) transition temperature T_c [1]. Despite a large number of experimental [2, 3] and theoretical [4, 5] studies considering the in-plane and transport, especially the in-plane and c -axis resistivity (ρ_{ab}) in layered cuprates, many aspects of this issue are still undetermined. Many experimental results indicate (see Refs. [6, 7]) that strong electron-phonon interactions and polaronic effects may be involved in the PG phenomena and high- T_c superconductivity in these systems. The opening of a PG in the normal state of the cuprates should affect their transport properties.

In this work, we study the unusual charge transport in the normal state of underdoped to overdoped cuprates and discuss the intrinsic mechanisms of the in-plane polaron transports. We show that the precursor Cooper pairing of polaronic carriers in the CuO_2 layers above T_c and the formation of the BCS-like gap (or PG) in the excitation spectra of high- T_c cuprates below a characteristic temperature $T^*(> T_c)$ are responsible for linear and nonlinear behaviors of $\rho_{ab}(T)$ in the normal state of these superconductors. We also show that the BCS-like transitions above T_c are manifested as the different resistive transitions at T^* , which are similar to existing experimental data.

2. RELEVANT CHARGE CARRIERS AND THEIR BCS-LIKE PAIRING

These charge carriers in a polar crystal interact with the acoustic and optical phonons and the ground states of the doped carriers interacting with lattice vibrations

are their selftrapped (polaronic) states lying in the charge-transfer (CT) gap of the cuprates. According to the theoretical [7] and experimental [8] studies, charge carriers in doped cuprates are large polarons with effective masses $m_p = (2-3)m_e$ [8, 9] (where m_e is the free electron mass). We believe that the normal state (precursor) Cooper pairing of large polarons may occur in the intermediate coupling regime [7] and the formation of incoherent (i.e. nonsuperconducting) polaronic Cooper pairs becomes possible at $T^* > T_c$ in the CuO_2 layers of underdoped to overdoped cuprates. In this case the unconventional electron-phonon interactions (i.e., the combined and more effective BCS- and Frohlich-type attractive interactions) are believed to be responsible for the pairing correlation above T_c in these materials. Actually, the underdoped, optimally doped and moderately overdoped cuprates are non-BCS superconductors, where the important difference between the normal-state Cooper pairs and SC state Cooper pairs is that the preformed Cooper pairs like composite bosons may undergo the Bose-Einstein condensation (BEC) in the noninteracting particle approximation above T_c without superconductivity (i.e. according to the Landau criterion for superfluidity, the BEC state of an ideal Bose-gas of preformed Cooper pairs is not the superfluid state), while the interacting composite bosons (SC state Cooper pairs) condense into a superfluid Bose-liquid state (that is like the superfluid state of liquid ^4He) below T_c [7].

3. RELAXATION TIME FOR CARRIER-PHONON SCATTERING

The charge carriers in polar crystals are scattered at their interaction with the acoustic and optical lattice vibrations and these scattering processes are major sources of temperature-dependent resistivity in the cuprates above T_c and can describe better the normal-state transport properties.

The carrier-acoustic phonon scattering may be treated as elastic scattering and the relaxation time for polaron-acoustic phonon scattering is given by [10]

$$\tau_{ac}(\varepsilon) = \frac{\pi \hbar^4 \rho_M v_s^2}{\sqrt{2} E_d^2 m_p^{3/2} k_B T \sqrt{\varepsilon}}, \quad (1)$$

where ρ_M is the material density, v_s is the sound velocity, E_d is the deformation potential.

The relaxation time of large polarons scattered by optical phonons having the specific frequency $\omega_0 = \omega_{01}$ may be determined from the relation [11]

$$\tau_{op} = \frac{4\sqrt{2}\pi\tilde{\varepsilon}(\hbar\omega_{01})^{3/2}}{\omega_{01}^2 e^2 \sqrt{m_p}} \exp\left[\frac{\hbar\omega_{01}}{k_B T}\right], \quad (2)$$

where $\tilde{\varepsilon} = (1 - \eta)/\varepsilon_\infty$ is the effective dielectric constant, ε_∞ and ε_0 are the high frequency and static dielectric constants, respectively.

Then, the total relaxation time above T^* is given by

$$\frac{1}{\tau_p(\varepsilon)} = \frac{1}{\tau_{ac}(\varepsilon)} + \frac{1}{\tau_{op}}, \quad (3)$$

where $\tau_{ac}(\varepsilon) = A_p/t\sqrt{\varepsilon}$, $A_p = \pi \hbar^2 \rho_M v_s^2 / E_d^2 \sqrt{2} m_p^{3/2} k_B T^*$, $t = T/T^*$, $\tau_{op} = B_p e^{\hbar\omega_{01}/k_B T^* t}$, $B_p = 4\sqrt{2}\pi\tilde{\varepsilon}(\hbar\omega_{01})^{3/2} / \omega_{01}^2 e^2 \sqrt{m_p}$.

Below T^* the polaronic carriers in the energy layer of width ε_c around the Fermi surface take part in the BCS-like pairing and form Cooper pairs in the CuO_2 layers. If we use the property of δ -function $\delta[E(k') - E(k)] = (d\varepsilon/dE)\delta[\varepsilon(k') - \varepsilon(k)]$ in the expression for $\tau_p(k)$ below T^* , the relaxation time of large polarons at their BCS-like pairing is given by

$$\tau_{BCS}(\varepsilon) = \frac{E(k)}{|\xi(k)|} \tau_p(\varepsilon), \quad (4)$$

where $E(k) = \sqrt{\xi^2(k) + \Delta^2}$ is the excitation spectrum of quasiparticles in the BCS-like PG state, $\xi(k) = \varepsilon(k) - \mu$, μ is the chemical potential (or Fermi energy ε_F) of a polaronic Fermi-gas. The relaxation time of preformed Cooper pairs, which are scattered as the composite bosons at the acoustic phonons below T^* , is determined from the relation

$$\tau_{ac}^c(\varepsilon) = \frac{\pi \hbar^4 \rho_M v_s^2}{\sqrt{2} E_d^2 m_B^{3/2} k_B T^* t \sqrt{\varepsilon}}, \quad (5)$$

where $m_B = 2m_p$ is the mass of polaronic Cooper pairs.

Below T^* the relaxation time of preformed Cooper pairs scattered by optical phonons having the energy $\hbar\omega_0 = \hbar\omega_{02}$ is determined from the relation

$$\tau_{op}^c(t < 1) = \frac{4\sqrt{2}\pi\tilde{\varepsilon}(\hbar\omega_{02})^{3/2}}{(\omega_{02})^2 (2e)^2 \sqrt{m_B}} \exp\left[\frac{\hbar\omega_{02}}{k_B T^* t}\right]. \quad (6)$$

4. THE CONDUCTIVITY OF POLARONIC CARRIERS IN THE CuO_2 LAYERS

Now we consider the layered high- T_c cuprate superconductor with a simple ellipsoidal energy surface and the conductivity of large polarons in the quasi-two-dimensional (2D) CuO_2 layers (with nonzero thickness) above and below T^* . We take this approach, since it seems more natural. Further, we take the effective-mass components $m_{p1}=m_{p2}=m_{ab}$ for the ab -plane and $m_{p3}=m_c$ for the c -axis in the cuprates. Then the effective mass m_p of polarons in the layered cuprates is $(m_{ab}^2 m_c)^{1/3}$.

The conductivity of large polarons above T^* can be written as [12]

$$\sigma_p(T > T^*) = \frac{2ne^2}{3m_{ab}} \frac{\int_0^\infty \tau_p(\varepsilon) \varepsilon^{\frac{3}{2}} (-\partial f_p(\varepsilon)/\partial \varepsilon) d\varepsilon}{\int_0^\infty f_p(\varepsilon) \varepsilon^{1/2} d\varepsilon}, \quad (7)$$

where n is the density of polarons, $f_p(\varepsilon) = \left[e^{\frac{\varepsilon-\mu}{k_B T}} + 1\right]^{-1}$ is the Fermi-distribution function.

When ε_F is much larger than their thermal energy $k_B T$, we deal with a degenerate polaronic gas for which, we have approximately $f_p(\varepsilon < \varepsilon_F) = 1$ and $f_p(\varepsilon > \varepsilon_F) = 0$. Therefore, the integral in the denominator in Eq. (7) can be replaced by $\frac{2}{3} \varepsilon_F^{3/2}$ and then we may replace $-\partial f_p/\partial \varepsilon$ by $(\varepsilon - \varepsilon_F)$ and evaluate the integral in (7) as

$$\int_0^\infty \tau_p(\varepsilon) \varepsilon^{\frac{3}{2}} \left(-\frac{\partial f_p}{\partial \varepsilon}\right) d\varepsilon = B_p e^{a/t} \frac{\varepsilon^{3/2}}{1 + c_p(t) \sqrt{\varepsilon}}, \quad (8)$$

where $a_p = \hbar\omega_{01}/k_B T^*$, $c_p(t) = (B_p/A_p) t e^{a_p/t}$.

Thus, we obtain

$$\sigma_p(t > 1) = \frac{ne^2 B_p e^{a_p/t}}{m_{ab}(1 + c_p(t) \sqrt{\varepsilon_F})}. \quad (9)$$

Below T^* , polarons in the energy layer of width ε_c around the Fermi surface take part in the Cooper pairing and form polaronic Cooper pairs. The total number of the excited components of Cooper pairs and bosonic Cooper pairs is given by

$$n = n_p^* + 2n_B = 2 \sum_k [u_k^2 f_p^*(k) + v_k^2 (1 - f_p^*(k))], \quad (10)$$

where $n_p^* = 2 \sum_k u_k^2 f_p^*(k)$ is the number of the excited components of Cooper pairs, $n_B = \sum_k v_k^2 (1 - f_p^*(k))$ is the number of bosonic Cooper pairs, $f_p^*(k) = (e^{\varepsilon/k_B T} + 1)^{-1}$, $u_k = \frac{1}{2} (1 + \xi/E)$, $v_k = \frac{1}{2} (1 - \xi/E)$.

The contribution of the excited polaronic components of Cooper pairs to the conductivity in CuO_2 layers below T^* is given by [12]

$$\sigma_p^*(t < 1) = \frac{ne^2 \int_{-\varepsilon_c}^{\varepsilon_c} \tau_{BCS}(\xi + \mu) (\xi + \mu)^{3/2} \frac{\xi}{E} \left(1 + \frac{\xi}{E}\right) \left(-\frac{\partial f_p^*}{\partial \varepsilon}\right) d\xi}{3m_{ab} \int_0^\infty f_p(\varepsilon) \varepsilon^{1/2} d\varepsilon}. \quad (11)$$

The PG Δ^* and the temperature T^* are determined from the BCS-like gap equation.

Below T^* , the conductivity of bosonic Cooper pairs in CuO_2 layers at their scattering by acoustic and optical phonons is given by [12]

$$\begin{aligned} \sigma_B(t < 1) &= 0.19 \frac{m_B^{3/2} e^2}{M_{ab} \hbar^3} \int_0^\infty \tau_B(\varepsilon) \varepsilon^{3/2} \left(-\frac{\partial f_B}{\partial \varepsilon}\right) d\varepsilon = \\ &= 0.19 \frac{m_B^{3/2} e^2}{M_{ab} \hbar^3} \frac{B_c e^{a/t}}{k_B T^* t} \int_0^\infty \frac{\varepsilon^{3/2} e^{\varepsilon/k_B T^* t}}{\left(e^{\varepsilon/k_B T^* t} - 1\right)^2 (1 + \beta_c(t) \sqrt{\varepsilon})} d\varepsilon, \end{aligned} \quad (12)$$

where $f_B(\varepsilon) = (e^{\varepsilon/k_B T} - 1)^{-1}$ is the Bose distribution function, $\tau_B(\varepsilon)$ is the relaxation time of Cooper pairs scattered by acoustic and optical phonons and determined as $\tau_B(\varepsilon) = \tau_{ac}^c(\varepsilon) \tau_{op}^c / (\tau_{ac}^c(\varepsilon) + \tau_{op}^c)$, $\tau_{ac}^c(\varepsilon) = A_c/t\sqrt{\varepsilon}$, $A_c = \pi \hbar^4 \rho_M v_s^2 / E_d^2 \sqrt{2} m_B^{3/2} k_B T^*$,

$$\tau_{op}^c = B_c e^{\hbar\omega_{02}/k_B T^*}, \quad B_c = \sqrt{2\pi\tilde{\epsilon}}(\hbar\omega_{02})^{3/2}/\omega_{02}^2 e^2 \sqrt{m_B}$$

$$\beta_c(t) = B_c t e^{a_c/t}/A_c, \quad a_c = \hbar\omega_{02}/k_B T^*.$$

The resulting conductivity of the excited polaronic components of Cooper pairs and the bosonic Cooper pairs below T^* in the CuO_2 layers is calculated as

$$\sigma_B(t < 1) = \sigma_p^*(t < 1) + \sigma_B(t < 1). \quad (13)$$

5. ANOMALOUS BEHAVIORS OF $\rho_{ab}(T)$ ABOVE T_c AND THEIR EXPERIMENTAL VERIFICATION

Equations (9) and (13) allow us to calculate the in-plane resistivities $\rho_{ab}(T > T^*) = \rho_0 + 1/\sigma_{ab}(T > T^*)$ and $\rho_{ab}(T < T^*) = \rho_0 + 1/\sigma_{ab}(T < T^*)$, where ρ_0 is the residual resistivity, due presumably to impurity or disorder in samples of high- T_c cuprates. The Fermi energy for undoped cuprates is about $E_F = 7$ eV [7] and E_d is estimated as $E_d = (2/3)E_F$. For high- T_c cuprates, the experimental values of ρ_M , v_s , ϵ_∞ , ϵ_0 and $\hbar\omega_0$ lie in the ranges $\rho_M \approx (4-7) \text{ g/cm}^3$, $v_s \approx (4-7) \times 10^5 \text{ cm/s}$, $\epsilon_\infty \approx 3-7$, $\epsilon_0 \approx 22-50$ and $\hbar\omega_0 \approx 0.03-0.08 \text{ eV}$ [12]. We show in Fig. 1 results of our calculations for two different samples of underdoped cuprates with $T^* = 170 \text{ K}$ ($\lambda^* = 0.585$) and $T^* = 110 \text{ K}$ ($\lambda^* = 0.541$) obtained using the relevant parameters $v_s = 5.5 \times 10^5 \text{ cm/s}$, $\rho_M = 6.0 \text{ g/cm}^3$, $\tilde{\epsilon} = 5.6$, $m_{ab} = 1.82 \times 10^{-27} \text{ g}$, $m_p = 2.003 \times 10^{-27} \text{ g}$, $n = 0.5 \times 10^{21} \text{ cm}^{-3}$, $\hbar\omega_{01} = 0.05 \text{ eV}$, $\hbar\omega_{02} = 0.056 \text{ eV}$, $\rho_0 = 0.22 \text{ m}\Omega\text{cm}$, and $v_s = 5.4 \times 10^5 \text{ cm/s}$, $\rho_M = 5.8 \text{ g/cm}^3$, $\tilde{\epsilon} = 4.6$, $m_{ab} = 1.88 \times 10^{-27} \text{ g}$, $m_p = 2.14 \times 10^{-27} \text{ g}$, $n = 0.45 \times 10^{21} \text{ cm}^{-3}$, $\hbar\omega_{01} = 0.04 \text{ eV}$, $\hbar\omega_{02} = 0.41 \text{ eV}$, $\rho_0 = 0.4 \text{ m}\Omega\text{cm}$ respectively.

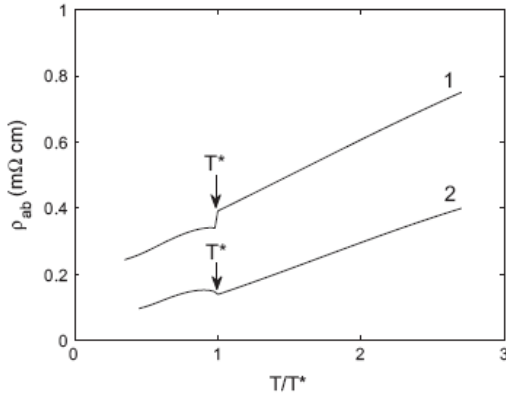


Figure 1. Temperature dependences of ρ_{ab} calculated for two different underdoped samples of the cuprates with different PG opening temperatures T^* below which $\rho_{ab}(T)$ deviates either downward (curve 1) or upward (curve 2) from linearity

As can be seen in Fig. 1, $\rho_{ab}(T)$ shows T -linear behavior above T^* as observed in various underdoped cuprates. This strange metallic T -linear behavior of the resistivity arises from the scattering of large polarons by acoustic and optical phonons. Below T^* the resistivity $\rho_{ab}(T)$ shows nonlinear T dependence and starts to deviate either downward or upward from the T -linear behavior, depending on specific materials parameters. Fig. 1 shows clearly that $\rho_{ab}(T)$ in high- T_c cuprates exhibits a

sharp drop or jump at T^* . These results for the resistive transitions closely resemble those found in some high- T_c cuprates [13, 14].

In Fig. 2 we compare our calculated resistivity as a function of temperature with the experimental results obtained by Carrington et al. [15] for underdoped and optimally doped samples of $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$ (YBCO).

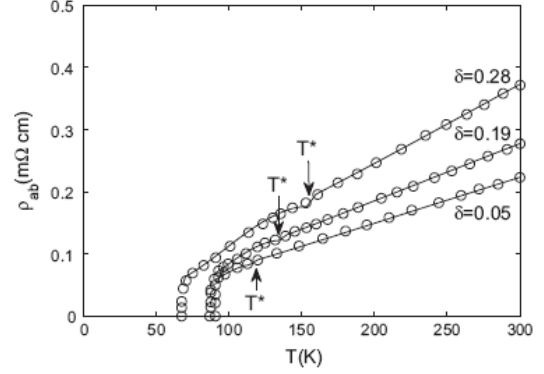


Figure 2. Comparison of our calculated results for $\rho_{ab}(T)$ (solid line) with the experimental resistivity data (open circles) obtained by Carrington et al. (Ref. [15]) for underdoped cuprates (with $\delta = 0.19$ and 0.28) and optimally doped $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{6.95}$ material. Fits are performed in the T range from above T_c to 300 K and agree nicely with the experimental data

In the numerical calculations of $\rho_{ab}(T > T^*)$ and $\rho_{ab}(T < T^*)$, we use the following sets of intrinsic materials' parameters in order to obtain the best fits: $v_s = 4 \times 10^5 \text{ cm/s}$, $\rho_M = 4.1 \text{ g/cm}^3$, $\tilde{\epsilon} = 4.1$, $m_{ab} = 1.257 \times 10^{-27} \text{ g}$, $m_p = 1.75992 \times 10^{-27} \text{ g}$, $n = 1.15 \times 10^{21} \text{ cm}^{-3}$, $\hbar\omega_{01} = 0.041 \text{ eV}$, $\hbar\omega_{02} = 0.058 \text{ eV}$, $\rho_0 = 0.02 \text{ m}\Omega\text{cm}$, for underdoped $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{6.81}$, $v_s = 4.1 \times 10^5 \text{ cm/s}$, $\rho_M = 4.1 \text{ g/cm}^3$, $\tilde{\epsilon} = 4.1$, $m_{ab} = 1.547 \times 10^{-27} \text{ g}$, $m_p = 1.925 \times 10^{-27} \text{ g}$, $n = 1.0 \times 10^{21} \text{ cm}^{-3}$, $\hbar\omega_{01} \approx 0.051 \text{ eV}$, $\hbar\omega_{02} \approx 0.062 \text{ eV}$, $\rho_0 = 0.018 \text{ m}\Omega\text{cm}$, for underdoped $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{6.72}$ and $v_s = 4 \times 10^5 \text{ cm/s}$, $\rho_M = 4.0 \text{ g/cm}^3$, $\tilde{\epsilon} = 4.0$, $m_{ab} = 1.2 \times 10^{-27} \text{ g}$, $m_p = 1.6221 \times 10^{-27} \text{ g}$, $n = 1.35 \times 10^{21} \text{ cm}^{-3}$, $\hbar\omega_{01} = 0.040 \text{ eV}$, $\hbar\omega_{02} = 0.057 \text{ eV}$, $\rho_0 = 0.016 \text{ m}\Omega\text{cm}$, for optimally doped $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{6.95}$. Obviously, the calculated results agree quite well with the experimental data both above T^* and below T^* .

Finally, we conclude that the agreement between the modeled and the various experimental resistivity data obtained for underdoped, optimally doped and overdoped cuprates is quite good. The above quantitative analysis of the resistivity data shows that our theory describes consistently both the T -linear resistivity above T^* and the distinctly different deviations from the high temperature T -linear behavior in $\rho_{ab}(T)$ below T^* in these materials.

REFERENCES

1. Timusk, T. The pseudogap in high temperature superconductors: An experimental survey/ T. Timusk, B. Statt// Rep. Prog. Phys.-1999.-Vol.62.-P.61-122; Orenstein, J. Advances in the Physics of High Temperature Superconductivity/ J. Orenstein, A.J. Millis// Science -2000.-Vol.288-P.468-474; Tallon, J.L. The doping dependence of T^* – what is the real high- T_c phase diagram? /J.L. Tallon, J.W. Loram// Physica C -2001.-Vol.349-P. 53-58.
2. Takagi H., Hussey N.E., / G. Iadonisi, J.R. Schrieffer, M.L. Chialfalo (Eds.), Proceedings of the International School of Physics “Enrico Fermi” Course CXXXVI, IOS Press, Amsterdam, 1998, p. 227.
3. Naqib, S.H. Temperature dependence of electrical resistivity of high- T_c cuprates-from pseudogap to overdoped regions/S.H. Naqib [et al]// Physica C -2003.-Vol.387-P.365-372.
4. Alexandrov, A.S. Hall effect and resistivity of high- T_c oxides in the bipolaron model/ A.S. Alexandrov [et al]// Phys. Rev. Lett.-194.-Vol.72.-P.1734; Alexandrov, A.S. Hall effect and resistivity in underdoped cuprates/A.S. Alexandrov [et al]// Phys. Rev. B-2004.-Vol. 69.-P.052505.
5. Varshney, D. Interpretation of temperature dependence of the in-plane electrical resistivity in $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_8$: Electron-phonon approach/D. Varshney [et al]// Physica C -2010.-Vol.470.-P.2016-2022; Naqib, S.N. Modeling of the out-of-plane resistivity of cuprate superconductors/S.N. Naqib [et al]// Physica C-2011.-Vol. 471-P.1598-1601.
6. Kresin, V.Z. Colloquium: Electron-lattice interaction and its impact on high- T_c superconductivity// V.Z. Kresin, S.A. Wolf// Rev. Mod. Phys.-2009.-Vol.81-P.481.
7. Dzhumanov, S. Theory of Conventional and Unconventional Superconductivity in the High- T_c Cuprates and Other Systems/ S. Dzhumanov- New York: Nova Science Publishers, 2013-P.; Dzhumanov, S. Pseudogap formation and unusual quasiparticle tunneling in cuprate superconductors: Polaronic and multiple-gap effects in the tunneling spectra /S. Dzhumanov [et.al]// Physica B-2013.-Vol. 427.- P.22-30.
8. Kastner, M.A. Magnetic, transport, and optical properties of monolayer copper oxides/M.A. Kastner [et al]// Rev. Mod. Phys.-1998.-Vol.70-P.897.
9. Miyaki, S. Two-Copper-Atom Units Induce a Pseudo Jahn-Teller Polaron in Hole-Doped Cuprate Superconductors/ S. Miyaki [et al]// J. Phys. Soc. Jpn.-2008.-Vol.77-P. (034702-1-6).
10. Dzhumanov, S. Theory of novel normal and superconducting states in doped high- T_c superconductors/ S. Dzhumanov// Internal Report, IC/IR- Trieste, Italy, 2011.-P.1-17.
11. Anselm, A.I. Introduction to Semiconductor Theory/ A.I. Anselm- Moscow, Leningrad: Izd. Fiz. Math. Literature, 1962.
12. Dzhumanov, S. Normal-state conductivity of underdoped to overdoped cuprate superconductors: Pseudogap effects on the in-plane and c-axis charge transports// S. Dzhumanov [et al]// Physica B-2014.-Vol. 440-P.17–32.
13. Ulug, A. Observation of anomalous resistive transition in a new mixed-phase $\text{Y}_3\text{Ba}_4\text{Cu}_7\text{O}_x$ system around 125-260 K /A. Ulug [et al]// Physica C-1994.- Vol.235–240.-P.879-880.
14. Koike, Y. Impurity and magnetic field effects on the stripes in cuprates/Y. Koike, T. Adachi// Physica C -2012.-Vol.481 –P.115.
15. Carrington, A. Hall effect and resistivity of oxygen-deficient $\text{YBa}_2\text{Cu}_3\text{O}_{7-\delta}$ thin films/A. Carrington [et al]// Phys. Rev. B-1993.-Vol. 48-P.13051.

КУПРАТТЫ ЖОҒАРҒЫ ӨТКІЗГІШТЕРДІҢ НОРМАЛ ХАЛЕТТЕГІ ӨТКІЗУШІЛІГІНІҢ ҒАЛЕТІ МЕХАНИЗМДЕРІ ЖӘНЕ ПСЕВДОБОСТЫҚ ЭФФЕКТЕРІ

Джуманов С., Байматов П.Ж., Джуманов Ш.С.

*Ўзбекистан Республикасы Ғылымдар Академиясы Ядро физика институты,
Улугбек, Ташкент, 100214, Ўзбекистан*

Біз легировандық купратты жоғары температуралы өте өткізгіштердің нормал халеттегі зарядтардың көшіру механизмдерін зеріттедік. Анықталуынша, бұл материалдарда заряддарды алып көшіруші үлкен полярондар мен полярондық Купер паралары болып шықты. Купратты жоғары температуралық өте өткізушілерді ab - бетін өткізушілігі үлкен полярондардың және Купер паралардың олардың CuO_2 қабығындағы решеткиның тербелу шашылуы деп қаралды. Осыған арналған Больцман тендеуі полярандық көшірушілер және бозондық Купер параларының псевдобостықтағы (ПБ) T^* жоғары және төменгі температураларындағы уақыт жуығындағы релакциясын есептелуде қолданылды. T^* дан жоғары ab - туры кедергі түрі көрінуі $\rho_{ab}(T)$ полярон-фонондық шашылуымен байланысты, T^* -дан төмендегі бір калыпты өзгерісі ПБ эффекттері сияқты БКШ эффекттермен байланыстылығы көрсетілді. $\rho_{ab}(T)$ үшін есептің шешімдері әр түрлі тесік –легировандалған купрат үшін эксперимент жолымен алынған нәтижелермен сәйкес келеді.

**НЕОБЫЧНЫЕ МЕХАНИЗМЫ ПРОВОДИМОСТИ В НОРМАЛЬНОМ СОСТОЯНИИ
КУПРАТНЫХ СВЕРХПРОВОДНИКОВ И ПСЕВДОЩЕЛЕВЫЕ ЭФФЕКТЫ**

Джуманов С., Байматов П.Ж., Джуманов Ш.С.

*Институт ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан,
Улугбек, Ташкент, 100214, Узбекистан*

Нами изучены механизмы переноса зарядов в нормальном состоянии легированных купратных высокотемпературных сверхпроводников. Утверждается, что носителями зарядов в этих материалах являются большие поляроны и поляронные куперовские пары. Проводимости ab -плоскости купратных высокотемпературных сверхпроводников рассматривается как проводимость больших поляронов и куперовских пар при их рассеянии на колебаниях решетки в CuO_2 слоях. Соответствующие уравнения Больцмана использовались для вычисления проводимости поляронных носителей и бозонных куперовских пар выше и ниже температуры псевдощели (ПЩ) T^* в приближении времени релаксации. Нами показано, что линейное поведение сопротивления ab -плоскости $\rho_{ab}(T)$ выше T^* связано с полярон-фононным рассеянием, а различные отклонения от линейного поведения в $\rho_{ab}(T)$ ниже T^* вызваны БКШ-подобными ПЩ эффектами. Рассчитанные результаты для $\rho_{ab}(T)$ согласуются с экспериментальными данными полученными для различных дырочно-легированных купратов.

УДК 539.32

ОПРЕДЕЛЕНИЕ УПРУГИХ КОНСТАНТ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

^{1,2)} Ахмеджанов Ф.Р., ²⁾ Болтабаев А.Ф., ¹⁾ Курталиев Э.Н., ¹⁾ Эшниязов О.И.

¹⁾ Самаркандский государственный университет, Самарканд, Узбекистан

²⁾ Институт ядерной физики АН РУз, Ташкент, Узбекистан

Определены коэффициент Пуассона и упругие модули Юнга и сдвига алюминиевых сплавов САВ-1 и АМГ-2. Все величины рассчитывались из значений скорости продольных и поперечных акустических волн, измеренных фазово-импульсным методом Мак-Скина на частоте 10 МГц. Показано, что наибольшие изменения по сравнению с чистым алюминием наблюдаются в сплаве САВ-1, в котором значения модуля Юнга и модуля сдвига уменьшаются на 5% и 2%, соответственно. В пределах точности измерений коэффициент Пуассона для обоих сплавов не изменяется.

ВВЕДЕНИЕ

Акустические методы контроля и диагностики широко используются для исследования, как макроскопических дефектов, так и процессов, протекающих в конструкционных материалах на микроскопическом уровне [1]. Однако применение хорошо разработанных акустических методов, основанных на изучении внутреннего трения, для неразрушающего контроля свойств и структуры реальных металлов и сплавов весьма затруднительно из-за сложности интерпретации результатов. Обусловлено это наличием множества физических и методических факторов, влияющих на ослабление акустического сигнала при его прохождении по материалу и, соответственно, большой погрешностью метода (более 20%) [2].

Между тем скорость распространения акустической волны является такой ее характеристикой, которая легко измеряется в реальных изделиях из конструкционных материалов. Величина скорости функционально связана с упругими константами (модулями), от которых зависят важные физические и технологические свойства сплавов и которые хоть и слабо, но зависят от структуры сплавов [3]. Таким образом, можно ожидать определенного соответствия между скоростью распространения акустической волны в сплавах и их структурой.

Следует отметить, что закономерности изменения скорости распространения акустических волн в чистых металлах исследовано достаточно полно и экспериментальные результаты неплохо описываются теорией дислокационной струны Гранато–Люкке [4]. Со сплавами дело обстоит сложнее, поскольку на дислокационные эффекты накладываются другие структурные факторы на разных уровнях, включая точечные дефекты, различной природы. Также остается невыясненным изменение скорости звука при различных внешних энергетических воздействиях на металлы и сплавы, включая воздействие нейтронного излучения в ядерных реакторах.

Наиболее разработанными методами определения скорости акустических волн в материалах явля-

ются фазово-импульсные методы [5], которые могут оказаться эффективными и для решения задач, связанных с определением упругих свойств конструкционных материалов ядерных реакторов, обеспечивая неразрушающий контроль их основных механических характеристик. В настоящей работе такой подход был использован для определения упругих констант алюминиевых сплавов САВ-1 и АМГ-2.

Алюминиевые сплавы САВ-1 и АМГ-2 относятся к группе сплавов тройной системы Al–Mg–Si. Наряду с основными легирующими компонентами кремнием и магнием в них могут присутствовать другие примеси и различные интерметаллические соединения, такие как Al_3Fe , $AlSiFe$, $CuAl_2$, Mg_2Si и др. [6, 7]. Сплавы обладают высокой механической прочностью, пластичностью, устойчивы к радиационному воздействию, и широко используются в качестве конструкционного материала при изготовлении различных модулей в активной зоне атомных реакторов. Многие физические свойства этих сплавов исследованы в ряде работ [8–10], однако их упругие свойства практически не изучены.

ОБРАЗЦЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Образцы сплавов САВ-1 и АМГ-2 цилиндрической формы, диаметром 8 мм и длиной 20 мм, изготавливались из стержней промышленной поставки. Плотность сплава определялась по измерениям массы и объема образцов с погрешностью 0,1%. Анализ элементного состава сплава САВ-1 проводился с помощью рентгеновского микроанализатора «Jeol» JSM 5910 IV (Япония).

Измерения скорости распространения акустических волн производились с помощью ультразвуковой импульсной установки. Продольные и поперечные акустические волны возбуждались кварцевыми преобразователями X- и Y-среза, имеющих резонансную частоту ~10 МГц. Акустический контакт пьезоэлектрического преобразователя с образцом сплава осуществлялся через тонкий слой эпоксидной смолы.

Для измерения скорости акустических волн в сплавах нами был использован известный фазово-

импульсный метод Мак-Скимина, отличительной особенностью которого является наложение высокочастотных упругих импульсов, возбужденных двумя зондирующими радиоимпульсами [5]. Схема акустической измерительной системы, адаптированной под метод Мак-Скимина, приведена на рис. 1.



Рисунок 1. Блок-схема акустической измерительной системы

В состав измерительной системы входят модули, выполняющие функцию генерации колебаний в объекте исследования, их прием и индикацию параметров акустических волн. В качестве основных модулей системы, используются промышленные импульсные и высокочастотные генераторы, усилители, частотомер и осциллограф.

Как видно на рис.1, генератор высокочастотных импульсов, подаваемых на пьезопреобразователь, запускается от двух генераторов импульсных сигналов (ГИС), работающих в такт с генератором электромагнитных колебаний низкой частоты (ГНЧ) в диапазоне 1 – 10 КГц. Подбирая период низкочастотных колебаний, вырабатываемых этим генератором можно добиться наложения друг на друга эхо-импульсов акустических волн, возбуждаемых в образце. При этом суммарная амплитуда наложенных импульсов зависит от разности фаз между заполняющими импульс колебаниями, которую можно изменять в небольших пределах регулируя частоту высокочастотного генератора.

Регистрируя с помощью цифрового частотомера последовательные значения частоты, при которых амплитуда результирующего импульса проходит че-

рез минимумы или через максимумы, можно определить скорость распространения акустической волны из соотношения [5]:

$$V=2L\cdot\Delta\nu, \quad (1)$$

где L – длина образца, $\Delta\nu$ – разность двух соседних частот радиопередатчика, соответствующих противофазной интерференции. Точность определения скорости составляла ~0,01%.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТА И ОБСУЖДЕНИЕ

Результаты рентгенографического анализа элементного состава образцов этих сплавов приведены в табл. 1. Видно, что основными легирующими элементами являются кремний и магний. Так в сплаве САВ-1, доля кремния составляла 2.1 масс %. Доля остальных обнаруженных элементов составляла не более 0.06 масс %, за исключением железа в сплаве АМГ-2. По результатам измерений плотность сплавов САВ-1 и АМГ-2 оказалась равной 2.88 и 2.92 г/см³, соответственно.

Полученные экспериментально значения плотности и скорости распространения, продольных V_L и поперечных V_S акустических волн были использованы для определения упругих констант – модуля Юнга E и модуля сдвига G из соотношений [3]:

$$G = \rho V_S^2 \quad (2)$$

$$E = \rho V_L^2 \frac{(1+\mu)(1-2\mu)}{1-\mu} \quad (3)$$

где ρ – плотность материала, μ – коэффициент Пуассона.

$$\mu = \frac{0.5V_L^2 - V_S^2}{V_L^2 - V_S^2} \quad (4)$$

Результаты эксперимента и расчета приведены в таблице 2, в которой для сравнения приведены данные для номинально чистого алюминия [11].

Таблица 1. Элементный состав сплавов САВ- 1 и АМГ-2, при $T=298\text{ K}$

Сплав	Элементный состав, масс %										
	Основные компоненты			Примеси, не более							
	Al	Mg	Si	Fe	Cu	Ni	Ti	B	Cd	Zn	Na
САВ-1	97.6	0.07	2.1	0.05	0.03	0.04	0.02	0.01	0.01	0.03	0.01
АМГ-2	97.3	1.85	0.1	0.24	0.06	0.06	0.06	0.01	0.02	0.04	0.01

Таблица 2. Скорости акустических волн и упругие константы сплава САВ-1 и алюминия

Материал	Плотность, 10^3 кг м^{-3}	Скорость продольных волн V_L , 10^3 м с^{-1}	Скорость поперечных волн V_S , 10^3 м с^{-1}	Модуль Юнга, 10^{10} Н·м^{-2}	Модуль сдвига, 10^{10} Н·м^{-2}	Коэффициент Пуассона
САВ-1	2.88	5.98	2.95	6.71	2.51	0.337
АМГ-2	2.92	6.16	3.02	7.15	2.66	0.342
Al	2.70	6.26	3.08	7.10	2.56	0.340

Из таблицы 2 видно, что скорости продольных и поперечных акустических волн в сплавах, особенно в сплаве САВ-1, заметно меньше соответствующих скоростей в номинально чистом алюминии. Согласно [9], за счет легирующих элементов магния и кремния кристаллическая решетка сплава становится менее упакованной, увеличивается концентрация вакансий, появляются поры. В результате уменьшаются силы взаимодействия между атомами, соответ-

ственно уменьшаются модуль Юнга и модуль сдвига, которые определяют продольные и сдвиговые деформации.

Следует отметить, что значение коэффициента Пуассона для алюминиевых сплавов практически не отличается от его значения для алюминия, что соответствует теории [1], согласно которой значение коэффициента Пуассона в металлах и сплавах меняется незначительно.

ЛИТЕРАТУРА

1. Капранов Б.И., Коротков М.М. Акустические методы контроля и диагностики. 2008. Томск: ТПУ. - 186 с.
2. Постников В. С. 1958. Температурная зависимость внутреннего трения чистых металлов и сплавов. УФН, 66, 43-77.
3. Муравьев В.В., Зуев Л.Б., Комаров К.Л. Скорость звука и структура сталей и сплавов. 1996. Новосибирск: Наука. - 184 с.
4. Гранато А., Люкке К. Дислокационная теория поглощения. //Ультразвуковые методы исследования дислокаций. М: ИЛ, 1963. С. 27-57.
5. Труэлл Р., Эльбаум Ч., Чик Б. 1972. Ультразвуковые методы в физике твердого тела. М.: Мир, - 307 с.
6. Алюминиевые сплавы (свойства, обработка, применение). Справочник / под ред. Х. Нильсена. Пер. с нем., М.: Металлургия, 1979 г. 679 с.
7. Максимкин О.П., Яровчук А.В., Аулова Д.С., Турубарова Л.Г., Карбышева С.В. Коррозионная стойкость алюминиевого сплава САВ-1 после эксплуатации в активной зоне реактора ВВР-К и хранения в водном бассейне. - 2010. Вопросы атомной науки и техники. Серия: Материаловедение. Новые материалы (96). №5., с. 78-83.
8. Байтелесов С.А., Салихбаев У.С., Сандалов В.Н., Кунгуров Ф.Р., Халиков У.А. 2010. Электропроводность алюминиевых сплавов, облученных нейтронами.- Атомная Энергия, 109, 148-152.
9. Лебедев В.М., Лебедев В.Т., Орлов С.П., Марголин Б.З., Морозов А.М. Исследование наноразмерной структуры сплава САВ-1, облученного нейтронами до высоких флюенсов, методом малоуглового рассеяния нейтронов. ФТТ. 2014. Т. 56, в. 1 с. 160.
10. Alikulov Sh.A., Akhmedzhanov F.R., Baytelesov S.A., Boltabaev A.F., Kungurov F.R., Rakhimov E.T., Salikhbaev U.S. 2015. High-temperature electric and thermal conductivity of the aluminum alloys SAV-1 and AMG-2. Atomic Energy, 117, pp. 334-339.
11. Рохлин Л.Л. Акустические свойства легких сплавов. М.: Наука, 1974. 140 с.

ЯДРОЛЫҚ РЕАКТОРЛАРДЫҢ КОНСТРУКЦИЯЛЫҚ МАТЕРИАЛДАРДЫҢ ҚАТТЫ КОНСТАНТТАРЫН АНЫҚТАУ

^{1,2)} Ахмеджанов Ф.Р., ²⁾ Болтабаев А.Ф., ¹⁾ Курталиев Э.Н., ¹⁾ Эшниязов О.И.

¹⁾ *Ўзбекистан, Самарканд, Самарканд мемлекеттік университети*

²⁾ *Ўзбекистан, Ташкент, АН РЎЗ Ядролық физика институты*

Пуассон коэффициенті және Юнга қатты модульдері және САВ-1 және АМГ-2 алюминий қорытпаларының өзгерістері анықталды. Барлық мөлшерлер 10 МГц жиілігінде Мак-Скиминнің фазалық-импульстік әдісімен өлшенген бойлық және көлденең акустикалық толқындар жылдамдығының мағыналарынан есептелді. Таза алюминиймен салыстыру бойынша ең үлкен өзгертулер Юнга модулі мен өзгеріс модулінің мағыналары сәйкес 5% және 2% аздауы, САВ-1 балқымасында байқалатыны көрсетілді. Өлшеу дәлдігінің шектерінде екі балқыма үшін Пуассон коэффициенті өзгертілмейді.

DETERMINATION OF ELASTIC CONSTANTS OF CONSTRUCTIONAL MATERIALS OF NUCLEAR REACTORS

^{1,2)} F.R. Akhmedzhanov, ²⁾ A.F. Boltabaev, ¹⁾ E.N. Kurtaliev, ¹⁾ O.I. Eshniyazov

¹⁾ *State University of Samarkand, Samarkand, Uzbekistan*

²⁾ *Institute of Nuclear Physics, Academy of Sciences of Uzbekistan, Tashkent, Uzbekistan*

Poisson ratio and elastic shear modulus and Young modulus of SAV-1 and AMG-2 aluminum alloys have been determined. All the quantities were calculated from data of longitudinal and transverse acoustic waves velocity measured by phase-pulse Mac-Skimin method at frequency 10 MHz. It is shown that the most changes as compared to pure aluminum are observed for SAV-1 alloy, in which the values of shear modulus and Young modulus are decreased by 2 and 5 percent, respectively. Poisson ratio for both alloys is not changed within the accuracy of observation.

УДК 621.039.5

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИМПУЛЬСНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Витюк В.А., Вурим А.Д.

*Филиал «Институт атомной энергии» РГП «Национальный ядерный центр
Республики Казахстан», г. Курчатов, Республика Казахстан*

Статья посвящена разработке и применению методики определения и прогнозирования энергетических параметров внутриреакторных импульсных экспериментов. Методика основана на решении уравнений теплового баланса и установлении связи между теплофизическими и энергетическими параметрами ТВС в испытаниях в исследовательском импульсном графитовом реакторе (ИГР). Продемонстрирована возможность определения мощности и энерговыделения в топливе ТВС по результатам измерения теплового состояния. Установлена связь между энергетическими параметрами испытываемых ТВС и реактора ИГР для области энерговыделения близкой к области имитационных экспериментов. Применение разработанной методики позволяет повысить точность и оперативность прогнозирования и определения энергетических параметров ТВС при подготовке и проведении экспериментов.

ВВЕДЕНИЕ

Испытания реакторного топлива в исследовательских реакторах являются прямым и наиболее представительным способом получения экспериментальных данных о его поведении в переходных и аварийных режимах работы. При проведении экспериментов в реакторных условиях может быть достигнуто максимальное приближение к реальным эксплуатационным режимам, и, следовательно, поведение топлива в максимальной степени может соответствовать реальному. Одним из наиболее востребованных для проведения такого рода испытаний является импульсный графитовый реактор [1], технические характеристики которого обеспечивают возможность моделирования тяжелых аварий в широком диапазоне основных определяющих величин, таких как флюенс тепловых нейтронов (до 10^{16} н/см²) и максимальная плотность потока тепловых нейтронов (до 10^{17} н/(см²с)).

ПРОБЛЕМА КОРРЕКТНОСТИ РЕАЛИЗАЦИИ ЗАДАННОГО ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ

Одной из основных проблем при подготовке экспериментов на реакторе ИГР является корректность реализации заданных энергетических параметров испытываемого топлива. Размеры и материальные характеристики активной зоны реактора таковы, что практически любое экспериментальное устройство, помещенное в активную зону реактора, вносит существенное возмущение и меняет нейтронно-физические характеристики всей системы. Поэтому всякий раз, когда в реактор загружается новый объект испытаний, требуется проведение комплекса исследований для установления связи между энергетическими параметрами реактора и объекта испытаний.

Возможно определение этой связи с использованием физического макета, аналогичного по конструкции экспериментальному устройству. В физическом макете устанавливаются имитаторы твэлов или иные индикаторы, с помощью которых проводятся

спектрометрические измерения энерговыделения или флюенса нейтронов в ТВС [2]. Исследования с физическим макетом проводятся при низком энерговыделении в реакторе, что связано с необходимостью ограничения уровней облучения топлива и детекторов для возможности оперативного применения методов спектрометрии. Полученное по результатам таких исследований отношение мощности ТВС к мощности ИГР используется для реализации заданных параметров испытания ТВС.

На корректность применения такого подхода влияет тот факт, что поле нейтронов изменяется в течение пуска ИГР. Это явление обусловлено изменением сечения рассеяния нейтронов при изменении температуры уран-графитовой кладки реактора. В ходе пуска ИГР изменяется отношение потока нейтронов в ТВС к среднему потоку в реакторе и к сигналу детекторов потока реактора. В пусках с высоким энерговыделением реактора, характерных для испытаний ТВС, эта величина возрастает на 10-20% [3]. На конфигурацию потока нейтронов в активной зоне также оказывает сильное влияние перемещение регулирующих стержней реактора [4].

В то же время, ТВС, разработанные для каждого эксперимента, оснащены развитой системой измерения теплофизических параметров (датчики температуры, давления), позволяющей определить энергетические характеристики ТВС. Подобные задачи успешно решаются на многих исследовательских реакторах [5-7] на стационарных режимах испытаний ТВС.

Исследования на ИГР реализуются, чаще всего, в импульсном режиме работы реактора, при котором стационарный режим теплообмена в экспериментальном устройстве не достигается. В этой связи задача определения энергетических параметров ТВС формулируется следующим образом. Необходимо установить связь между энергетическими и теплофизическими параметрами ТВС с учетом нестациона-

нарного характера тепловых процессов в экспериментальном устройстве. Для решения задачи была разработана соответствующая методика.

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ТВС В ИМПУЛЬСНЫХ ИСПЫТАНИЯХ

В основе методики определения энергетических параметров импульсных реакторных экспериментов лежит решение уравнения теплового баланса. При проведении испытаний ТВС в импульсном режиме искомой характеристикой импульса является пиковое значение мощности. Рассмотрим баланс тепла для элементарного объема твэла v высотой Δz , расположенного в окрестности некоторой произвольной точки между двумя перпендикулярными оси ТВС плоскостями. В общем виде

$$Q_{\Sigma} = \sum_{i=1}^m Q_i, \quad (1)$$

где m – количество конструктивных элементов;

Q_{Σ} – суммарное количество тепла, выделившегося в объеме топлива v_1 за интервал времени τ , Дж:

$$Q_{\Sigma} = \int_0^{\tau} q_v(\tau) dv \cdot d\tau; \quad (2)$$

Q_i – количество тепла, затраченное на разогрев i -ого конструктивного элемента ТВС, Дж:

$$Q_i = \int_{v_i 0}^{\tau} \rho_i c_i \cdot \frac{\partial T_i}{\partial \tau} \cdot dv_i \cdot d\tau, \quad (3)$$

где q_v – объемная плотность энерговыделения в топливе, Вт/м³;

v_i – элементарный объем i -ого элемента, м³;

ρ_i – плотность материала i -ого элемента, кг/м³;

c_i – удельная теплоемкость материала i -ого элемента, Дж/(кг·К),

T_i – температура i -ого элемента, К.

Объемная плотность энерговыделения в топливе может быть выражена как

$$q_v(\tau) = K_r \cdot K_z \cdot \frac{N(\tau)}{V} = K_r \cdot K_z \cdot \frac{N_m}{V} \cdot n(\tau), \quad (4)$$

где K_r, K_z – значение радиального и высотного коэффициента неравномерности энерговыделения в рассматриваемом объеме;

V – объем топлива в ТВС, м³;

$n(\tau)$ – безразмерная функция мощности,

$$n(\tau) = \frac{N(\tau)}{N_m};$$

N_m – «пиковое» значение мощности в импульсе, Вт.

Вид функции $n(\tau)$ известен по результатам эксперимента, при этом ее максимальное значение равно единице по условию нормировки.

Двойной интеграл, описывающий тепло, затраченное на разогрев i -ого элемента, можно преобразовать к выражению:

$$\int_{v_i 0}^{\tau} \rho_i c_i \cdot \frac{\partial T_i}{\partial \tau} \cdot dv_i \cdot d\tau = \rho_i \cdot \bar{c}_i \cdot v_i \cdot (\bar{T}_i(\tau) - \bar{T}_i(0)) = \rho_i \cdot \bar{c}_i \cdot v_i \cdot \Delta \bar{T}_i, \quad (5)$$

где $\bar{c}_i$ – средняя теплоемкость материала i -ого элемента в интервале температур $\bar{T}_i(0) \dots \bar{T}_i(\tau)$, Дж/(кг·К);

$\bar{T}_i(0), \bar{T}_i(\tau)$ – среднемассовая температура i -ого элемента в момент времени τ , К.

Выражение (1) можно записать в виде

$$K_r \cdot K_z \cdot \frac{N_m}{V} \cdot v_i \cdot \int_0^{\tau} n(\tau) \cdot d\tau = \sum_{i=1}^m \rho_i \cdot \bar{c}_i \cdot v_i \cdot \Delta \bar{T}_i, \quad (6)$$

или, вынося в правой части за знак суммы слагаемое с $i = 1$ (относящееся к топливу), получим:

$$K_r \cdot K_z \cdot \frac{N_m}{V} \cdot v_i \cdot \int_0^{\tau} n(\tau) \cdot d\tau = \rho_i \cdot \bar{c}_i \cdot v_i \cdot \Delta \bar{T}_i \cdot \left(\sum_{i=1}^m \frac{\rho_i \cdot \bar{c}_i \cdot v_i \cdot \Delta \bar{T}_i}{\rho_1 \cdot \bar{c}_1 \cdot v_1 \cdot \Delta \bar{T}_1} \right). \quad (7)$$

Выполнив замену $v_i/v_1 = F_i/F_1$, где F_i – площадь поперечного сечения i -ого элемента ТВС, для пикового значения мощности ТВС получим соотношение

$$N_m = \frac{m_1 \cdot \bar{c}_1 \cdot \Delta \bar{T}_1}{K_r \cdot K_z \cdot \int_0^{\tau} n(\tau) \cdot d\tau} \left(\sum_{i=1}^m \phi_i \cdot \theta_i \right), \quad (8)$$

где $m_1 = \rho_1 \cdot V_1$ – масса топлива в ТВС, кг;

$$\phi_i = \frac{\rho_i \cdot \bar{c}_i \cdot F_i}{\rho_1 \cdot \bar{c}_1 \cdot F_1} \quad \text{– относительная теплоемкость}$$

i -ого элемента;

$$\theta_i = \frac{\Delta \bar{T}_i}{\Delta \bar{T}_1} \quad \text{– относительная температура } i\text{-ого эле-}$$

мента.

Если в некоторый момент времени τ $\theta \ll 1$ для $i \geq 3$, то расчет пикового значения мощности N_m можно проводить по первым двум слагаемым соотношения (8). При этом $\Delta \bar{T}_1$ и $\Delta \bar{T}_2$ следует определять по показаниям датчиков температуры (термопар), установленных в твэле на одной высоте, т.е.

$$N_m = \frac{m_1 \cdot \bar{c}_1}{K_r \cdot K_z \cdot Y} (\Delta \bar{T}_1 + \phi_2 \cdot \Delta \bar{T}_2), \quad (9)$$

где Y – интеграл безразмерной мощности вспышки, равный

$$Y = \int_0^{\tau} n(\tau) d\tau = \int_0^{\tau} \frac{N(\tau)}{N_m} d\tau = \int_0^{\tau} \frac{I(\tau)}{I_m} d\tau,$$

где $N(\tau)$ и N_m – текущее и максимальное значение мощности реактора, Вт;

$I(\tau)$ и I_m – текущее и максимальное значение показаний токовой камеры реактора, А.

Усреднив значения по каждой паре термопар, получим оценку пикового значения мощности:

$$\bar{N}_m = \frac{1}{n} \sum_{j=1}^n N_{mj}, \quad (10)$$

где N_{mj} – рассчитанное по формуле (8) по показаниям j -ой пары термопар значение, Вт;

n – количество пар термопар.

Оценку суммарного энерговыделения в импульсе можно выполнить по формуле:

$$Q_\Sigma = N_m \cdot \int_0^\tau n(\tau) d(\tau) = \frac{m_1 \cdot \bar{c}_1 \cdot \Delta \bar{T}_1}{K_r^m \cdot K_z^m} (1 + \phi_2 \cdot \theta_2) \quad (11)$$

При определении энергетических характеристик ТВС в импульсе по выражениям (9) и (11) не будут учтены составляющие, связанные с передачей тепла от твэла к окружающим конструкционным материалам и теплоносителю. Поэтому, для оценки ошибки расчета необходимо оценить утечки тепла от ТВС за время τ .

РЕАЛИЗАЦИЯ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКОГО МЕТОДА В РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТАХ

Эксперименты в обоснование разработанной методики были выполнены в рамках серии методических испытаний с внутриреакторными экспериментальными устройствами.

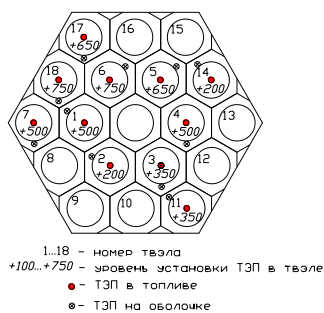
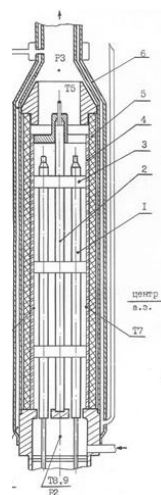


Схема расстановки ТЭП в ТВС

Экспериментальная секция

Место установки ТЭП	Тип ТЭП	Количество
Центр твэла	BP 5/25	11
Оболочка твэла	BP 5/25	11
Выход ТН из тракта охлаждения ТВС	BP 5/25	1
Шестигранный чехол МС	BP 5/25	1
Вход ТН в тракт охлаждения ТВС	ХА	1

Рисунок 1. Конструкционная схема и основные параметры системы измерений ЭУ-1

Первое устройство ЭУ-1 (рисунок 1) представляет собой макет устройства, предназначенного для экспериментального исследования поведения модельных ТВС типа ВВЭР-1000 в условиях, моделирующих заключительную фазу аварии с потерей теплоносителя. Экспериментальное устройство было оснащено системой измерений теплофизических параметров. Измерения температуры ТВС осуществлялось 11-ю парами термопар, установленных в разных частях сборки. Также осуществлялась регистрация температуры теплоносителя на входе и выходе сборки, а также температура чехла сборки.

Второе устройство ЭУ-2 является макетом канала, предназначенного для определения параметров процессов, протекающих в условиях моделирования тяжелой аварии энергетического ядерного реактора на быстрых нейтронах с плавлением активной зоны [8] (рисунок 2).

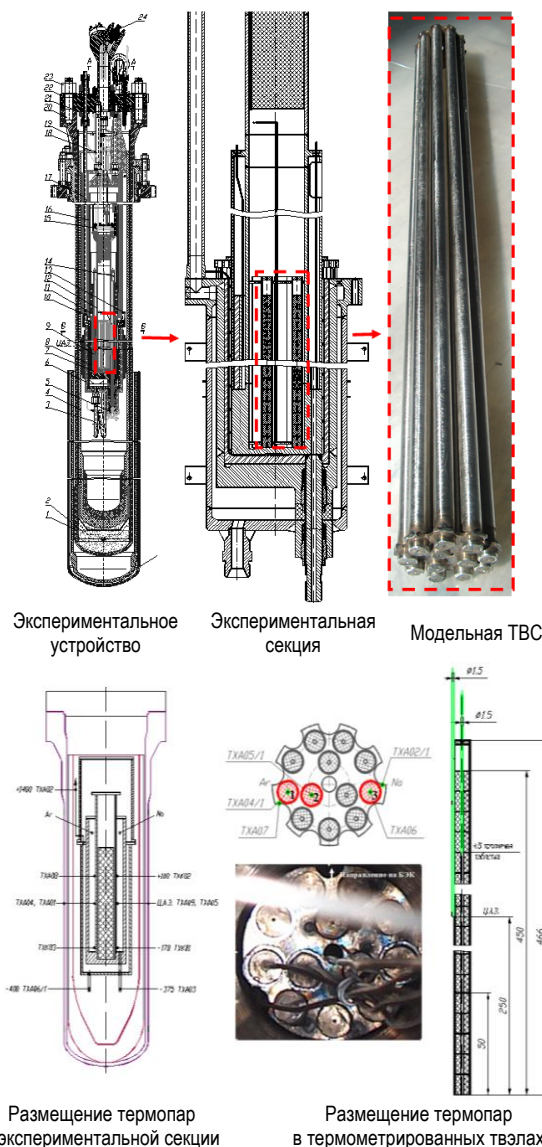


Рисунок 2. Конструкционная схема и основные параметры системы измерений ЭУ-2

МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИМПУЛЬСНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Таблица. Результаты определения энергетических параметров ТВС

Устройство	ЭУ-1			ЭУ-2		
Номер пуска	1	2	3	4	5	6
Энерговыделение в ТВС, кДж	545±11	1030±18	1168±30	510±8	746±15	1204±32
Удельное энерговыделение, Дж/г(UO ₂)	91±2	173±3	196±5	253±4	370±7	597±16
Мощность ТВС (пиковая), кВт	530±11	1065±18	44±1	480±8	568±11	736±20

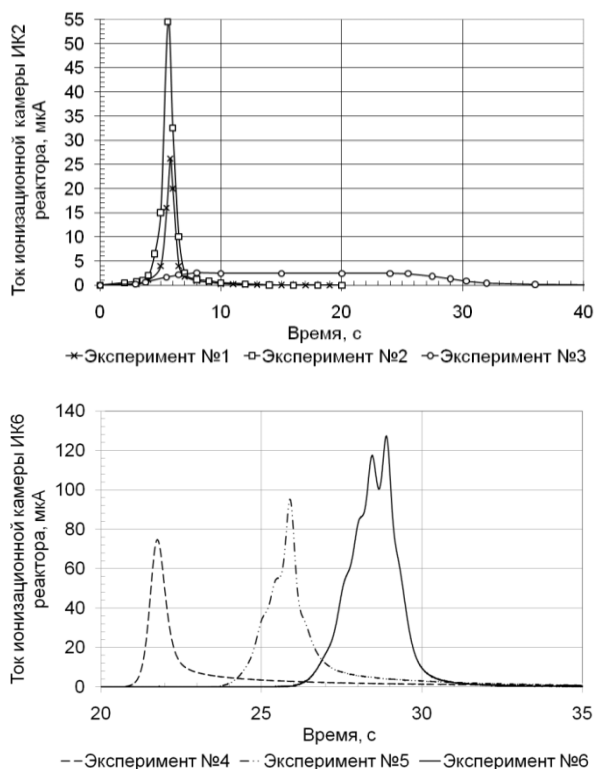


Рисунок 3. Диаграммы изменения мощности ИГР в пусках

Были реализованы шесть пусков реактора ИГР с различными уровнями энерговыделения в реакторе (рисунок 3). При проведении экспериментов с первым экспериментальным устройством обеспечивалось принудительное охлаждение топливной сборки теплоносителем.

В результате обработки и анализа полученных экспериментальных данных были рассчитаны значения мощности и энерговыделения топливных сборок в реакторных пусках (см. таблицу).

Погрешность определения энергетических параметров ТВС в пусках с использованием разработанной методики находится в диапазоне от 5,8 % до 12,7 %.

На основании результатов методических экспериментов определены базовые значения отношения энерговыделения в топливе модельных ТВС и в реакторе ИГР. Полученные значения использовались для установления параметров работы реактора ИГР в имитационных испытаниях с разрушением топливных сборок (рисунок 4).

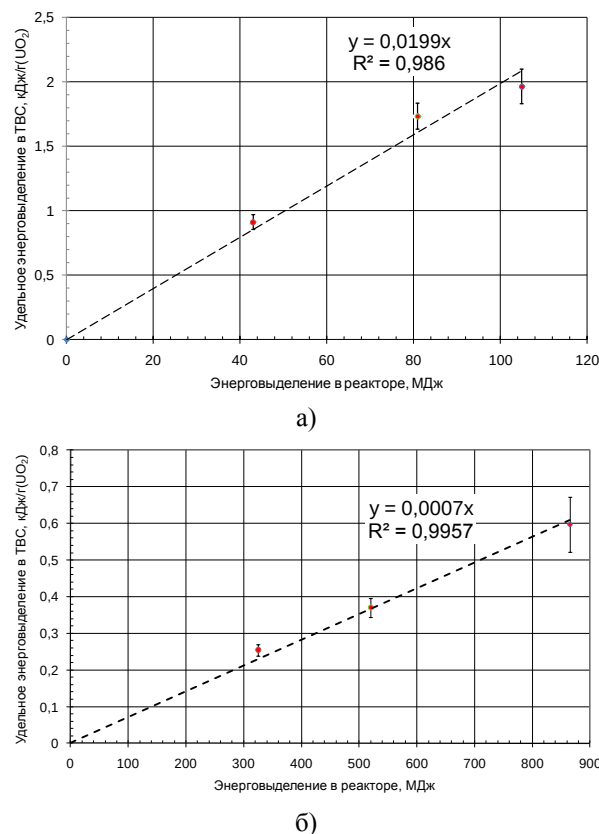


Рисунок 4. Результаты определения базовых значений отношения энерговыделения в топливе модельных ТВС и в реакторе ИГР (а – для ЭУ-1, б – для ЭУ-2)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработанная методика определения энергетических параметров модельных ТВС в импульсных испытаниях на реакторе ИГР позволяет определять мощность и интегральное энерговыделение модельных ТВС и устанавливать связь энергетических параметров объектов испытаний и реактора для высоких уровней энерговыделения в реакторе. За счет этого повышается точность прогнозирования энергетических параметров ТВС при подготовке и проведении имитационных испытаний, в том числе с разрушением топливныхборок. Теоретически возможность применения разработанной методики ограничена только режимами, при которых происходит разрушение ТВС или утрачивается работоспособность самих датчиков. При этом ее достоинством является высокая оперативность, а также возможность применения для оценки энергетических параметров ТВС как по результатам эксперимента в целом, так и на его отдельных этапах.

ЛИТЕРАТУРА

1. Курчатov И.В., Фейнберг С.М., Доллежалъ Н.А. Импульсный графитовый реактор ИГР. – Атомная энергия, 1964, т. 17, вып. 6, с. 463-474.
2. Токтаганов М.О., Попов Ю.А., Алейников Ю.В. и др. Определение энерговыделения в топливных детекторах гамма-спектрометрическим методом при проведении испытаний на реакторе ИГР: методические указания АК.65000.00.728 МУ. – Курчатov: Национальный ядерный центр Республики Казахстан, 2001, 16 с.
3. Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М. и др. Эффект «просветления» уран-графитового топлива ИГР. – Атомная энергия, 2001, т.85, вып. 5, с. 419-422.
4. Котов В.М., Курпешева А.М., Иркимбеков Р.А. Расчет характеристик ИГР. – Атомная энергия, 2011, т.111, вып. 2, с. 116-118.
5. Vermeeren L., Dekeyser J., Gouat P. et al. Qualification of the on-line power determination of fuel elements in irradiation devices in the BR2 reactor: Scientific Report NT.57 /D089023/01/LV. – Belgian Nuclear Research Centre, Mol, Belgium, 2005, 21 p.
6. Ижуртов А.Л. Разработка и усовершенствование методик определения тепловой мощности и выгорания топлива в исследовательском реакторе МИР.М1: автореф. дис. канд. техн. наук: 05.14.03. – Димитровград, 2008, 25 с.
7. Бэйллиу Дж., Таттергейн А., Саруль Ж. Исследовательский комплекс SCARABEE: Основные характеристики и программа экспериментов. – Атомная техника за рубежом, 1981, вып. 7, с. 24-32.
8. Konishi K. Toyooka J., Kamiyama K. et al. The Result of a wall failure in-pile experiment under the EAGLE project. – Nuclear Engineering and Design, 2007, 237(22), p. 2165-2174.

РЕАКТОРДЫҢ ІШІНДЕГІ ИМПУЛЬСТІК ТӘЖІРИБЕЛЕРДІҢ ЭНЕРГЕТИКАЛЫҚ ПАРАМЕТРЛАРДЫ АНЫҚТАУ ӘДІСТЕМЕСІ

Витюк В.А., Вурим А.Д.

*Қазақстан Республикасы, Курчатov, «Қазақстан Республикасы Ұлттық ядролық орталығы»
РМК «Атом энергиясы институты» Филиалы*

Мақала реактордың ішіндегі импульстік тәжірибелердің энергетикалық параметрларын анықтау және болжау әдістемелерін әзірлеуге және қолдануға арналған. Әдістеме зерттеу импульстік графиттік реактордағы (ИГР) сынамаларда ЖШЖ жылу физикалық және энергетикалық параметрлардың арасындағы байланысты орнату және жылу баланс теңдеулерінің шешіміне негізделген. Жылу жағдайын өлшеу нәтижелері бойынша ЖШЖ отынында қуатты және энергиясын бөлуді анықтау мүмкіндігі көрсетілді. Еліктеулі тәжірибелер саласына жақын энергияны бөлу саласы үшін ИГР реакторы және сыналатын ЖШЖ энергетикалық параметрлары арысында байланыс белгіленді. Әзірленген әдістеменің қолдануы тәжірибелерді дайындау және жүргізу кезінде ЖШЖ энергетикалық параметрларын болжау және анықтау дәлдігі мен жеделдігін арттыруға мүмкіндік береді.

METHODS OF ENERGY PARAMETERS DETERMINATION OF IN-PILE IMPULSE TESTS

V.A. Vityuk, A.D. Vurim

*Branch “Institute of atomic energy” RSE “National nuclear center of Republic of Kazakhstan”,
Kurchatov, Republic of Kazakhstan*

Article is devoted to the development and application of methods of energy parameters determination and forecasting of in-pile impulse tests. Methods is based on the decision of thermal balance equation and on the coupling setting between thermal end energy parameters of fuel assemblies during the testing at the research impulse graphite reactor (IGR). The possibility of power and energy release determination in the FA's fuel by the results of thermal condition measurements is shown. The coupling between energy parameters of FA and IGR is determined for the area of energy release which is close to the area of simulation tests. Developed methods application lets to increase the accuracy and efficiency of energy parameters of FAs during the tests preparing and conducting.

УДК: 539.12.04

ВЛИЯНИЕ ТЕМПЕРАТУРЫ ИСПЫТАНИЙ НА СКОРОСТЬ ПОЛЗУЧЕСТИ КОНСТРУКЦИОННОЙ СТАЛИ 12X18H10T ОБЛУЧЕННОЙ БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ В РЕАКТОРЕ БН-350

Диков А.С., Ларионов А.С., Сатпаев Д.А., Кислицин С.Б.

Институт ядерной физики Министерства энергетики РК,
Республика Казахстан, г. Алматы, ул. Ибрагимова 1

В условиях, имитирующих длительное хранение отработанного ядерного топлива, проведены испытания на ползучесть облученных быстрыми нейтронами образцов конструкционной стали 12X18H10T – материала чехлов тепловыделяющих сборок реактора БН-350. При температурах испытаний 350 °С и 450 °С определена скорость пострадиационной ползучести облученной быстрыми нейтронами стали 12X18H10T. Установлено, что повышение температуры испытаний с 350 °С до 450 °С приводит к увеличению скорости ползучести на установившейся стадии.

ВВЕДЕНИЕ

Обращение с отработавшим ядерным топливом (ОЯТ), в частности его долговременное сухое хранение, требует знаний о механических свойствах материалов оболочек ОЯТ. Одним из определяющих механизмов разрушения оболочек ОЯТ является ползучесть материала оболочки под действием напряжений и температуры в период длительного хранения, усугубленная предысторией – нейтронным облучением в период эксплуатации. Для разработки прогнозных моделей для оценок состояния оболочек ОЯТ необходимо знать зависимость скорости ползучести материала оболочек от температуры. В связи с этим, целью настоящих исследований является экспериментальное определение температурной зависимости скорости ползучести нержавеющей стали 12X18H10T – конструкционного материала отработавшей тепловыделяющей сборки (ТВС) первого поколения реактора на быстрых нейтронах БН-350. Результаты представленных исследований являются продолжением работ авторов по выявлению остаточного ресурса материалов оболочек отработавших ТВС в условиях, имитирующих длительное хранение ОЯТ [1, 2].

В настоящей работе представлены результаты длительных механических испытаний нержавеющей стали 12X18H10T – материала чела отработавшей экранной ТВС реактора БН-350, выполненные при температурах 350 °С и 450 °С и постоянной нагрузке 100 Н.

МАТЕРИАЛ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

В качестве объекта для исследований выбрана аустенитная нержавеющая сталь 12X18H10T – материал шестигранного чехла тепловыделяющей сборки (ТВС) реактора на быстрых нейтронах БН-350 после длительной эксплуатации. Условия облучения следующие: $T_{обл} \sim 400$ °С; доза 2-3 сна; скорость набора дозы $\sim 0,5 \cdot 10^{-8}$ сна/с.

По данным аттестации в исходном состоянии сталь 12X18H10T с ГЦК – решеткой имеет следующий элементный состав (вес.%): Fe – 69,78; C – 0,12;

Cr – 17,0; Ni – 10,66; Ti – 0,5; Si – 0,34; Mn – 1,6. Испытания проводились на специально приготовленных образцах размерами $20 \times 2 \times 0,3$ мм³ вырезанные из верхней части грани чехла отработавшей ТВС (на отметке «+900 мм» от центра активной зоны). Образцы вырезали методом электроискровой резки из пластины грани чехла в поперечном по отношению к его оси направлении. Поверхность участков образцов вблизи места разрыва перед исследованием структуры подвергали механической шлифовке и электрохимическому травлению в водном растворе соляной и азотной кислоты.

Длительные испытания на ползучесть при нагрузке 100 Н длительностью 1500 ч и кратковременные механические испытания (со скоростью деформации 0,5 мм/мин) проводили при температурах 350 °С и 450 °С на универсальной испытательной машине LR5K Plus. Исследования изменений структуры и упрочнения/разупрочнения материалов после механических испытаний осуществляли методами оптической микроскопии и измерения микротвердости по Виккерсу с использованием микроскопа AxioObserver и микротвердомера ПМТ-3М.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

По результатам кратковременных механических испытаний построены инженерные диаграммы растяжения (рисунок 1) и определены механические характеристики стали (таблица). Из диаграмм растяжения видно, что с повышением температуры испытания от 350 до 450 °С расширяется область упругих деформаций, это проявляется в повышении условного предела текучести ($\sigma_{0,2}$). Также наблюдается увеличение предела прочности (σ_B).

Таблица. Механические характеристики
стали 12X18H10T

$T_{исп}, ^\circ C$	$\sigma_B, МПа$	$\sigma_{0,2}, МПа$	$\delta, мм$
350	620	578	1,46
450	685	669	0,93

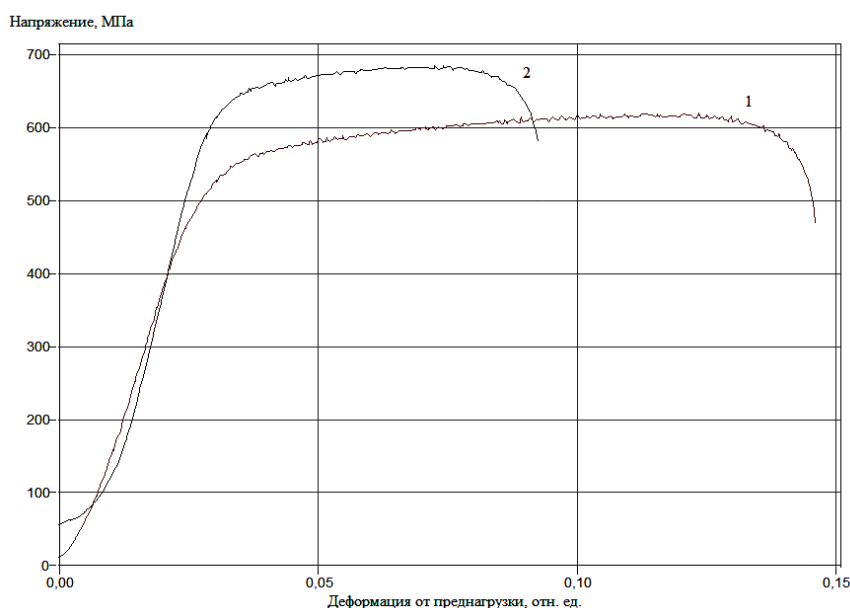


Рисунок 1. Диаграммы растяжения стали 12Х18Н10Т при температуре 350 (1) и 450 (2) °С.

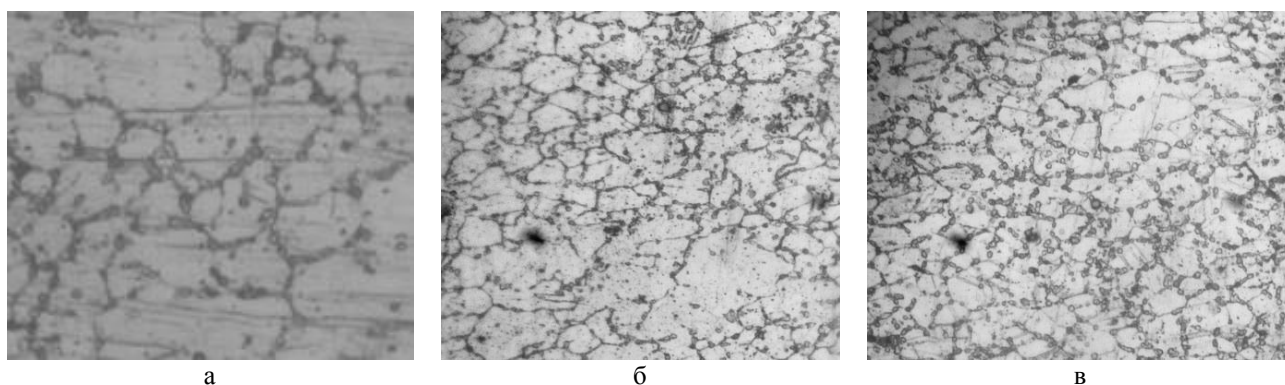


Рисунок 2. Микроструктура стали 12Х18Н10Т до и после кратковременных испытаний: а – исходный материал; б – испытанный при температуре 350 °С; в – испытанный при температуре 450 °С. Увеличение: $\times 500$

Одновременно с этим при повышении температуры испытания исследуемый материал становится более хрупким, показывая значительное сокращение области пластической деформации.

Из рисунка 1 видно, что предел прочности σ_B с возрастанием температуры увеличивается на $\sim 10\%$, предел текучести $\sigma_{0,2}$ увеличивается на $\sim 14\%$.

Изменение микроструктуры стали после испытаний представлены на рисунке 2. В исходном состоянии сталь имеет преимущественно крупнозернистую структуру с небольшим количеством мелких зерен. Средний размер зерен составляет порядка 50 мкм, около 10 % зерен имеют размер порядка 16 мкм. Наблюдается большое количество карбидов размером 1 – 8 мкм, расположенных в основном по границам зерен.

Кратковременные механические испытания приводят к значительному измельчению зерна и уменьшению размеров карбидов, а так же утонение гра-

ниц зерен. Изменения в большей мере проявляются при температуре 450 °С. Средний размер зерен после испытаний при температуре 350 °С составляет 12 мкм, некоторые зерна достигают размера ~ 49 мкм. Размер карбидов в среднем 1-6 мкм. После испытаний при 450 °С зерна имеют размер 14 – 40 мкм, размер карбидов уменьшается до 0,5 – 4 мкм.

Значения микротвердости так же снижаются после испытаний практически в равной степени. Микротвердость стали в исходном состоянии составляет ~ 345 МПа, после испытаний при 350 °С и 450 °С значение микротвердости снижается до 334 МПа и 338 МПа, соответственно.

Подобный ход кривой на диаграммах растяжения и идентичное изменение микроструктуры в результате испытаний при температуре 350 °С и 450 °С говорят о одинаковом механизме разрушения при обеих температурах. Повышение температуры испыта-

ния на 100 °С приводит к увеличению прочности материала и его охрупчиванию.

Испытания на ползучесть стали 12Х18Н10Т с постоянной нагрузкой на образец 100 Н как при температурах испытаний 350 °С [1], так и 450 °С показывают, что процесс протекания ползучести имеет стадийный характер. Показано, что при температурах 350 °С и 450 °С на диаграмме испытаний присутствуют начальная и установившаяся стадии (см. рисунок 3). На начальной стадии скорость ползучести при 350 °С составила 51×10^{-6} мм/мин при длительности стадии 24 ч, на установившейся стадии – $0,1 \times 10^{-6}$ мм/мин. При повышении температуры испытания до 450 °С скорость ползучести на начальной стадии снижается до 7×10^{-6} мм/мин, однако при этом длительность стадии увеличивается до 96 ч (см. диаграмму 2 на рис. 3). Увеличение длительности начальной стадии при большей температуре испытания вызвано как температурой испытания так и более высоким значением $\sigma_{0,2}$ [2] полученным при температуре 450 °С, материал дольше проявляет способность к сопротивлению пластической деформации. При $T_{исп} = 450$ °С на установившейся стадии скорость ползучести повышается до $2,7 \times 10^{-6}$ мм/мин, это обусловлено влиянием температуры испытания.

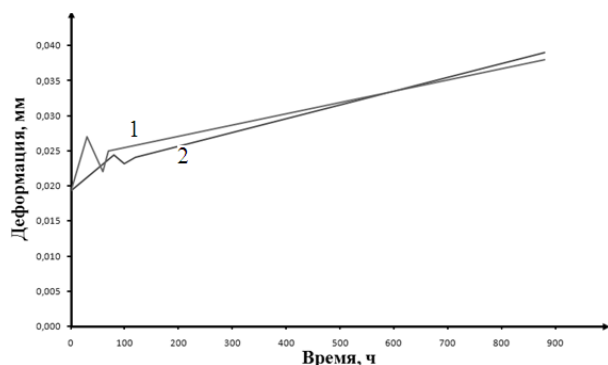


Рисунок 3. Диаграммы испытаний на ползучесть стали 12Х18Н10Т при нагрузке 100 Н и температурах 350 °С (1) и 450 °С (2)

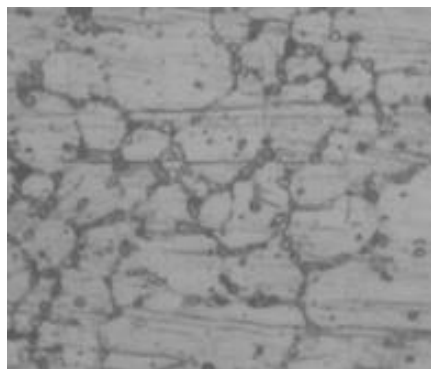
Длительность испытания при обеих температурах составила ~1500 часов. Обращает на себя внимание то, что несмотря на более низкое значение деформации в начале установившейся стадии для стали испытанной при 450 °С, за счет более высокой скорости ползучести деформация за период ~800 часов превышает деформацию ползучести стали испытанной при 350 °С.

Таким образом повышение температуры испытания на 100 °С приводит к снижению на порядок скорости ползучести на начальной стадии и увеличению в ~3,7 раз скорости ползучести установившейся стадии (рисунок 4).

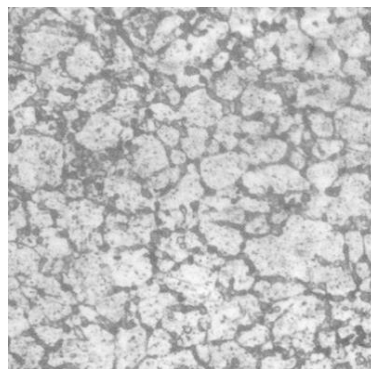
Исследование микроструктуры показало, что, как и при кратковременных механических испытаниях происходит значительное измельчение зерен и карбидов, при этом карбиды размером ~1 мкм полностью растворяются в твердом растворе (рисунок 5). При температуре 350 °С утонения границ зерен не наблюдается, тогда как при 450 °С происходит заметное утонение границ зерен, что вызвано повышением температуры на 100 °С. Размер зерен в стали, испытанной при 350 °С составляют 14 – 45 мкм, при 450 °С зерна имеют размеры 15 – 47 мкм. Средний размер карбидов уменьшился до 2 – 4 и 2 – 3 мкм для температуры 350 и 450 °С соответственно.

Микротвердость материала после испытаний при 350 °С незначительно увеличилась до 348 МПа. После испытаний при 450 °С микротвердость увеличилась до 351 МПа. Это говорит о том, что при длительном приложении нагрузки материал претерпевает некоторое упрочнение даже не смотря на повышении температуры испытаний.

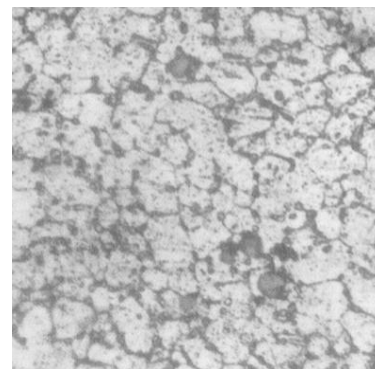
Из вышесказанного следует, что при испытаниях на ползучесть происходит измельчение зерна и уменьшение количества дефектов решетки, что в свою очередь приводит к увеличению значений микротвердости, т.е. к некоторому упрочнению материала.



а



б



в

Рисунок 5. Микроструктура стали 12Х18Н10Т до и после длительных механических испытаний: а – исходный материал; б – испытанный при температуре 350 °С; в – испытанный при температуре 450 °С. Увеличение: $\times 500$

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Определена скорость ползучести при температурах 350 °С и 450 °С стали 12Х18Н10Т облученной быстрыми нейтронами в реакторе БН-350.

Установлено что повышение температуры испытаний с 350 °С до 450 °С приводит к увеличению скорости ползучести на установившейся стадии в ~3,7 раз.

Показано что длительные испытания при постоянной нагрузке приводят к некоторому упрочнению материала несмотря на повышение температуры испытаний.

Повышение температуры до 450 °С при испытаниях на ползучесть приводит к структурным изменениям в материале, а именно утонению границ зерен.

Полученные результаты свидетельствуют о снижении прочностных характеристик материала чехлов отработавших ТВС с увеличением температуры, и приводит к значительному сокращению срока их сухого хранения.

ЛИТЕРАТУРА

1. Диков А.С., Киреев В.В., Горцев А.П., Кислицин С.Б., Нестерова А.Ю. Ползучесть стали 12Х18Н10Т – материала чехлов отработанных тепловыделяющих сборок реактора БН-350 в условиях, моделирующих длительное хранение отработанного ядерного топлива // Вестник НЯЦ РК. – 2011. – Вып.3(47) . – С.77-82.
2. С.Б. Кислицин, А.С. Диков, Д.А. Сатпаев, А.С. Ларионов. Пострадиационные испытания конструкционных сталей – материалов чехлов отработавших ТВС реактора БН – 350 // материалы 11-й Междунар. конф., «Взаимодействие излучений с твердым телом» Минск, Беларусь, 23-25 сент. 2015 г. – С. 433-435.
3. Ларионов А.С., Кислицин С.Б., Диков А.С., Сатпаев Д.А. Исследование физико – механических свойств конструкционной стали 1Х13М2БФР, облученной быстрыми нейтронами в реакторе БН – 350// Сб. трудов конференции «Фундаментальные и прикладные исследования в области точных и естественных наук». Новосибирск – 2014 г. - С.28-34.

БН-350 РЕАКТОРЫНДА СӘУЛЕЛЕНДІРІЛГЕН ЖЫЛДАМ НЕЙТРОНДАРМЕН КОНСТРУКЦИЯЛЫ БОЛАТТЫҢ 12Х18Н10Т СЫРҒЫШТЫҚ ЖЫЛДАМДЫҒЫНА ТЕМПЕРАТУРАСЫНЫҢ ӘСЕРІН СЫНАУ

Диков А.С., Ларионов А.С., Сатпаев Д.А., Кислицин С.Б.

*ҚР энергетика Министірлігі, Ядролық физика институты,
Ибрагимов к., Алматы қаласы, Қазақстан Республикасы*

Ұзақ сақтау пайдалынған отынды іліктеу жағдайында 12Х18Н10Т болаттын БН-350 реакторындағы пайдаланған жылубөлетін құрастырма қаптарыннан жасалған материал жасалған үлгі сырғыштық сынау жүргізілді. БН-350 реакторында жылдам нейтрондармен сәулелендірілген 12Х18Н10Т болаттын 350 °С және 450 °С температурасында сырғыштық жылдамдығы анықталды. Сынақтың температурасының 350 °С ден 450 °С-ге дейін арттыруы қалыптасқан кезеңде сырғыштық жылдамдығының өсуіне әкеледі.

TEMPERATURE TEST INFLUENCE ON CREEP RATE THE 0.12Cr18Ni10Ti STAINLESS STEEL FAST-NEUTRON IRRADIATION IN REACTOR THE BN -350

A.S. Dikov, A.S. Larionov, D.A. Satpaev, S.B. Kislitsin

*Institute of Nuclear Physics Department of Energy of Republic of Kazakhstan,
Ibragimov Str.1, Almaty, Kazakhstan, 050032*

Post irradiated creep tests of stainless steel 0.12Cr18Ni10Ti – structural material for hexagonal ducts of fuel assemblies the BN-350 fast neutron nuclear reactor was carried-out under conditions simulated long term dry storage of spent fuel. Creep rate of irradiated by fast-neutrons 12Cr18Ni10Ti steel was determined at temperatures of 350 °С and 450 °С. It was established that increasing in test temperature from 350 °С to 450 °С results in an increase in creep rate at the steady state stage.

УДК 533.95

СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ РАБОТ В ОБЛАСТИ УТС В НИЦ «КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

Азизов Э.А., Кузнецова Л.К., Трубников А.С., Хвостенко П.П.

*Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»
пл. академика Курчатова, д.1, Москва, Россия, 123182*

Представлены работы, которые в настоящее время проводятся в НИЦ «Курчатовский институт» в области УТС, а именно: расчётно-теоретические работы, экспериментальные — на токамаке Т-10, набирающая обороты модернизация токамака Т-15, работы в поддержку международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР, разработка источника термоядерных нейтронов (ТИН) на основе токамака. Предложен проект ИГНИТОР, нацеленный на демонстрацию зажигания термоядерных реакций в плотной плазме токамака. Экспериментальные работы на Т-10 направлены на изучение режимов улучшенного удержания плазмы в условиях мощного СВЧ-нагрева и отработку диагностик для Т-15 и ИТЭР. Перевооружение инженерных и технологических систем токамака Т-15 позволит России создать инновационную экспериментальную установку с вытянутым сечением и дивертором и проводить широкий диапазон актуальных исследований в поддержку ИТЭР и ТИН. Курчатовским институтом предложена стратегия исследований и программа развития гибридных систем «синтез-деление» в России на основе токамаков и жидкосольевых ядерных технологий, открывающая новые возможности для энергетики XXI века в решении сложнейшей проблемы переработки и утилизации долгоживущих радиоактивных отходов.

ВВЕДЕНИЕ

Научное направление Управляемый термоядерный синтез (УТС), ориентированное на решение важнейшей задачи обеспечения человечества практически неисчерпаемым и экологически приемлемым источником энергии, возникло в СССР, США и Англии в процессе работ по созданию атомного оружия в 1940-х—1950-х гг., которые проводились в условиях абсолютной закрытости. Первая тороидальная установка с именем «токамак» появилась в Курчатовском институте в 1957 г., в тот самый год, когда с космодрома Байконур в Казахстане был запущен первый искусственный спутник Земли. Исторически сложилось так, что Курчатовскому институту выпала честь быть руководителем и координатором исследований в области УТС в СССР и России. В далёкие 1950-е годы был дан старт, задан уровень и динамика исследований, позволившие на протяжении многих лет СССР удерживать лидирующие позиции в мире в этом направлении.

В Курчатовском институте с момента выхода постановления Правительства «О проведении научно-исследовательских и экспериментальных работ по выяснению возможности осуществления магнитного термоядерного реактора» от 5 мая 1951 г. №1463-732 сс/сп была сооружена серия тороидальных термоядерных установок, начиная от первой попытки получить зажигание в тороидальной камере из кварцевого стекла без магнитного поля (1951 г.), тороидальной установки ТМП (1954 г.), первого токамака Т-1 (1957 г.), до крупнейшего в мире (к моменту сооружения) токамака со сверхпроводниковой магнитной системой Т-15 (1988 г.). Это токамаки: ТМП, Т-1, ТМБ, Т-2, Т-3, Т-4, Т-5, Т-6, Т-7, Т-8, Т-9, Т-10,

ТО-1, ТО-2, ТМ-1, ТМ-2, ТМ-3, ТМ-4, Т-11, Т-12, Т-13, ТВД, ТМГ, ТМ-1-ВЧ, ТСП (Т-14), Т-15.

Теоретическая школа, созданная на заре термоядерных исследований в Курчатовском институте академиком М.А. Леонтовичем, и впоследствии возглавляемая академиками Б.Б. Кадомцевым и В.Д. Шафрановым, известна в научном мире своими выдающимися первопроходческими работами в области УТС, физики плазмы и плазменных технологий [1], научными традициями и высоким уровнем интеллекта теоретиков. Пожалуй, нет в мире плазменной лаборатории, где бы ни были желанны теоретики Курчатовского института, и нет университета, где бы физику плазмы и УТС ни изучали бы по книгам наших учёных.

Руководили коллективом термоядерщиков в Курчатовском институте академики: Л.А. Арцимович (до 1973 г.), Б.Б. Кадомцев (с 1973 по 1998 г.), В.П. Смирнов (с 1998 г. по 2009 г.), с 2009 г. — проф. Э.А. Азизов. В стенах института выполняли свои выдающиеся пионерские работы учёные с мировой известностью: М.А. Леонтович, В.Д. Шафранов, И.Н. Головин, Н.В. Филиппов, С.М. Осовец, А.И. Морозов, Б.А. Трубников, Н.А. Явлинский, М.С. Иоффе, В.В. Аликаев и другие.

Сотрудники института в разное время были удостоены высших государственных наград: Ленинская премия — 20 чел., Сталинская премия — 11 чел., Государственная премия СССР — 34 чел., Государственная премия Российской Федерации — 1 чел., Премия Правительства Российской Федерации в области науки и техники — 4 чел., Премия Ленинского комсомола — 4 чел., Золотая медаль и Премия имени выдающихся ученых АН СССР — 3 чел.; Премия

РАН — 9 чел., престижные зарубежные премии — 7 чел.

Термоядерные исследования в НИЦ «Курчатовский институт» сегодня представлены экспериментальными исследованиями на токамаке Т-10, набирающей обороты модернизацией токамака Т-15, участием в проекте международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР, а также перспективными проектами — развития гибридных систем «синтез-деление» (ТИН-ГИБРИД) и ИГНИТОР, которые идут в форватере современной российской программы термоядерных исследований.

Работы в области УТС в НИЦ «Курчатовский институт» проводятся на основе Государственной программы совместной деятельности организаций, участвующих в пилотном проекте по созданию Национального исследовательского центра «Курчатовский институт», на 2013–2017 годы, Тематическое направление 3 «Фундаментальные и прикладные исследования в области физики плазмы и токамаков». Техническое перевооружение экспериментальной термоядерной установки Токамак Т-15 осуществляется в рамках федеральной целевой программы «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года».

ТЕОРЕТИЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ И МОДЕЛИРОВАНИЕ

В настоящее время усилия теоретиков направлены на решение вопросов физики плазмы и токамаков, атомных и радиационных процессов, обоснованию проводимых и планируемых экспериментов на токамаках Т-10, Т-15, ИТЭР, обоснованию инновационных проектов ТИН-ГИБРИД, ДЕМО-ТИН. Работы проводятся в тесном контакте с экспериментаторами и инженерами.

Среди работ первого десятилетия 2000-х гг. следует выделить:

- развитие теории и кодов самосогласованного описания низкочастотной турбулентности в термоядерных системах.

- Распространение энергетического метода исследования магнитогидродинамической (МГД) устойчивости плазмы на общий случай тороидальных течений. Нетривиальность метода в использовании цепочки новых интегралов линеаризованного МГД уравнения и выявленной фундаментальной роли асимметричных волн с отрицательной энергией.

- Развитие универсальной двумерной квазиклассической кинетической модели для ридберговского атома в условиях астрофизической и термоядерной плазмы.

- Разработку базовой вычислительной среды, объединяющей численные коды по расчету равновесия со свободной и фиксированной границей плазмы (SPIDER), МГД-устойчивости (KINX) и транс-

портных процессов (ASTRA) в самосогласованном моделировании сценариев разряда ИТЭР.

За последние 5 лет:

- теоретически предсказана возможность подавления радиальных переносов плазмы в токамаках за счёт конечного давления плазмы. При увеличении давления, вплоть до предельного по равновесию, коэффициент радиальной диффузии уменьшается более чем на порядок.

- Выполнены расчеты взаимодействия ультракоротких лазерных импульсов с атомными системами, результаты которых открывают новые возможности исследования атомных систем с помощью ультракоротких лазерных импульсов.

- Создана баллистическая модель проникновения нейтральных частиц в плазму.

- Развита теория статистического описания радиационно-столкновительных процессов с тяжелыми многоэлектронными ионами в плазме.

- Получили развитие обратные задачи в спектроскопических диагностиках термоядерной плазмы; расчетно-теоретическое обоснование томсоновской диагностики немаксвелловской плазмы в токамаках-реакторах.

- Разработаны современные программно-инструментальные комплексы для моделирования плазмозифических явлений, ЭЦИ-излучения в энергобалансе плазмы и проведены исследования влияния профильных эффектов на процессы переноса в плазме при инжекции СВЧ-мощности.

- Проведены важные материаловедческие исследования в токамаках.

- Предложена новая формулировка граничных условий в задаче устойчивости винтовых мод, взаимодействующих с резистивной стенкой вакуумной камеры (Resistive Wall Mode – RWM) в токамаках. Развита метод анализа устойчивости запертых и вращающихся RWM в токамаках. Предсказанное аналитически [2] сильное влияние скин-эффекта на динамику RWM в токамаках убедительно (впервые!) было доказано вычислениями, проведенными с помощью кода CarMa, обладающего уникальной возможностью трехмерного объемного расчета проводящих структур в задачах устойчивости тороидальной плазмы. Полученные результаты доказывают необходимость этого подхода вместо традиционно используемых моделей и кодов с «тонкой стенкой». Данная работа получила высокую оценку в ведущих профильных международных журналах.

- Исследованы глобальные геодезические акустические моды в токамаке (ГАМ).

Особо следует отметить работу В.Л. Вдовина, получившую Первую Главную Премию МАИК «НАУКА/ИНТЕРПЕРИОДИКА» за лучшую статью по геликонной тематике: «Генерация тока геликонами и НГ-волнами в современных токамаках и реакторах ИТЭР и ДЕМО. Сценарии, моделирование и антенны» [3]. В работах [4, 5], являющихся продол-

жением [3], впервые была предложена и обоснована система поддержания тока геликонами в токамаке Т-15. Предложена внеосевая генерация тока геликонами и НГ-волнами в ядре современных токамаков и реакторов ТИН-АТ, ИТЭР и ДЕМО и альфвеновскими волнами в пьедестале плазмы.

ТОКАМАК Т-10

Токамак Т-10 введён в строй в 1975 г. (Токамак круглого сечения с большим радиусом вакуумной камеры $R = 1,5$ м, малым радиусом вакуумной камеры $a = 0,4$ м, с тороидальным полем $B = 4$ Тл и максимальным током разряда $I = 600$ кА). С начала работы и по сей день на нём произведено около 100 000 плазменных разрядов. В 1978 г. на установке Т-10, оснащенной не имеющим аналогов в мире гиротронным комплексом, впервые в мире была достигнута электронная температура $T_e = 10$ кэВ, соответствующая реакторным требованиям.

В настоящее время Т-10 крупнейший действующий российский токамак (и единственный в мире действующий крупный классический токамак), оснащённый уникальным двухчастотным гиротронным комплексом и системой ввода СВЧ-мощности с изменяемыми углами по отношению к направлению магнитного поля. Гиротронная система позволяет наряду с нагревом плазмы проводить эксперименты с генерацией безындукционного тока. Общая мощность СВЧ-комплекса составляет 4,5 МВт, что позволяет получать рекордные величины плотностей вклада СВЧ-мощности ($20\text{—}30$ Вт/см³) (рис. 1, 2). Диагностический комплекс установки включает в себя более двух десятков диагностик. Не смотря на то, что установка работает 40 лет, она не утратила своей научной значимости.



Рисунок 1. Два гиротрона (мощностью 1 МВт каждый), установленные на токамаке Т-10 для ввода СВЧ-мощности в плазму токамака

На установке Т-10 в экспериментах по генерации безындукционного тока на ЭЦ-резонансе получены

режимы с суммарным генерируемым неиндукционным током, сравнимым с полным разрядным током, исследовано влияние профилирования плотности тока на удержание плазмы, получены и исследованы внутренние транспортные барьеры (ВТБ). Продemonстрировано управление устойчивостью крупномасштабных МГД неустойчивостей, таких как неоклассическая тиринг-мода и неустойчивость внутреннего срыва, с помощью хорошо локализованных СВЧ-нагрева и генерации тока. Реализовано удаление ионов примесей из внутренних областей при вкладе СВЧ-мощности в центре плазменного шнура.

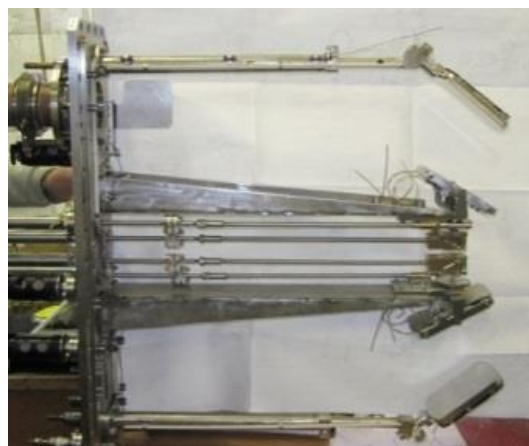


Рисунок 2. Система с изменяемыми поперечным и тороидальным углами ввода СВЧ-мощности на уровне 2-х МВт

В настоящее время осуществляется техническое перевооружение токамака Т-10 с целью дальнейшего её использования для выполнения программы УТС и подготовки специалистов для ИТЭР. В том числе, за последние 5 лет выполнены важные работы по модернизации диагностических и инженерных систем:

- создан уникальный диагностический комплекс на основе инжектирования в плазму пучка тяжелых ионов для исследования геодезических акустических мод (ГАМ): ток пучка был увеличен в 3,5 раза (и достиг величины 75 мкА), плотность тока — в 10 раз (получено 75 мкА/см²) и энергия достигла 300 кэВ. Появилась возможность проводить измерения электрического потенциала по всему сечению шнура и при высокой плотности плазмы;

- изготовлен и успешно испытан инжектор «дейтериевой пыли»;

- установлен дополнительный десятиканальный приёмник электронно-циклотронного излучения плазмы для измерения электронной температуры;

- разработана, изготовлена и опробована мониторирующая спектральная система, позволяющая регистрировать одновременно интенсивность 10 спектральных линий в видимом диапазоне длин волн (рис. 3);



Рисунок 3. Десятиканальная спектральная система

— осуществлён перевод систем регистрации и дистанционного управления рентгеновского спектроанализатора на современную элементную базу;

— проведена модернизация «быстрого» клапана высокого давления, которая позволила в 3 раза сократить задержку между подачей напряжения на клапан и поступлением газа в камеру токамака;

— завершена работа по модернизации системы водоохлаждения токамака и гиротронного комплекса и системы вакуумной откачки наружных и внутренних камер токамака.

— В 2014 г. была успешно проведена технологическая кампания, направленная на подготовку камеры для введения в неё вольфрамо-литиевых диафрагм.

Экспериментальные исследования на токамаке T-10. Среди наиболее результативных за последние годы можно выделить эксперименты 2010 г. по изучению флуктуаций плотности плазмы с помощью корреляционной рефлектометрии. Обнаружено существенное различие (до 6 раз) корреляционных длин со стороны слабого и сильного магнитного поля.

Экспериментальные исследования (2012 г.) процессов переноса в плазме токамака при преимущественном нагреве электронов в широком диапазоне отношений электронной и ионной температур ($T_e/T_i = 1 \div 8$) при уровне поглощенной в плазме СВЧ мощности в 3,3 МВт показали, что в переносе энергии и частиц существенную роль играет турбулентность, «источник» которой находится на стороне слабого магнитного поля.

Проведены эксперименты по перепылению графитовых внутрикамерных элементов в условиях мощного дополнительного СВЧ-нагрева. Полученные данные позволяют решить проблему первого зеркала для ИТЭР.

Проведены экспериментальные исследования по оптимизации фазы пробоя и подъёма тока в токамаке с использованием СВЧ-нагрева. Показана возможность осуществления пробоя газа на 2-й гармонике ЭЦР. Область пробоя расположена вблизи области ЭЦ резонанса.

Проведено исследование нано-структурных характеристик слоистых углеводородных плёнок, образующихся при взаимодействии плазмы с внутренней поверхностью вакуумной камеры токамака T-10.

На токамаке T-10 проведены исследования выноса частиц из центра плазмы после включения центрального ЭЦР-нагрева при двух различных значениях мощности нагрева $P_{EC} \sim 0,55$ МВт и $P_{EC} \sim 1,1$ МВт и фиксированном полном токе плазмы $I_p = 180$ кА, показавшие, что при малой мощности центрального ЭЦР-нагрева вынос частиц из центральной области плазмы осуществляется в основном за счёт возникновения дополнительного конвективного потока частиц, а при большой мощности нагрева — за счёт возникновения дополнительного диффузионного потока частиц.

С использованием 2-х гиротронов (один — с мощностью $P_1 = 1,4$ МВт для генерации тока в направлении тока плазмы на радиусе ≈ 15 см и создающий плоское распределение параметров плазмы (гибридный режим), второй — с $P_2 = 1$ МВт, направленный так, чтобы его мощность поглощалась в центре плазменного шнура), удалось поднять эффективность нагрева и получить прирост температуры в центральной области плазмы $\approx$ в 2 раза (рис. 4, 5). Результаты эксперимента обнадеживают относительно возможности получения в последующих экспериментах ещё более высоких температур, представляющих интерес для термоядерного реактора.

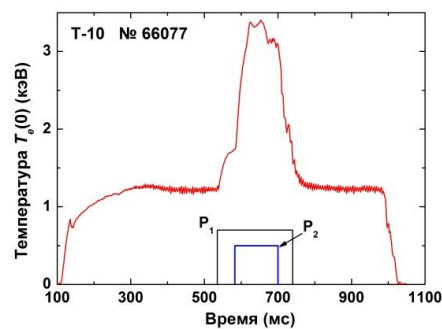


Рисунок 4. Временной ход $T_e(0)$ в отн.ед.
 P_1 и P_2 — время действия и мощность гиротронов

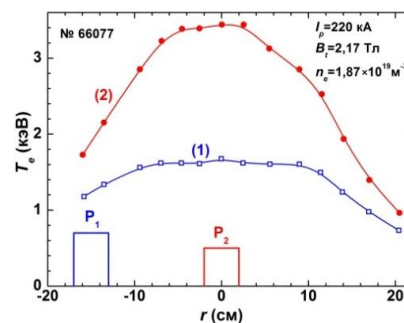


Рисунок 5. Профили $T_e(r)$: 1 — перед включением гиротрона P_1 ; 2 — после включения гиротрона P_2

В 2012 г. на токамаке Т-10 были исследованы геодезические акустические неустойчивости на границе плазмы токамака, а в 2014 г. с помощью корреляционной рефлектометрии (КР) и зондирования пучком тяжёлых ионов (ЗПТИ) проведены исследования колебания потенциала и плотности в диапазоне ГАМ, которые могут подавить турбулентный перенос и улучшить удержание плазмы. Обнаружена высокая корреляция колебаний потенциала и плотности, измеренных ЗПТИ и КР в областях, разнесенных на 90° вдоль тора. Это указывает на глобальный характер ГАМ. Амплитуда и частота ГАМ оказались почти постоянными по сечению плазмы, что также согласуется с теорией глобальных ГАМ. Вместе с тем, в режимах с изменением температуры, например, за счет ЭЦР-нагрева, частота ГАМ f меняется как корень из комбинации электронной T_e и ионной температуры T_i (рис. 6), где T берется в точке, близкой к периферии ($r/a=0,9$).

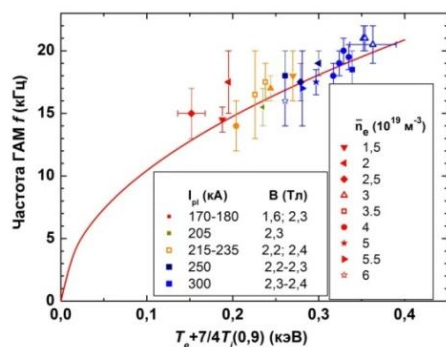


Рисунок 6. Зависимость частоты ГАМ от комбинации T_e и T_i на радиусе $r/a=0,9$, измеренная в широком диапазоне токов I_p , плотностей n_e и магнитных полей B . Сплошная кривая — теоретическая зависимость

СОЗДАНИЕ НАЦИОНАЛЬНОЙ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ ТОКАМАКОВ

Токамак Т-15 появился вследствие неосуществления сверхамбициозного советского проекта токамака Т-20. К 1975 г. в СССР был подготовлен эскизный проект установки реакторного масштаба (Т-20), которую планировалось ввести в строй в 1985 г. и разместить на Государственной испытательной станции термоядерных реакторов (ГИСТР) в г. Соновый Бор недалеко от Ленинградской АЭС. Однако позднее вместо Т-20 и ГИСТР было решено создать около десяти менее амбициозных установок, таких как токамаки Т-15 и ТСП и открытые ловушки ДОЛ и ГОЛ [6, 7]. Одновременно обсуждались проекты демонстрационного (ДЕМО) и опытного (ОТР) термоядерных реакторов.

В 1988 г. был осуществлен физический пуск крупнейшего в мире токамака (малый радиус $a=0,7$ м, большой радиус $R=2,43$ м) со сверхпроводниковой (Nb_3Sn) магнитной системой Т-15 (рис. 7). Было получено номинальное значение величины тороидального поля 3,5 Тл и проведены эксперименты с

током плазмы 800 кА. Тлеющий разряд в вакуумной камере Т-15 показан на рис. 8. В таблице 1 приведены проектные и достигнутые параметры Т-15.

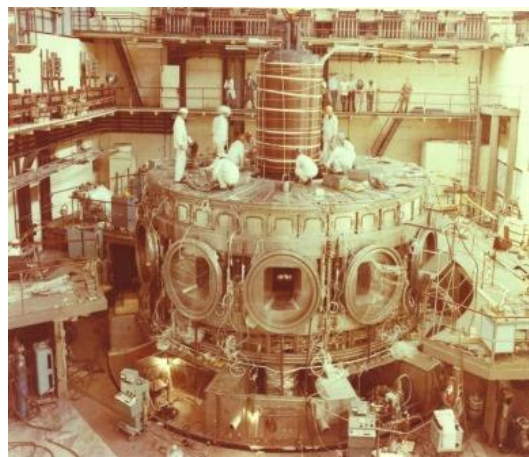


Рисунок 7. Монтаж индуктора токамака Т-15 на штатное место (1987 г.)



Рисунок 8. Тлеющий разряд в камере Т-15 (1995 г.)

Таблица 1

Параметр	Проектные	Достигнутые
Магнитное поле, Т	3,5	3,6
Ток плазмы, МА	1,4	1
Длительность импульса, сек.	5	1,5
NBI, МВт	6	0,6
ECRH, МВт	5	1,5

Вследствие развала СССР, многократного подорожания энергоресурсов и отсутствия финансирования после дефолта 1998 г. проводить крупномасштабные эксперименты с плазмой на установке не удалось.

Ситуация с невозможностью проведения дальнейших работ на Т-15, ситуация с кадрами, устареванием экспериментальной базы обострялась, и на повестку дня встал вопрос модернизации токамака. Какие действия были предприняты? В начале 2000-х гг. был выполнен технический проект модернизации установки (Т-15М) с размерами плазменного шнура «1/4 ИТЭР», вытянутым сечением и диверторной конфигурацией. В августе 2007 г. была сформулиро-

вана и утверждена на заседании Правительства РФ «Концепция овладения энергией термоядерного синтеза в Российской Федерации на период до 2015 года и дальнейшую перспективу». В 2009 г. в ГК «Росатом» по инициативе академика Е.П. Велихова была создана комиссия для анализа состояния и перспектив работ по физике и технологии токамаков в России. В 2010 г. был выпущен Технический проект экспериментальной термоядерной установки Т-15МД и утверждена федеральная целевая программа «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010–2015 годов и на перспективу до 2020 года», в рамках которой началось «Техническое перевооружение экспериментальной термоядерной установки Токамак Т-15». Основные параметры модернизированного токамака Т-15 приведены в таблице 2.

Таблица 2. Основные параметры модернизированного токамака Т-15

Аспектное отношение	2,2
Ток плазмы I_p , МА	2,0
Большой радиус тора R , м	1,48
Вытянутость сечения плазмы k	1,9
Треугольность плазмы δ	0,5
Конфигурация плазмы	SN
Длительность разряда $t_{разр.}$ с	5–10
Тороидальное поле на оси плазмы B_t , Тл	2,0
Запас потока в соленоиде $\Delta\psi_{CS}$, Вб	6
Мощность инжекции нейтралов, МВт	9
Мощность СВЧ-нагрева, МВт	6
Мощность ИЦ-нагрева, МВт	6
Мощность НГ-нагрева, МВт	4

С 2011 г. по настоящее время была выпущена проектная документация и изготовлены все элементы ЭМС и вакуумной камеры. Было приобретено и испытано оборудование высоковакуумной откачки, водяного охлаждения, информационно-управляющей системы, частично оборудование силового электропитания и физических диагностик. Были сооружены Центр управления комплексом, диагностические и технологические помещения (рис. 9).

Сооружена и налажена система водяного охлаждения с производительностью 2000 м³/час по дистиллированной и 1500 м³/час по речной воде. Завершена реконструкция подстанции №110 10/0,4 кВ, проведена наладка контрольно-распределительных устройств 10 кВ. Сооружен компьютерный Центр и проведена наладка основного оборудования. Центральная управляющая система координирует и управляет технологическими и быстрыми проблемно-ориентируемыми подсистемами, имеет ИТЭР-подобную структуру и основана на SchneiderElectric контроллерах, программном обеспечении WonderWare и платформе NI.

До конца 2015 г. планируется провести демонтаж существующей электромагнитной системы Т-15, провести контрольную сборку тороидальной магнитной системы и вакуумные испытания камеры на заводах-изготовителях, осуществить поставку и монтаж технологического оборудования. В планах 2016 г. — сборка модернизированного токамака Т-15, поставка, монтаж и наладка электротехнического оборудования. На 2017 г. намечено: физический пуск — 1 очередь, первые эксперименты с плазмой, ввод системы инжекции нейтральных атомов. На 2018 г. — ввод системы СВЧ-нагрева; ввод системы ВЧ-нагрева (2019 г.); ввод системы нижнегибридного нагрева (НГ) и поддержания тока, физический пуск — 2 оч. (2020 г.).

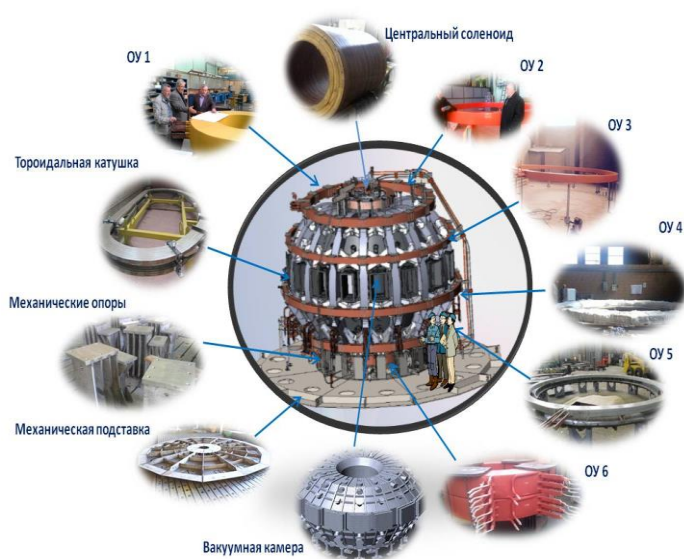


Рисунок 9. Модернизированный Токамак Т-15 с изготовленными элементами электромагнитной системы и вакуумной камеры (слева), центральный соленоид на заводе-изготовителе ООО «НПО «ГКМП» (г. Брянск) (справа)

Стенд ИРЕК. Ионные источники ИВИС и СТИС-1. Разработка системы дополнительного нагрева, включающая создание абсолютно новых ионных источников, продолжающаяся в течение 5 лет, на этапе 2014 г. завершилась выполнением НИОКР по разработке и исследования мощных (2 МВт и 4,5 МВт) стационарных ионных источников СТИС-1С и СТИС-2 для инжекторов установки Т-15. Был изготовлен и успешно испытан головной образец серийного стационарного ионного источника СТИС-1С (рис. 10 а, б), с мощностью ионного пучка 2 МВт и длительностью импульса 5 с. В СТИС-1С установлена трёх-электродная ионно-оптическая система (ИОС) с медными электродами с принудительным охлаждением.

Разработана КД для изготовления экспериментального образца стационарного ионного источника (пучка водородных ионов) СТИС-2 с повышенной до 75 кэВ энергией и удвоенным по сравнению со СТИС-1 током пучка (60 А). Источники СТИС-2 должны в будущем заменять по 2 источника СТИС-1С в инжекторах Т-15. Концепция размещения источника внутри вакуумного корпуса источника (ВКИ), аналогичная инжектору ИТЭР.



Рисунок 10 (а). Вид головного образца серийного стационарного ионного источника СТИС-1С



Рисунок 10 (б). Газоразрядная камера ионного источника СТИС-1С в сборе

ПРОЕКТ ИТЭР

В 1985 г. СССР выступил инициатором международного проекта термоядерного экспериментального токамака-реактора ИТЭР — крупнейшего современного научно-технического проекта, нацеленного на демонстрацию технической осуществимости термоядерной энергетики. В нём реализуются многие идеи советских ученых, прежде всего Курчатовского института, заложенные в конструкцию отечественных (а затем и зарубежных) токамаков: идеи вытянутого сечения, диверторного устройства, бланкета, ВЧ-нагрева плазмы с применением мощных гиротронов и другие. Основные задачи ИТЭР — набор научной информации и проведение ядерно-технологических испытаний в обоснование проектирования первой опытной термоядерной электростанции — ДЕМО [6, 7]. Окончательный вариант реактора рассчитан на получение DT плазмы с $P_{fus} = 400 — 500$ МВт и $Q \geq 10$ в индуктивном режиме длительностью ~500 с и исследование возможности режимов с $Q > 30$, эксперименты с безындукционным поддержанием тока в квазистационарном режиме с длительностью 3000 с при $Q \geq 5$. В настоящее время идёт сооружение реактора ИТЭР в Кадараше (Франция). С самого начала проект ИТЭР развивался на основе тесного международного сотрудничества. В работах по проекту участвуют ЕС, Россия, США, Япония, Китай, Южная Корея и Индия, получая уникальный опыт совместных исследований с привлечением крупных промышленных компаний, создания новых производств, новейшие технологий и материалов. В России основными организациями, участвующими в работах по программе ИТЭР являются НИИЭА им. Д.В. Ефремова, НИЦ «Курчатовский институт», НИКИЭТ и ВНИИНМ им. А.А. Бочвара, ЧП «Проектный центр ИТЭР». НИЦ «Курчатовский институт» является головной организацией, отвечающей за физические исследования по программе ИТЭР.

В проекте ИТЭР Россия имеет ряд обязательств по разработке и поставкам диагностического и экспериментального оборудования и широкий круг расчетно-теоретических исследований в обоснование проекта. В 1990-е годы Курчатовский институт принимал активное и непосредственное участие в разработке технического проекта ИТЭР и расчетно-теоретических работах по физике плазмы ИТЭР.

В настоящее время в нашем институте проводится разработка диагностического оборудования (рефлектометрия со стороны сильного магнитного поля, спектроскопия водородных линий и примесей (СВЛ), лазерная индуцированная флуоресценция (ЛИФ), испытания прототипов гиротронов ИТЭР и расчетно-теоретические исследования по оптимизации плазмозадающих параметров реактора ИТЭР. Основные достижения состоят в разработке и апробации методик измерений и успешных тестах прототипов аппаратуры для указанных диагностик. Результаты НИОКР применяются на действующем то-

камаке Т-10 и могут быть использованы для подготовки диагностик плазмы новых отечественных термоядерных установок. Конечные цели расчетно-теоретических исследований состоят в уточнении программы будущих экспериментальных исследований на реакторе ИТЭР, а также повышении эффективности этих исследований благодаря созданию плазменных симуляторов, предназначенных для подробного предварительного математического моделирования всех режимов работы реактора. Создание уникального, не имеющего аналогов в мире, стенда по испытанию гиротронов, поставляемых Россией на ИТЭР и проведение его испытаний свидетельствуют об успешном развитии отечественных технологий, опережающих аналогичные зарубежные.

МЕГАПРОЕКТ «ИГНИТОР»

Идея создания токамака, демонстрирующего возможность зажигания термоядерной реакции в плотной плазме исключительно за счёт омического нагрева была высказана известным итальянским физиком Бруно Коппи как астрофизический эксперимент, связанный с моделированием поверхностных термоядерных реакций на звёздах, ещё в 1990-е гг. [8]. В 2010 г. эта идея получила понимание и поддержку на высоком уровне и была предложена термоядерному сообществу России и Италии для реализации. Подготовленное сотрудниками НИЦ «Курчатовский институт» соответствующее предложение получило одобрение, и в начале 2012 г. российско-итальянский проект сооружения токамака со сверхсильным магнитным полем и омическим нагревом плазмы «ИГНИТОР» был утверждён как один из приоритетных международных мегапроектов в РФ. С российской стороны в данном проекте участвуют ГК «Росатом» и НИЦ «Курчатовский институт». Проект нацелен на демонстрацию зажигания термоядерных реакций в плотной плазме токамака и создание мощных нейтронных источников и является принципиальным шагом на пути создания токамаков с высоким удельным термоядерным энерговыделением за счёт омического нагрева плазмы. Преимуществом токамаков такого типа является отсутствие сложных и дорогих систем дополнительного нагрева плазмы, что существенно снижает стоимость и повышает надёжность реактора.

Предполагается, что токамак «ИГНИТОР» будет изготовлен в Италии. Для размещения токамака ИГНИТОР Российская Сторона предложила площадку ТРИНИТИ, г. Троицк (теперь это территория «большой» Москвы). С точки зрения заявленных технических требований к ИГНИТОРу, комплекс «Токамак с сильным магнитным полем (ТСП)» с его энергетической, экспериментальной базой и инфраструктурой ТРИНИТИ в наибольшей степени удовлетворяет начальным условиям для цели реализации Проекта.

В настоящее время идет активная совместная российско-итальянская работа по продвижению про-

екта, получившего политическую поддержку руководства обеих стран.

ИННОВАЦИОННЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ СОЗДАНИЯ ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ БУДУЩЕГО НА ОСНОВЕ КОНЦЕПЦИИ ГИБРИДНЫХ СИСТЕМ «СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ»

«Мы находимся сейчас в такой стадии развития, когда надо пересмотреть базовые идеи ядерной энергетики в принципиальном, системном плане. Сегодня мы планируем развивать новое поколение гибридных ядерных энергетических систем, так называемую зеленую ядерную энергетику».

Е.П. Велихов. Из интервью газете «Известия»
от 12 февраля 2015 г.

Теоретические разработки гибридных систем в УТС известны еще по 1970-х гг., однако дальнейшие исследования и разработки были прекращены вследствие опасений распространения наработанного ядерного топлива [9]. В нашем институте работы возобновились в 2012 г., когда были проведены исследования потенциальных возможностей наработки ядерного топлива с использованием ТИН и определения места в глобальной энергетике термоядерных источников нейтронов как наработчиков ядерного топлива [10].

В июне 2013 г. по инициативе Е.П. Велихова была создана рабочая группа по разработке гибридной программы. Цель — сформулировать концепцию энергетически значимой установки со сроками сооружения до 2030 г. и в короткое время подготовить документы для представления в Правительство РФ. В поддержку концепции были начаты работы по техническому проектированию установки Демонстрационного термоядерного источника нейтронов ДЕМО-ТИН. Рабочей группой были рассмотрены применения гибридных систем, такие как: наработчик топлива с подавленным делением и непрерывной переработкой жидкосолевой (ЖС) смеси; трансмутатор на основе ЖС-технологий с выработкой электроэнергии; подкритическая электростанция на U-238 или Th-232 с ЖС-теплоносителем [10].

В 2014 г. в НИЦ «Курчатовский институт» совместно с ГК «Росатом» и Минобрнауки началась разработка программы создания Опытно-промышленной гибридной установки (ОПГУ) на основе токамака, нацеленной на ускоренное развитие и широкое внедрение в глобальную энергетику чистого (без углеродных выбросов) способа производства электроэнергии с использованием ядерных и термоядерных реакций.

Реализация программы позволит за счет создания гибридных реакторов совместно с ядерными реакторами на тепловых и быстрых нейтронах вовлечь в ядерный топливный цикл сырьевые изотопы урана и тория с максимальными прогнозируемыми темпами; снизить радиотоксичность замкнутого ядерного топливного цикла на три порядка; создать научный и технологический потенциал замещения углеводо-

родной энергетики экологически чистой ядерной энергетикой в XXI века; создать первую Промышленную термоядерную электростанцию (ПТЭ) к 2050 году; укрепить энергетическую безопасность России и повысить экспортный потенциал ГК «Росатом».

В 2013—2014 гг. разработан технический проект токамака ДЕМО-ТИН [11] Предложено размещение установки на площадке Филиала НИФХИ им. Л.Я. Карпова в Обнинске.

В системе атомной энергетике с гибридными термоядерными установками и тепловыми реакторами доля гибридов будет составлять менее 10%. В системе атомной энергетике с тепловыми и эффективными быстрыми реакторами доля последних будет более 70%. Таким образом, устойчивость работы ядерной энергетической системы с реакторами деления и термоядерными гибридными установками будет выше. Термоядерные гибридные установки могут быть размещены в международных центрах топливного цикла и обеспечивать ядерным топливом всех потребителей на коммерческой основе.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Мегапроект ИТЭР является в настоящее время самым крупномасштабным международным проектом сооружения термоядерного реактора, целью которого является демонстрация зажигания термоядерной реакции, создающего базу для следующего

шага — демонстрационного реактора ДЭМО. Перевооружение инженерных и технологических систем токамака Т-15 позволит России иметь национальную современную экспериментальную установку с вытянутым сечением и дивертором и проводить широкий диапазон актуальных исследований в поддержку ИТЭР и источника термоядерных нейтронов (ТИН) для гибридного реактора. Экспериментальные работы на токамаке Т-10 направлены на изучение режимов улучшенного удержания плазмы в условиях мощного СВЧ нагрева, на отработку диагностик для модернизированного токамака Т-15. Важное место в работах на токамаке Т-10 занимают исследования по развитию диагностик ИТЭР и, прежде всего, рефлектометрии со стороны высокого поля, CXRS диагностики и Н-альфа диагностики. Курчатовским институтом предложена стратегия исследований и программа развития гибридных систем «синтез-деление» в России на основе токамаков и жидкосоловых ядерных технологий, открывающая новые возможности для энергетики XXI века в решении сложнейшей проблемы переработки и утилизации долгоживущих радиоактивных отходов. Достигнут прогресс в продвижении российско-итальянского проекта сооружения токамака ИГНИТОР. Это будет компактный токамак с высоким удельным термоядерным энерговыделением только за счет омического нагрева плазмы.

ЛИТЕРАТУРА

1. Физика плазмы и проблема управляемых термоядерных реакций (Отв. ред. М.А. Леонтович, в 4-х томах. М.: изд-во АН СССР, 1958 г.
2. V.D. Pustovitov. Thick-wall effects on the rotational stabilization of resistive wall modes in tokamaks. — Nuclear Fusion, 2013, vol. 53, p. 033001.
3. В.Л. Вдовин. Генерация тока геликонами и НГ-волнами в современных токамаках и реакторах ИТЭР и ДЕМО. Сценарии, моделирование и антенны. — Физика плазмы, 2013, т. 39, № 2, с. 115—140. (в англ. версии журнала: V.L. Vdovin. Current generation by helicons and lower hybrid waves in modern tokamaks and reactors iter and demo. Scenarios, modeling and antennae. — Plasma Physics Reports, 2013, vol. 39, № 2, p. 95—119).
4. В.Л. Вдовин, Э.А. Азизов, А.Красильников, А. Трибендис, Г. Куркин. «Система поддержания тока геликонами в токамаке Т-15». 25-я конференция МАГАТЭ по термоядерному синтезу, Россия, г. Санкт-Петербург, 13-18 октября 2014 г. (<http://www-pub.iaea.org/iaeaemeetings/46091/25thFEC-2014>).
5. В.Л. Вдовин. «Внеосевая генерация тока геликонами и НГ-волнами в ядре современных токамаков и реакторов ТИН-АТ, ИТЭР, ДЕМО и альфеновскими волнами в пьедестале плазмы. Сценарии, моделирование и антенны». Там же.
6. Л.Г. Голубчиков. ИТЭР. Решающий шаг. — Под ред. В.А. Курнаева. М.: МИФИ, 2004. 148 с.
7. Э.А. Азизов. Токамаки от А.Д. Сахарова до наших дней (60 лет токамакам). — УФН, 182, с. 202 (2012).
8. B. Coppi, M. Nassi, L. Sugiyama, Physica Scripta 45 (2), 112 (1992), Invited paper at the 1991 IAEA Conference on Aloha-Particle Physics, Goteborg Sweden (June 10—14, 1991).
9. Велихов Е., Глухих В., Гурьев В., Кадомцев Б., Колбасов Б., и др. «Гибридный термоядерный реактор-токамак для производства делящегося топлива и электроэнергии. — Атомная энергия, 1978, т.45, вып. 1, с. 3—9.
10. Э. Азизов, П. Алексеев, Е. Велихов, М. Гуревич, С. Субботин, А. Шимкевич. Зеленая ядерная энергетика. — В мире науки, 2012, №9.
11. Б.В. Кутеев, Э.А. Азизов, П.Н. Алексеев и др. АД. «Разработка токамака ДЕМО-ТИН для термоядерных и гибридных технологий».
12. E.P. Velikhov, Keynote lecture O/3 at 25thIAEA Int. Conf. on Fusion Energy St Petersburg 2014.
13. B.N. Kolbasov, L. El-Guebaly, V.I. Khripunov, Y. Someya, K. Tobita, M. Zucchetti. Some technological problems of fusion materials management. Fusion Engineering and Design. 2014. V. 89 (9—10). pp. 2013—2017. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2014.01.044
14. Б.Н. Колбасов. Максимальная проектная авария термоядерного источника нейтронов ДЕМО-ТИН. — Вопросы атомной науки и техники, сер. Термоядерный синтез, т. 37, вып. 3, 2014, с. 31-37, Электронная версия: http://vant.iterru.ru/vant_2014_3/3.pdf.

«КУРЧАТОВ ИНСТИТУТЫ» ҒЗО УТС САЛАСЫНДА ЖҰМЫСТАРДЫҢ ҚАЗІРГІ ЖАҒДАЙЫ

Азизов Э.А., Кузнецова Л.К., Трубников А.С., Хвостенко П.П.

*123182 Ресей, Мәскеу, Курчатов академиясінің ал. 1 үй,
«Курчатов институты» Ұлттық ғылыми орталығы*

Қазіргі уақытта УТС саласында «Курчатов институты» ҒЗО жүргізілетін жұмыстар ұсынылды атап айтқанда: есеп айыратын-теориялық жұмыстар, тәжірибелік – Т-15 токамагын жаңарту бағытын алатын Т-10 токамагында, ИТЭР халықаралық термоядролық тәжірибелік реакторын қолдау жұмыстары, токамак негізінде термоядролық нейтрондар көздерін (ТНК) жетілдіру. Токамақтың тығыз плазмасында термоядролық реакцияларды оятуын көрсетуге мақсатталған ИГНИТОР жобасы ұсынылды. Т-10 тәжірибелік жұмыстар Т-15 пен ИТЭР арналған диагностиктерін өңдеу және қуатты ЖЖЖ-қыздыру жағдайларында плазманы жетілдіріп ұстап қалу режимдерін зерттеуге бағытталды. Т-15 токамагінің инженерлік және технологиялық жүйелерінің қайта құралдануы Ресейге созылған қимасымен және диверторымен инновациялық тәжірибелік қондырғыны құруға және ИТЭР және ТНК қолдауға актуальдық зерттеулердің кең диапазоныны жүргізуге рұқсат береді. Курчатов институтымен ұзақ өмірлі радиоактивтік қалдықтарды қайта өңдеу және жоюдың күрделі мәселелерін шешуде ХХІ ғасырдың энергетигі үшін жаңа мүмкіндіктерін ашатын, сұйық тұзды ядролық технологиялардың және токамактардың негізінде Ресейде «синтез-бөліну» будан жүйелерін дамыту бағдарламасы мен зерттеу стратегиясы ұсынылды.

CURRENT STATE OF WORK IN THE FIELD OF CONTROLLED FUSION AREA AT THE NRC “KURCHATOV INSTITUTE”

E.A. Azizov, L.K. Kuznetsova, A.S. Trubnikov, P.P. Khvostenko

*National Research Center “Kurchatov Institute”
1, Kurchatov sq., Moscow 123182, Russia*

The works, that are currently held at the NRC "Kurchatov Institute" in the field of nuclear fusion consist of: theoretical work, experimental — on T-10 tokamak, T-15 tokamak further proceeding modernization, work in support of the international fusion experimental reactor ITER, the development of fusion neutron source (FNS) based on the tokamak. The suggested IGNITOR project is to demonstrate the ignition of fusion reactions in dense tokamak plasma. T-10 experimental work is aimed at the study of improved plasma confinement modes in a high-power microwave heating and tests of the diagnostics for the T-15 and ITER. Rearmament of engineering and technological systems of the T-15 tokamak will allow Russia to create an innovative experimental setup with the extended section and the diverter and to conduct a wide range of relevant researches in support of ITER and FNS. The Kurchatov Institute proposed research strategy and development program of hybrid systems “synthesis division” in Russia based on tokamaks and molten-salt nuclear technology, that would open new possibilities for the XXI century energetics in solving complicated problems of processing and disposal of long-lived radioactive waste.

УДК 621.3.038.8

РАЗРАБОТКА СХЕМЫ ЭКСПЕРИМЕНТА ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ЯДЕРНО-ВОЗБУЖДАЕМОЙ ЛЮМИНЕСЦЕНЦИИ ГАЗОВЫХ СРЕД

¹⁾ Гордиенко Ю.Н., ¹⁾ Батырбеков Э.Г., ¹⁾ Понкратов Ю.В., ²⁾ Хасенов М.У.,
¹⁾ Барсуков Н.И., ¹⁾ Кульсартов Т.В., ¹⁾ Заурбекова Ж.А., ¹⁾ Тулубаев Е.Ю.

¹⁾ РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», г. Курчатов, Казахстан
²⁾ ЧУ «National Laboratory Astana», г. Астана, Казахстан

В данной работе приведено описание разработки схемы эксперимента по исследованию ядерно-возбуждаемой люминесценции газовых сред в условиях работы стационарного ядерного реактора ИВГ.1М и описание экспериментального стенда и облучательного ампульного устройства, используемых в этих экспериментах.

ВВЕДЕНИЕ

Спектральные исследования оптического излучения ядерно-возбуждаемой плазмы представляют интерес для решения задач связанных с поиском рабочих газовых сред с высокой эффективностью преобразования энергии ядерных реакций в энергию лазерного или спонтанного излучения. Такие среды могут применяться для вывода энергии из ядерного и термоядерного реакторов в виде оптического излучения, а также для контроля и регулирования параметров реакторов.

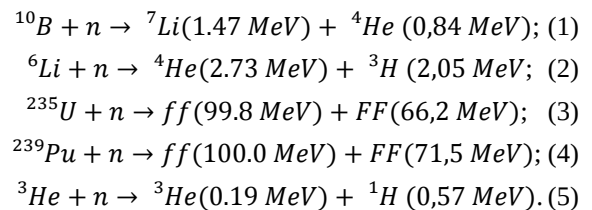
Несмотря на то, что изучение оптических характеристик газовых сред (на основе инертных газов и их смесей), возбуждаемых ионизирующими излучениями, началось более 50 лет назад, исследования в этом направлении нельзя считать завершенными.

В Филиале ИАЭ НЯЦ РК на реакторе ИВГ.1М (Курчатов, Казахстан) в настоящее время проводятся работы по исследованию спектрально-люминесцентных характеристик ядерно-возбуждаемой плазмы, образованной продуктами ядерных реакций, с целью отбора газовых смесей с высоким коэффициентом преобразования ядерной энергии в оптическое излучение. Для проведения реакторных экспериментов по исследованию люминесцентных характеристик газовых сред, возбуждаемых ионизирующим излучением, была разработана схема проведения реакторных экспериментов и конструкция облучательного ампульного устройства, используемого в этих экспериментах.

1. РАЗРАБОТКА СХЕМЫ РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ЛЮМИНЕСЦЕНЦИИ ГАЗОВЫХ СМЕСЕЙ

1.1. Способы и источники возбуждения газов продуктами ядерных реакций

В экспериментах по исследованию оптического излучения ядерно-возбуждаемой плазмы, проводимых на реакторах, непосредственное возбуждение активных газовых сред осуществляется, как правило, не с помощью нейтронного излучения, а при использовании продуктов экзотермических ядерных реакций, протекающих при взаимодействии тепловых нейтронов с ядрами ^{10}B , ^6Li , ^{235}U , ^{239}Pu , ^3He [1, 2].



Сечение этих реакций для тепловых нейтронов составляют: 4010 барн (^{10}B), 945 барн (^6Li), 582.9 барн, (^{235}U), 742 барн (^{239}Pu), 5400 барн (^3He) [3].

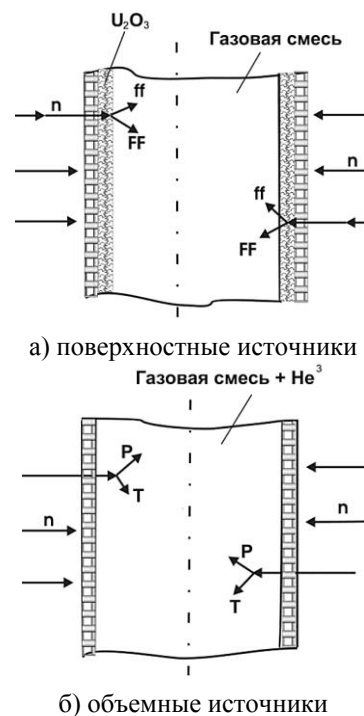


Рисунок 1. Способы возбуждения газовых сред

Для эффективного возбуждения газовой среды необходимо, чтобы изотопы, взаимодействующие с нейтронами, находились в непосредственном контакте с газовой средой. Существуют два возможных способа использования энергии ядерных реакций для ионизации и возбуждения плазмы (рисунок 1): использование поверхностных источников заряженных частиц (внутренняя поверхность рабочей каме-

ры покрывается тонким слоем изотопа ^{10}B , ^6Li , ^{235}U или его соединения ($^{235}\text{UO}_2$, $^{235}\text{U}_3\text{O}_8$); либо использование объемных источников заряженных частиц (газообразный изотоп или его соединение ^3He , $^{235}\text{UF}_6$, $^{10}\text{BF}_3$ входят в состав рабочей смеси).

Для ионизации и возбуждения газовых сред в экспериментах, проводимых на стационарном реакторе ИВГ.1М была выбрана практически не использовавшаяся ранее реакция $^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$. При этом для возбуждения газовой среды был выбран поверхностный способ использования заряженных частиц.

1.2. Схема реакторных экспериментов по исследованию люминесценции газовых смесей

Спектральное исследование оптического излучения газовых смесей, возбуждаемых продуктами ядерных реакций, имеет определенную особенность (в отличие от многих других работ по облучению материалов на реакторах): измерения должны проводиться в условиях работы реактора на мощности. Трудности, связанные с этим, заключаются в обеспечении биологической защиты при минимальных потерях светового излучения и в сложностях регистрации спектра в условиях ядерного реактора. Первая трудность разрешима с помощью выбора определенной конструкции экспериментальной установки и ампульного устройства, вторую позволяет решить фотоэлектрический метод регистрации оптического излучения.

Требования к системе регистрации спектров люминесценции

Система регистрации спектров люминесценции газовых смесей должна состоять из следующих комплектующих: коллиматор – линза для сбора и фокусировки света на вход световода; гибкий световод; спектральный прибор – спектрометр или монохроматор. Во многих случаях достаточно разрешающей силы современных компактных спектрометров с регистрацией спектра на CCD-матрицу. В таблице 1 приведены параметры оптических спектрометров, которые могут быть использованы в экспериментах по исследованию спектров люминесценции газовых смесей.

В ряде задач (спектры инертных газов в ближней ИК-области), для надежной идентификации линий, разрешения близко лежащих линий необходимо использовать монохроматор со спектральным разрешением в доли нанометра. Для надежной регистра-

ции спектра люминесценции из активной зоны реактора, включая слабые линии, необходима фотоэлектрическая регистрация света.

Такая система регистрации может быть создана на базе монохроматора МДР-204 и системы детектирования с ФЭУ R928 (область чувствительности от 185 нм до 900 нм) и R5108 (область чувствительности от 400 нм до 1200 нм).

Учитывая специфические особенности проведения реакторных экспериментов и требования, предъявляемые к системе регистрации, была разработана схема реакторного эксперимента по исследованию спектрально-люминесцентных характеристик газовых сред, возбуждаемых продуктами ядерной реакции $^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$, рисунок 2.

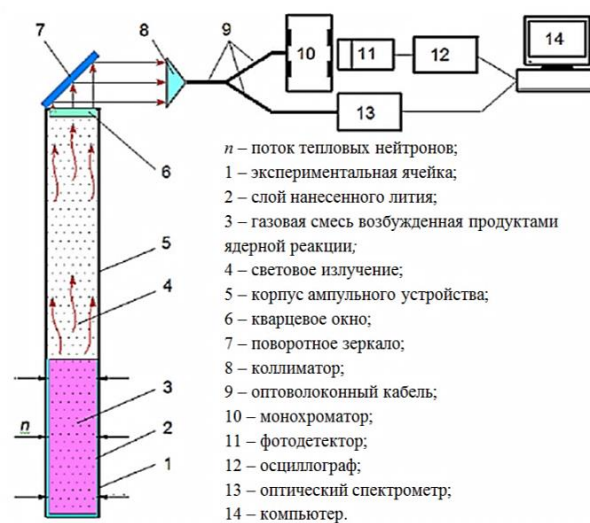


Рисунок 2. Схема эксперимента по исследованию спектрально-люминесцентных характеристик газовых сред, возбуждаемых продуктами ядерной реакции $^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$

Световое излучение (4) из ампулы, возникающее в результате возбуждения исследуемой газовой смеси продуктами ядерной реакции, выводится из ампулы через кварцевое окно (6) и, отражаясь поворотным зеркалом (7) попадает на фокусирующую линзу (8). Далее по оптоволоконному кабелю (9) свет попадает на вход оптического спектрометра (13) и входную щель монохроматора (10) с ФЭУ (11), работающим в режиме счета фотонов. Полученный с помощью оптического спектрометра спектр люминесценции записывается на компьютер (14).

Таблица 1. Компактные спектрометры, подготовленные для экспериментов по проекту

Модель	Спектральная область (нм)	Разрешение	Ширина щели (мкм)	Время интегрирования
USB2000+VIS-NIR	от 349 до 1026	1,5 нм	25	от 1 мс до 20 с
HR4000CG-UV-NIR	от 200 до 1100	0,75 нм	5	от 4 мс до 20 с
QE Pro-abs	от 199 до 974	-	10	от 8 мс до 15 минут (с системой термоэлектрического охлаждения матрицы)

2. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОРУДОВАНИЕ И МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

2.1. Источник нейтронного потока

В качестве источника нейтронного потока для осуществления ядерных реакций и возбуждения газовых смесей в экспериментах по исследованию спектров люминесценции активных газовых сред, будет, использоваться стационарный ядерный реактор ИВГ.1М.

Реактор ИВГ.1М – исследовательский водо-водяной гетерогенный корпусного типа ядерный реактор на тепловых нейтронах с легководными замедлителем и теплоносителем и бериллиевым отражателем нейтронов.

Технические параметры реактора ИВГ.1М следующие:

- тепловая мощность 10 МВт;
- эффективный размер активной зоны 548 мм;
- высота активной зоны 800 мм;
- содержание урана-235 в активной зоне 4,6 кг;
- плотность потока тепловых нейтронов в центре экспериментального канала $3,5 \cdot 10^{14}$ н/см²·с.

Значение потока нейтронов на мощности реактора ИВГ.1М 6 МВт приведено в таблице 2.

Таблица 2. Поток нейтронов в центре активной зоны реактора ИВГ.1М при работе на мощности 6 МВт

Энергетическая группа	от 0 до 0,67 эВ	от 0,67 до 0,1·10 ⁶ эВ	от 0,1 до 10 МэВ	Интегральный поток
Нейтронный поток, 1/(см ² ·с)	0,87·10 ¹⁴	0,42·10 ¹⁴	0,22·10 ¹⁴	1,5·10 ¹⁴

2.2. Экспериментальный стенд

Реакторные эксперименты по исследованию спектрально-люминесцентных характеристик газо-

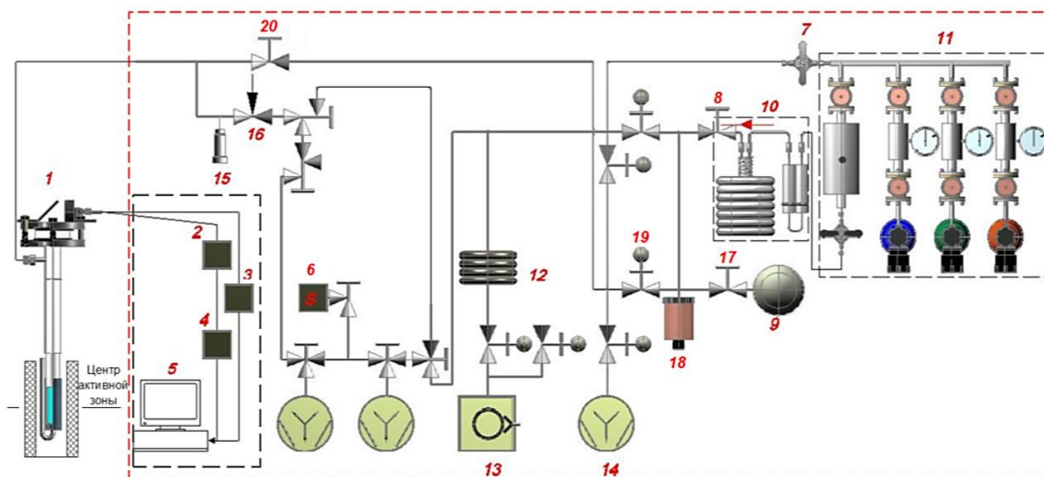
вых сред, возбуждаемых продуктами ядерных реакций, будут проводиться на экспериментальном стенде ЛИАНА, размещенном на реакторе ИВГ.1М. Принципиальная схема экспериментального стенда представлена на рисунке 3.

Экспериментальный стенд ЛИАНА, функционально состоит из ампульного устройства с экспериментальной ячейкой, содержащей исследуемую смесь газов и рабочего блока (на рисунке 3 он выделен красной пунктирной линией). В свою очередь рабочий блок состоит из вакуумной системы, системы напуска исследуемых газов в объем экспериментальной ячейки ампульного устройства и информационно-измерительного комплекса. Подробное описание экспериментального стенда приведено в работе [4].

Серыми пунктирными линиями на принципиальной схеме выделены блоки, которые были специально разработаны для проведения реакторных экспериментов по исследованию люминесцентных характеристик газовых сред возбуждении продуктами ядерной реакции.

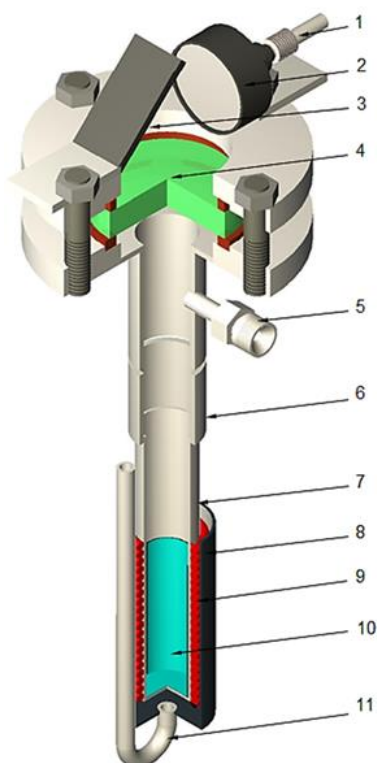
Ампульное устройство разрабатывалось исходя из задач исследования и характера технического обслуживания, связанного с этими задачами.

Для проведения реакторных экспериментов по схеме, представленной на рисунке 2, было разработано ампульное устройство с поверхностным источником заряженных частиц (см. рисунок 4). В качестве источника заряженных частиц в данном ампульном устройстве используется природный литий, нанесенный тонким слоем на внутренние стенки экспериментальной ячейки ампульного устройства (природный состав изотопов лития: ⁶Li (7,5%) + ⁷Li (92,5%)).



- 1 – экспериментальное ампульное устройство; 2 – монохроматор с ФЭУ; 3 – оптический спектрометр; 4 – цифровой осциллограф; 5 – компьютер IBM PC; 6 – масс-спектрометр; 7, 8, 10, 11 – ручные вакуумные вентили; 9 – накопительная емкость; 12 – система очистки смеси газов; 13 – система подготовки смеси газов; 14 – азотная ловушка для фор насоса; 15 – форвакуумный насос; 16 – высоковакуумные насосы; 17 – датчик давления; 18 – регулятор расхода газа (натекатель); 19 – вакуумметр ВДГ-1; 20 – механический вакуумный вентиль

Рисунок 3. Схема экспериментов по изучению спектрально-люминесцентных характеристик газовых смесей



1 – оптоволоконный световод; 2 – коллиматор; 3 – поворотное зеркало; 4 – кварцевое окно; 5 – тракт откачки и подачи смеси газов; 6 – корпус ампульного устройства; 7 – корпус экспериментальной ячейки; 8 – кожух охлаждения; 9 – нагреватель; 10 – тонкий слой делящегося материала (литий); 11 – тракт охлаждения

Рисунок 4. Реакторное ампульное устройство с поверхностным источником заряженных частиц

Разработанное ампульное устройство включает в себя: экспериментальную ячейку, на внутренние стенки которой нанесен тонкий слой лития; омический нагреватель (провод КТМС ХК), предназначенный для нагрева стенок экспериментальной ячейки; термопар для контроля и регистрации температуры корпуса ампульного устройства; устройство газового охлаждения в виде одетого на экспериментальную ячейку кожуха охлаждения (для поддержания исследуемой температуры корпуса экспериментальной ячейки при проведении реакторных экспериментов).

Ниже представлены технические характеристики ампульного устройства:

- материал корпуса ампульного устройства и экспериментальной ячейки нержавеющая сталь 12Х18Н10Т;
- габаритные размеры ампульного устройства:
 - длина 2300 мм;
 - диаметр не более 40 мм;
- габаритные размеры экспериментальной ячейки:
 - длина 200 мм;
 - диаметр 20 мм;
- делящийся материал природный литий (${}^6\text{Li}$ (7,5%) + ${}^7\text{Li}$ (92,5%));
- толщина слоя лития 50 мкм;

- исследуемые газы и газовые смеси на их основе He, Ar, Ne, Kr, Xe;
- исследуемое давление газов в объеме ампульного устройства от 0,05 до 1 атм;
- вывод светового сигнала через кварцевое окошко, вмонтированное во фланец;
- мощность электрического нагревателя от 400 Вт;
- максимальный расход газа в системе охлаждения 60 г/с;
- термопары хромель-алюмель (ХА).

2.3. Методика проведения экспериментов

Учитывая технологические особенности исследовательского реактора ИВГ.1М и экспериментального стенда ЛИАНА, была разработана методика проведения реакторных экспериментов по исследованию спектрально-люминесцентных характеристик газовых сред возбуждаемых продуктами ядерной реакции ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$, которая заключается в следующем:

- ампульное устройство загружается в экспериментальный канал реактора ИВГ.1М таким образом, чтобы экспериментальная ячейка размещалась на уровне центра активной зоны реактора;

- далее проводится оценка внесенного ампулой изменения реактивности реактора, после чего ампула подсоединяется к вакуумной системе экспериментального стенда ЛИАНА и проводятся все необходимые технологические процедуры по подготовке загруженного облучательного ампульного устройства и стенда ЛИАНА к проведению реакторных экспериментов;

- затем, перед выходом реактора на заданный уровень мощности, предварительно подготовленная исследуемая смесь газов, набранная в накопительной емкости (9) (рисунок 3) с помощью системы напуска подается в объем ампульного устройства до заданного давления;

- после этого реактор выводится на заданный уровень мощности и проводятся измерения светового потока. Световое излучение, возникающее в результате возбуждения исследуемой газовой смеси продуктами ядерных реакций под воздействием нейтронного потока, выводится из ампулы через кварцевое стекло и с помощью коллиматора и оптоволоконного кабеля (с двумя световыми каналами) подается на вход оптического спектрометра (по одному каналу оптоволоконного кабеля) и на входную щель монохроматора с ФЭУ, работающем в режиме счета фотонов (по другому каналу);

- далее, после записи спектров люминесценции на заданном стационарном уровне мощности реактора, реактор ИВГ.1М выводится на следующий стационарный уровень мощности и проводятся следующие измерения светового потока;

- после измерения спектров люминесценции газовых смесей на всех исследуемых стационарных уровнях мощностей реактора проводится плановый останов реактора.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В настоящей работе представлено описание основных этапов разработки схемы экспериментов по исследованию ядерно-возбуждаемой люминесценции газовых сред.

Опыт эксплуатации экспериментального стенда показал, что технические характеристики стенда ЛИАНА и его модернизации без нарушения работоспособности его основных систем, позволяют использовать стенд в экспериментах по исследованию спектров оптического излучения в условиях работы стационарного ядерного реактора ИВГ.1М.

ЛИТЕРАТУРА

1. Миськевич А.И. Прямое преобразование ядерной энергии в световое и лазерное излучение: Учебное пособие. М.: НИЯУ МИФИ, 2011. – 164 с.
2. М.У. Хасенов Ядерно-возбуждаемая плазма газовых смесей и лазеры с ядерной накачкой: Монография. Алматы, 2011. – 187 с.
3. Батырбеков Э.Г. Ядерно-возбуждаемые источники оптического излучения: Алматы, 2008 – 234с.
4. R. Anderl et al., Hydrogen isotope retention in beryllium for tokamak plasma-facing applications, Journal of Nuclear Materials 273 (1) (1999) 1-26.

ЯДРОЛЫ-ҚОЗДЫРҒЫШ ЛЮМИНЕСЦЕНЦИЯЛЫ ГАЗДЫ ОРТАНЫ ЗЕРТТЕУ БОЙЫНША ТӘЖІРИБЕНІҢ СХЕМАСЫН ӘЗІРЛЕУ

¹⁾ Гордиенко Ю.Н., ¹⁾ Батырбеков Е.Г., ¹⁾ Понкратов Ю.В., ²⁾ Хасенов М.У.,
¹⁾ Барсуков Н.И., ¹⁾ Кульсартов Т.В., ¹⁾ Заурбекова Ж.А., ¹⁾ Тулубаев Е.Ю.

¹⁾ Қазақстан, Курчатов қ., «Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы» РМК
²⁾ Қазақстан, Астана қ., «National Laboratory Astana» ЖМ

Осы жұмыста ИВГ.1М тұрақты ядролық реакторының жұмыс жағдайында ядролы-қоздырғыш люминесценциялы газды ортаны зерттеу бойынша тәжірибенің схемасын әзірлеудің сипаты және осы тәжірибелерде қолданылатын тәжірибелік стенд пен сәулелендіргіш ампулды құрылғының сипаты келтірілген.

DEVELOPMENT OF EXPERIMENT SCHEME ON STUDY OF NUCLEAR-EXCITED LUMINESCENCE OF GASEOUS MEDIA

¹⁾ Yu.N. Gordienko, ¹⁾ E.G. Batyrbekov, ¹⁾ Yu.V. Ponkratov, ²⁾ M.U. Khasenov,
¹⁾ N.I. Barsukov, ¹⁾ T.V. Kulsartov, ¹⁾ Zh.A. Zaurbekova, ¹⁾ Ye.Yu. Tulubayev

¹⁾ RSE National Nuclear Center of RK, Kurchatov, Kazakhstan
²⁾ Private Institution «National Laboratory Astana», Astana, Kazakhstan

Paper describes the development of experimental scheme on study of nuclear-excited luminescence of gaseous media under conditions of stationary work of IVG.1M nuclear reactor. The description of experimental facility and reactor ampoule device used in experiments also presented.

УДК 621.039.531

ВЛИЯНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ И ДЕФОРМАЦИИ НА ФАЗОВЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ В РЕАКТОРНЫХ ХРОМОНИКЕЛЕВЫХ СТАЛЯХ

¹⁾ Цай К.В., ¹⁾ Рофман О.В., ¹⁾ Рубан С.В., ¹⁾ Максимкин О.П., ²⁾ Гарнер Ф.А.

¹⁾ *Институт ядерной физики, Алматы, Казахстан*

²⁾ *Radiation Effects Consulting, Richland, WA, USA*

Исследовалось влияние облучения тепловыми нейтронами нержавеющей аустенитных сталей 12X18H10T и 12X18H9 в реакторе ВВР-К до различных флюенсов. Получены деформационные зависимости накопления мартенситной α' -фазы в инженерных и «истинных» координатах при различных температурах испытаний. Показано, что увеличение флюенса облучения приводит к повышению критических напряжений формирования мартенситной фазы в аустенитных сталях. Влияние предварительного нейтронного облучения на кинетику мартенситных превращений при отрицательных температурах характеризуется снижением интенсивности накопления α' -фазы в сравнении с необлученным материалом.

ВВЕДЕНИЕ

Целью настоящего исследования является изучение влияния облучения тепловыми нейтронами и температур последующей деформации на структурные, магнитные и механические характеристики аустенитных нержавеющей сталей. Актуальность и важность такого рода работ вызвана тем фактом, что под действием внешних воздействий в аустенитных нержавеющей сталях изменяется структура и фазовый состав. Парамагнитный аустенит трансформируется в более прочную и хрупкую и магнитную мартенситную фазу. В свою очередь, это может привести к трудно контролируемым изменениям эксплуатационных характеристик материала.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

В качестве объекта исследований были выбраны нержавеющей стали 12X18H10T и 12X18H9, химический состав которых приведен в таблице 1. Стали характеризуются различной энергией дефекта упаковки, что обуславливает их различную чувствительность к температуре механических испытаний.

В таблице 2 приведены условия облучения сталей в исследовательском реакторе ВВР-К, а также

температуры, при которых проводились механические испытания образцов.

Для устранения возможных ферритных включений, которые в дальнейшем могли бы повлиять на результаты эксперимента, проводилась предварительная аустенизация образцов сталей при 1050 °С в течение 30 минут с закалкой в воду. Плоские образцы для облучения и последующих механических испытаний были изготовлены в форме двойной лопатки с размерами рабочей части 0.3 мм×3.5 мм×10 мм. Изготовленные образцы облучали в активной зоне исследовательского реактора ВВР-К (Алматы, Казахстан) при температуре ~80 °С до различных флюенсов нейтронов ($10^{18} - 10^{20}$ н/см²). После облучения и вылеживания (в радиационном хранилище) образцы подвергали электрополировке для снятия окисного слоя, измеряли микротвердость и проверяли на наличие в них магнитных включений (с помощью ферритоскопа Фишера МР-30). Проверка показала нулевое содержание ферромагнитной фазы в парамагнитной аустенитной матрице после облучения независимо от марки стали.

Таблица 1. Химический состав Cr-Ni аустенитных нержавеющей сталей (вес.%)

Марка стали \ Элемент	C	Cr	Ni	Ti	Si	P	S	Fe	Mn
12X18H10T	<0.12	17-19* (18.5**)	9-11 (10.2)	0.5 (0.54)	<0.8 (0.73)	0.035	<0.02	bal.	<2.0 (1.24)
12X18H9	<0.12	17-19 (19.0)	8-10 (7.56)	–	<0.8 (0.39)	0.035	<0.02	bal.	<2.0 (1.96)

* – по требованиям ГОСТ;

** – по данным энерго-дисперсионного анализа (EDX)

Таблица 2. Условия облучения и температуры деформации исследуемых образцов сталей

Сталь	Флюенс, н/см ²	Повреждающая доза ^а , сна	Температура деформации, °С
12X18H10T	необлученные	0	-100, -60, -40, -20, 0, 20
	4.9×10^{19}	0.012	-100, -40, -20, 0, 20
	1.3×10^{20}	0.032	-100, 20
12X18H9	необлученные	0	-100, 20
	8.8×10^{18}	0.002	-100, 20
	9×10^{19}	0.022	-100, 20

^а – температура облучения в исследовательском реакторе ВВР-К 80 °С;

^б – значения повреждающих доз были рассчитаны из соотношения 4×10^{25} н/м² = 1 сна

Механические испытания на одноосное растяжение проводили при комнатной и отрицательных температурах на облученных и необлученных образцах на универсальной разрывной машине Instron-1195 при скорости деформирования $8.3 \times 10^{-4} \text{ с}^{-1}$. Перед механическими испытаниями на поверхность каждого образца специальным маркером были нанесены метки для экстензометрических измерений. Испытания проводили в пошаговом режиме с периодическими остановками деформации, разгрузкой и выемкой образца для определения его линейных размеров (ширины и толщины). Испытания при отрицательных температурах ($-100 \text{ }^{\circ}\text{C} \dots 0 \text{ }^{\circ}\text{C}$) проводили в специальной низкотемпературной камере, установленной на разрывной машине [1]. Охлаждение камеры с образцом осуществлялось с помощью автоматического напуска жидкого азота, температура внутри камеры контролировалась термопарами «хромель-алюмель» с точностью поддержания температуры $\pm 4 \text{ }^{\circ}\text{C}$ при $-150 \text{ }^{\circ}\text{C}$. Время выдерживания образца при помещении в камеру для стабилизации необходимой температуры составляло не менее 10 минут.

Измерение намагниченности деформированных образцов осуществляли после снятия нагрузки на разных отметках по длине рабочей части. Значения намагниченности M_f в ферритных процентах были переведены в объемные проценты содержания ферромагнитной мартенситной α' -фазы, с учетом поправки на уменьшающуюся толщину измеряемого участка образца, согласно методике [2]. Относительная точность определения объемного содержания мартенсита $\Delta M_f / M_f$ не превышала $\pm 10\%$. После деформации на стальных образцах измеряли распределение микротвердости по рабочей части H_u и проводили оценку изменений в микроструктуре. С этой целью из образцов выбивали диски для просвечива-

ющей электронной микроскопии (ПЭМ) диаметром 3 мм. Диски подвергали шлифовке, полировке и финальной струйной электрополировке при комнатной температуре в электролите следующего состава: 20% $\text{HClO}_4 + 80\% \text{C}_2\text{H}_5\text{OH}$. Исследования микроструктуры деформированных исходных и облученных нейтронами образцов осуществляли с помощью просвечивающего электронного микроскопа JEM-100CX при ускоряющем напряжении 100 кВ. Фазовый состав необлученной стали 12X18H10T исследовался с помощью рентгеноструктурного анализа (Bruker ADVANCED D8, медь $K_{\alpha 1}$, $2\theta = 35 \dots 100^{\circ}$).

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТА

Влияние температуры испытаний на механические свойства и кинетику $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращений наиболее контрастно видно при сопоставлении результатов экспериментов при $20 \text{ }^{\circ}\text{C}$ и $-100 \text{ }^{\circ}\text{C}$, т.е. крайних значениях исследуемого температурного интервала. На рисунках 1 и 2 представлены инженерные и истинные диаграммы растяжения образцов хромоникелевых сталей 12X18H10T и 12X18H9T, необлученных и облученных нейтронами до различных флюенсов и деформированных по схеме одноосного растяжения при $20 \text{ }^{\circ}\text{C}$ и $-100 \text{ }^{\circ}\text{C}$.

Установлено, что в образцах хромоникелевых сталей предел текучести монотонно возрастает с увеличением флюенса нейтронного облучения независимо от температуры деформации. При этом сталь 12X18H10T показывает более высокий прирост σ_{02} при понижении температуры с комнатной до $-100 \text{ }^{\circ}\text{C}$ по сравнению с безтитановой сталью 12X18H9. В то же время прирост предела прочности σ_B при понижении $T_{\text{исп}}$ с $20 \text{ }^{\circ}\text{C}$ до $-100 \text{ }^{\circ}\text{C}$ практически не зависит от флюенса предварительного облучения и элементного состава стали.

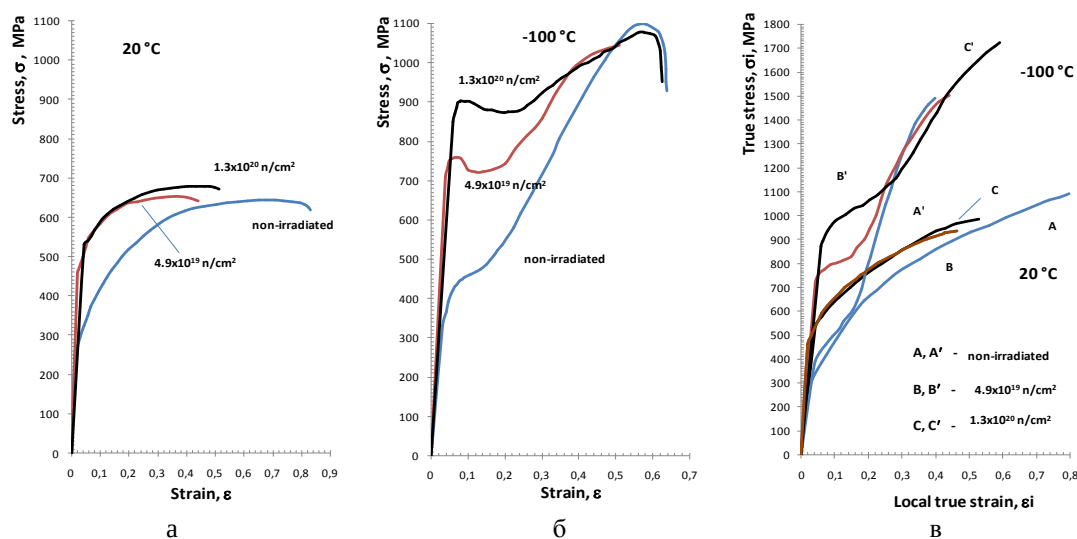


Рисунок 1. Инженерные (а, б) и истинные (в) диаграммы растяжения для образцов стали 12X18H10T, исходных и облученных нейтронами и деформированных при температурах $-100 \text{ }^{\circ}\text{C}$ и $20 \text{ }^{\circ}\text{C}$

ВЛИЯНИЕ ОБЛУЧЕНИЯ И ДЕФОРМАЦИИ НА ФАЗОВЫЕ ПРЕВРАЩЕНИЯ В РЕАКТОРНЫХ ХРОМОНИКЕЛЕВЫХ СТАЛЯХ

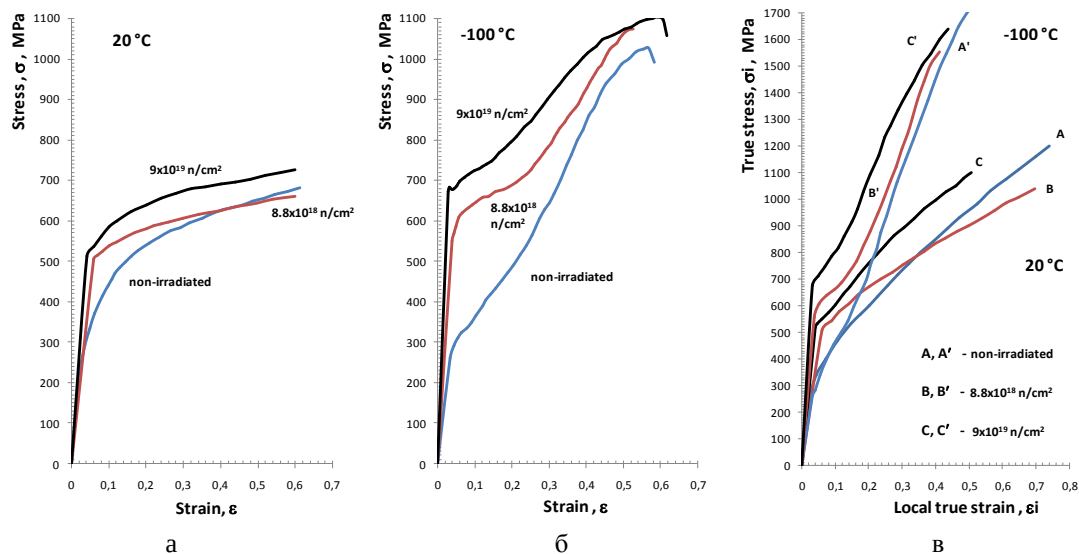


Рисунок 2. Инженерные (а,б) и истинные диаграммы (в) растяжения для образцов стали 12Х18Н9, исходных и облученных нейтронами и деформированных при температурах -100°C и 20°C

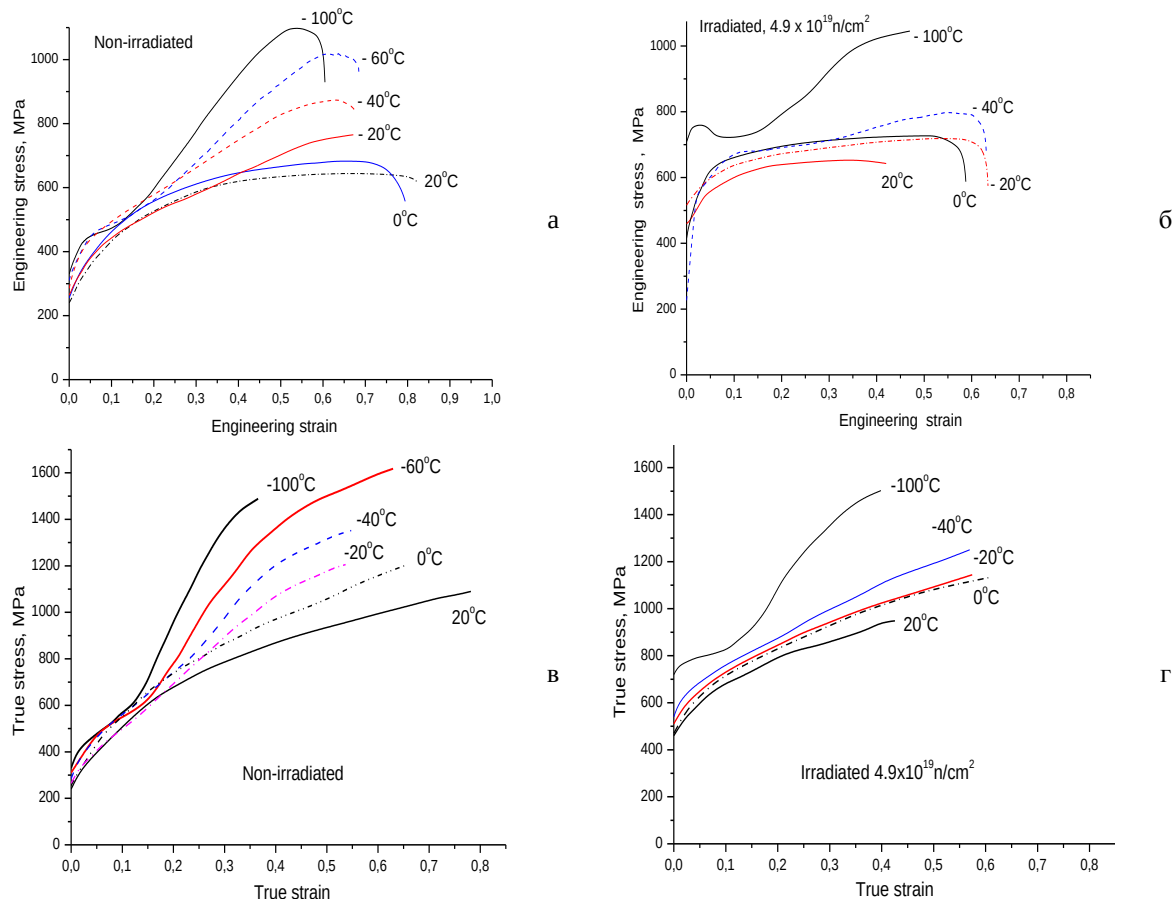


Рисунок 3. Инженерные (а, б) и истинные (в, г) диаграммы растяжения образцов стали 12Х18Н10Т необлученной (слева) и облученной нейтронами до $4.9 \times 10^{19} \text{ н/см}^2$ (справа)

Для образцов стали 12Х18Н10Т, необлученных и облученных флюенсом $4.9 \times 10^{19} \text{ н/см}^2$, были проведены сопоставительные исследования в интервале температур деформации $-60^{\circ}\text{C} \dots 0^{\circ}\text{C}$. Полученные

инженерные и истинные кривые растяжения при различных температурах деформации суммированы на рисунке 3.

Зависимости $M_f(\epsilon_i)$ для двух типов сталей в исходном и облученном нейтронами состояниях, деформированных при температурах 20 °C и -100 °C приведены на рисунке 4. Независимо от степени облучения форма кривых $M_f(\epsilon_i)$ одинакова для образцов сталей, деформированных при одинаковой температуре испытаний. При 20 °C вид кривых $M_f(\epsilon_i)$ близок к показательной функции. При -100 °C кривые имеют S-образную форму с насыщением.

Полученные кривые накопления α' -фазы при различных температурах деформации суммированы на рисунке 5. Показано, что понижение температу-

ры испытаний на однотипных образцах приводит к возрастанию интенсивности мартенситных $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращений.

Из анализа представленных кривых получены зависимости критических напряжений $\sigma_M(T)$, определяющих начало $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращений в стали при деформации (рисунок 6). Показано, что для исходной стали с понижением температуры значения σ_M уменьшаются. В стали, облученной различными флюенсами нейтронов, напротив, наблюдается увеличение σ_M .

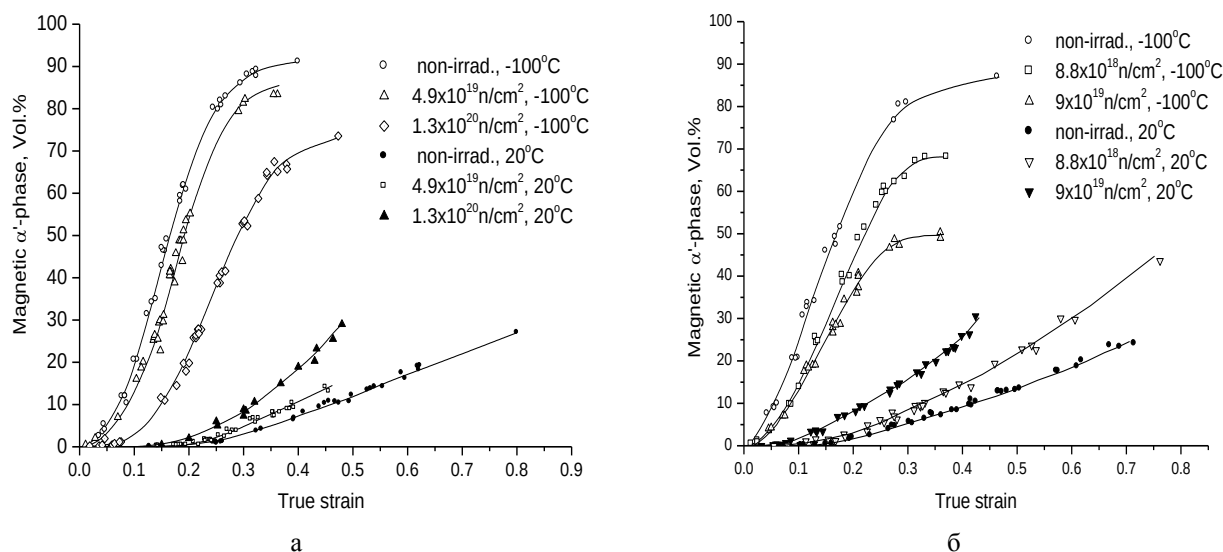


Рисунок 4. Изменение содержания ферромагнитной α' -фазы от степени деформации для необлученных и облученных нейтронами сталей 12X18H10T (а) и 12X18H9 (б) при $T_{исп} = 20$ °C и -100 °C

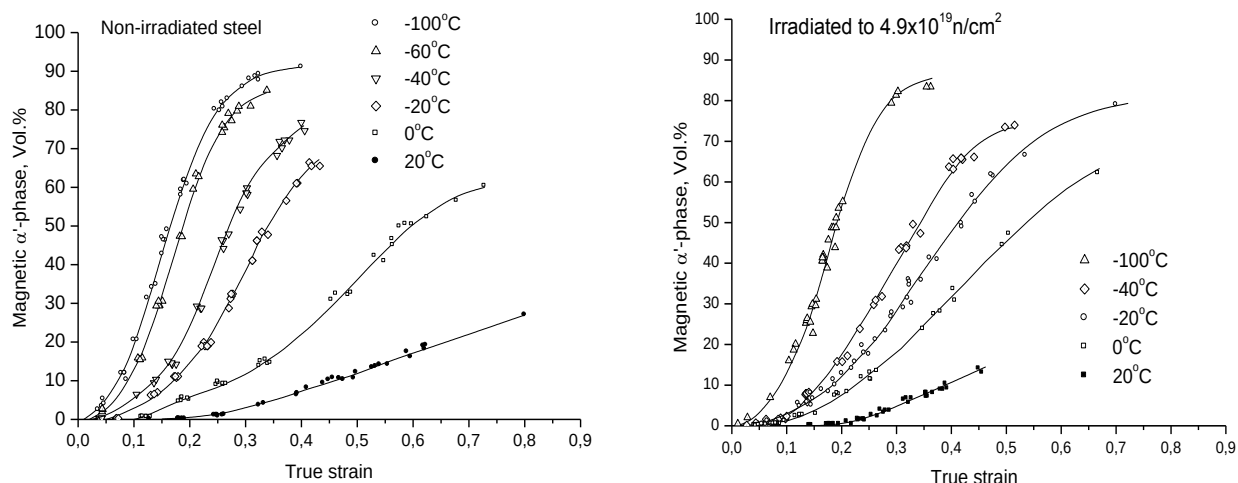


Рисунок 5. Кривые накопления мартенситной α' -фазы в образцах стали 12X18H10T (слева) необлученной и (справа) облученной нейтронами до флюенса 4.9×10^{19} н/см²

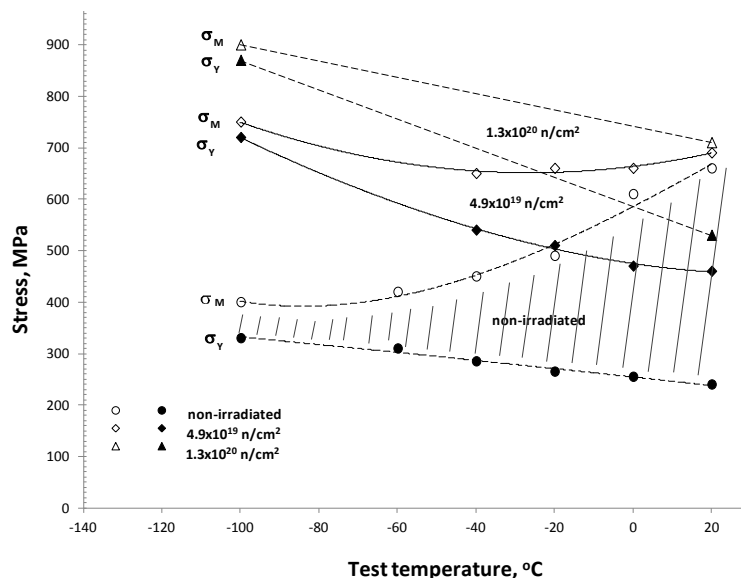


Рисунок 6. Изменение предела текучести и критических напряжений $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращений в исходной и облученной нейтронами стали 12X18H10T с температурой испытаний

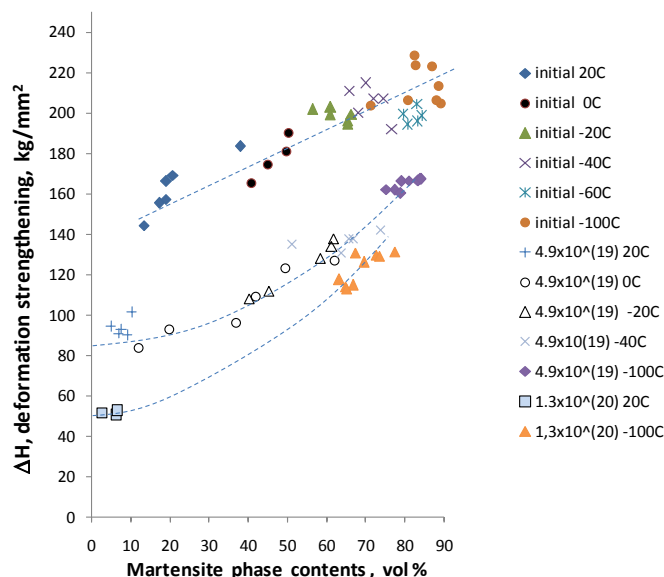


Рисунок 7. Корреляционные кривые ΔH_{μ} (M_p), полученные для образцов стали 12X18H10T, необлученной и облученной нейтронами до флюенсов 4.9×10^{19} и 1.3×10^{20} н/см², деформированных растяжением при различных температурах в интервале от -100 °C до 20 °C

Изменение микротвердости деформированной стали часто используют как один из показателей ее деформационного твердения, обусловленного $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращениями. На рисунке 7 представлены полученные в работе сводные данные по ΔH_{μ} и M_f измеренные на одних и тех же отметках на рабочей части образцов стали 12X18H10T, деформированных при разных температурах. На диаграмме приведены результаты измерений для образцов стали 12X18H10T, исходных и облученных нейтронами до флюенсов 4.9×10^{19} н/см² и 1.3×10^{20} н/см². Облученные образцы имели близкие величины полной деформации $\delta \leq 0.4$.

Из рисунка 7 видно, что с увеличением содержания α' -фазы твердость стали повышается. Показательно, что деформационный вклад $\Delta H_{\mu, \delta}$ в упрочнение максимален для необлученной стали и уменьшается с ростом флюенса нейтронного облучения. При высоком содержании α' -фазы в стали, деформированной при -100 °C, H_{μ} различных образцов близки по величине. При этом в стали наблюдаются обширные участки мартенсита с невысоким содержанием остаточного аустенита. Для такой структуры стали твердость будет определяться уровнем дефектности и размерами включений α' -фазы.

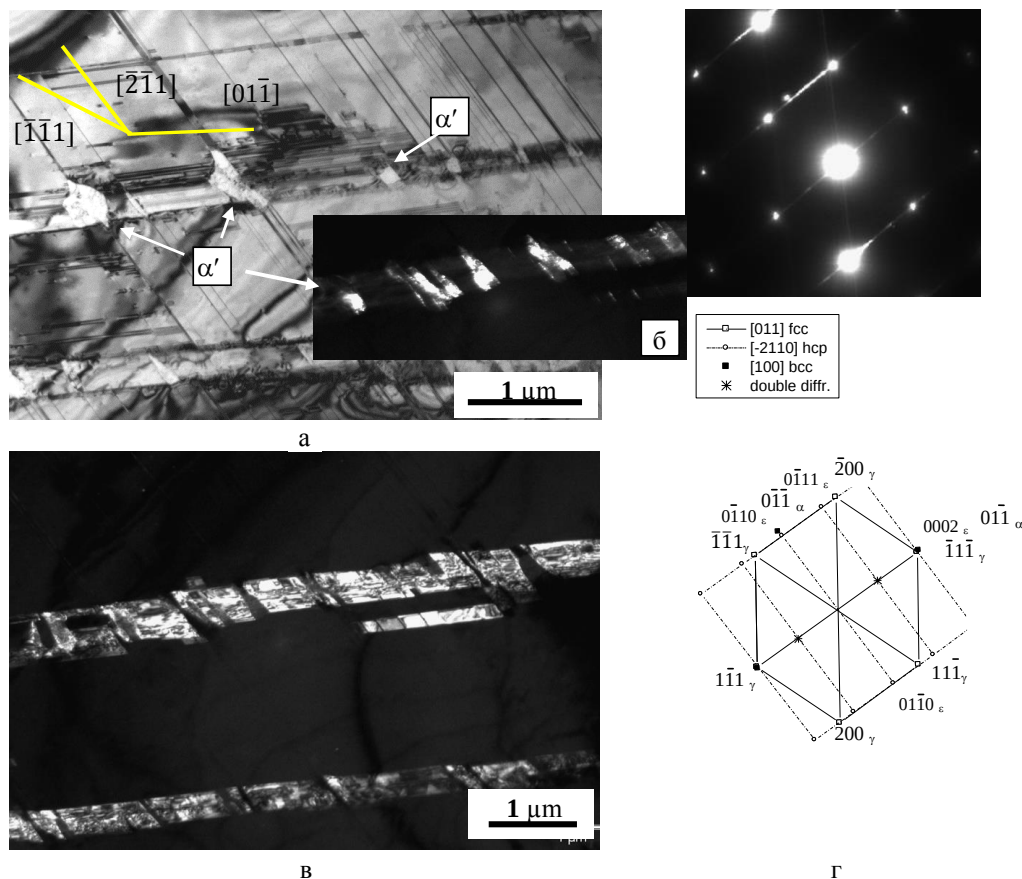


Рисунок 8. Зародыши мартенситной фазы в необлученной стали 12X18N9, деформированной до $\varepsilon = 0.5$ при -100 °C. а – светлопольное ПЭМ изображение, б – темнопольное изображение α' -фазы в рефлексе $(0\bar{1}\bar{1})_{\alpha}$; в – пластины, темнопольное изображение в рефлексе ε -фазы, г – микродифракция с индексами $[011]_{\gamma}$, $[100]_{\alpha}$ и $[\bar{2}110]_{\varepsilon}$

Проведены ПЭМ исследования образцов хромоникелевых сталей, деформированных до $\varepsilon \sim 0.05-0.06$ при -100 °C. При данной температуре испытаний, согласно кривым $M_d(\varepsilon)$, гарантируется образование заметного количества мартенсита даже при малых деформациях. Заметим, что при комнатной температуре наблюдать зарождение мартенсита затруднительно из-за его невысокого содержания в аустенитной матрице. При деформациях $\varepsilon < 0.1$ мартенсит практически отсутствует даже в облученных нейтронами стальных образцах. При малых деформациях в условиях низких температур в стали наблюдается образование высокой плотности дефектов упаковки (ДУ) в плоскостях $\{111\}$, пересекающих все зерно. Структурно ДУ представляют собой тонкие слои ε -фазы (ГПУ). Скольжение дислокаций первоначально осуществляется в плоскости ДУ. При -100 °C α' -фаза в исходных хромоникелевых сталях начинает интенсивно формироваться при напряжениях свыше 300 МПа для 12X18N9Т и выше 400 МПа – для стали 12X18N10Т. Образование кристаллитов мартенситной фазы происходит на пересечении дефектов упаковки по механизму сдвига.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе представлены результаты механических испытаний образцов хромоникелевых сталей 12X18N10Т и 12X18N9, исходных и облученных нейтронами до флюенсов в диапазоне $10^{19}-10^{20}$ н/см². Изучено влияние низких температур деформации на механические свойства и особенности фазово-структурных превращений мартенситного типа в исходных и облученных сталях. По полученным результатам можно сделать следующие выводы:

1. Понижение температуры деформации в область отрицательных значений в интервале $-100...20$ °C приводит к монотонному возрастанию прочностных характеристик материала пределов прочности и пластичности для всех стальных образцов независимо от степени предварительного облучения.

2. При одинаковой температуре испытаний облученные хромоникелевые стали показывают более высокие прочностные характеристики по сравнению с необлученными сталями. При этом с ростом степени облучения $\sigma_{0.2}$ и σ_B возрастают.

3. Сопоставление данных по кривым накопления α' -фазы при деформации, полученных на образцах с разной степенью облучения при разных температурах показывает, что максимальное количество α' -фазы зависит от следующих факторов: значений σ_M , пластичности образцов и скорости $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращений.

4. Понижение температуры испытаний на однотипных образцах приводит к возрастанию интенсивности мартенситных $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращений.

5. Вклад в деформационное упрочнение стали, необходимый для возникновения условий для зарождения мартенсита деформации уменьшается с понижением температуры для необлученных и облученных стальных образцов. При этом с понижением

температуры для необлученной стали критические напряжения начала мартенситного превращения понижаются, тогда как для облученных сталей, напротив, возрастают.

6. Картина различной кинетики $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращений в облученных сталях по сравнению с необлученными при -100°C отражается в более высокой плотности зародышей α' -фазы в необлученной стали по сравнению с облученной уже при малых деформациях.

7. Мартенситные $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращения играют роль дополнительного механизма адаптации и перестройки микроструктуры деформируемой стали с целью минимизации ее внутренней энергии, сопряженной с релаксацией внутренних напряжений.

ЛИТЕРАТУРА

1. Maksimkin O.P., Gusev M.N., Osipov I.S. The parameters of martensitic α' -phase formation under deformation of stainless steels irradiated in WWR-K and BN-350 reactors // Bulletin of NNC RK. 3 (2007) 12-17, in Russian.
2. Rybin S.V., Maksimkin O.P., Gusev M.N. "Development of chambers for low and high temperature tests for study of plastic deformation in irradiated materials", Bulletin NNC RK. 3(2010) 75-80, in Russian.

РЕАКТОРЛЫҚ ХРОМНИКЕЛЬДІ БОЛАТТАРЫНДАҒЫ ФАЗАЛЫҚ ТҮРЛЕНУЛЕРГЕ СӘУЛЕЛЕНДІРУ МЕН ДЕФОРМАЦИЯНЫҢ ЫҚПАЛЫ

¹⁾ Цай К.В., ¹⁾ Рофман О.В., ¹⁾ Рубан С.В., ¹⁾ Максимкин О.П., ²⁾ Гарнер Ф.А.

¹⁾ Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан

²⁾ «Радиациялық әсерді зерттеу консалтингі», Ричланд, Вашингтон штаты, АҚШ

ССР-Қ реакторында тотықпайтын 12X18H10T және 12X18H9 аустенитті болаттарын әр түрлі флюенстерге дейін жылулық нейтрондармен сәулелендірудің ықпалы зерттелді. Әр түрлі сынау температуралары кезіндегі мартенситті α' -фаза жинақталуының деформациялық тәуелділіктері инженерлік және «шыныдық» координаталарда алынды. Сәулелендірудің флюенсін ұлғайту аустенитті болаттарындағы мартенситті фаза туындауының сыни кернеулерінің жоғарылауына әкеліп соқтыратыны көрсетілді. Теріс температуралар кезіндегі алдын-ала нейтрондық сәулелендірудің мартенситті түрленудің кинетикасына әсері сәулелендірілмеген жадығатпен салыстырғанда α' -фазаның жинақталу қарқындылығының төмендеуімен сипатталады.

THE EFFECT OF IRRADIATION AND DEFORMATION ON PHASE TRANSFORMATIONS IN REACTOR Cr-Ni STEELS

¹⁾ K.V. Tsay, ¹⁾ O.V. Rofman, ¹⁾ S.V. Ruban, ¹⁾ O.P. Maksimkin, ²⁾ F.A. Garner

¹⁾ Institute of Nuclear Physics NNC RK, Almaty, Republic of Kazakhstan

²⁾ Radiation Effects Consulting, Richland, WA, USA

Studies were performed on Cr-Ni stainless steels – 12Cr18Ni10Ti and 12Cr18Ni9 – non-irradiated and irradiated with neutrons in WWR-K research reactor to different fluencies. Engineering and true stress-strain relationships and associated accumulation of martensitic α' -phase were obtained. It has been shown that rise of irradiation fluence leads to an increase of critical stresses for the beginning of α' -phase formation in austenitic steels, while critical strains show a decrease. The effect of preliminary neutron irradiation on kinetics of martensitic transformations at sub-zero temperatures is expressed in reducing an intensity of α' -phase accumulation compared to that in the non-irradiated material.

УДК 621.039

ИССЛЕДОВАНИЕ ПАРООБРАЗОВАНИЯ И ПЕРЕГРЕВА ПАРА В ТОНКОСТЕННЫХ ТЕПЛООБМЕННЫХ ТРУБКАХ

¹⁾ Сураев А.С., ²⁾ Котов В.М., ²⁾ Скаков М.К., ³⁾ Батырбеков Э.Г., ⁴⁾ Виелеба В.К.

¹⁾ Государственный университет имени Шакарима города Семей, Семей, Казахстан

²⁾ Филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

³⁾ РГП Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов, Казахстан

⁴⁾ Вроцлавский политехнический университет, Вроцлав, Польша

Работа посвящена исследованию возможности повышения КПД АЭС с газоохлаждаемым реактором за счет использования тонкостенных теплообменных трубок в теплообменниках реактора. Однако интенсивное парообразование, а также тройной перегрев пара в пароперегревателях предъявляют особые требования к прочностным характеристикам трубного пучка.

ВВЕДЕНИЕ

Парогенераторы одни из важнейших элементов АЭС с реакторами с водой под давлением, основным назначением которых является выработка пара, поступающего на турбину. В настоящее время на АЭС с ВВЭР применяют парогенераторы типа ПГВ-440 и ПГВ-1000. При этом существует еще несколько модификаций парогенератора ПГВ-1000 (ПГВ-1000У, ПГВ-1000М, ПГВ-1000МКП и т.д.).

Основным элементов парогенераторов является пучок теплообменных трубок, через поверхность которых происходит передача тепла от рабочего тела к воде для ее последующего парообразования. В работе [1] показано, что уменьшение толщины стенок теплообменных трубок с одной стороны ведет к повышению тепловой эффективности, а с другой – к снижению надежности и безопасности за счет увеличения вероятности разрыва, что неоднократно имело место на АЭС с PWR.

Таким образом, при проектировании парогенераторов для АЭС и теплообменников в целом, следует учитывать как тепловые, так и прочностные характеристики конструктивных элементов.

В настоящей работе рассматриваются теплообменные аппараты в которых после парообразования проводится перегрев пара до существенно больших температур (до 500 °С), чем в водо-водяных реакторах. Такой подход позволяет повысить эффективность использования энергии реактора, но в реакторной энергетике не используется.

Целью работы является исследование режима парообразования и перегрева пара в тонкостенных теплообменных трубках до температуры 500 °С в ходе эксплуатации реактора. Актуальность данной работы заключается в необходимости повышения эффективности АЭС с применением новых технических решений. Работа выполняется в рамках финансируемого проекта МОН РК «АЭС на основе газоохлаждаемого реактора с водным замедлителем» (договор 271 от 12.02.2015 г.).

ОБЪЕКТ ИССЛЕДОВАНИЯ

Объектом исследования является газоохлаждаемый реактор с водным замедлителем [2]. Теплоносителем в реакторе и теплоотдающим агентом в теплообменных аппаратах является гелий. В качестве замедлителя использована смесь легкой и тяжелой воды. Особенностью является использование для подогрева воды после конденсатора энергии замедления и протечек из ТВС. Схема контуров передачи тепла показана на рисунке 1.

Схема включает в себя: газоохлаждаемый реактор, подогреватель воды, парогенератор, три пароперегревателя, турбину, конденсатор, три циркуляционных насоса пароводяного контура и газовый циркуляционный насос.

Тепловая мощность реактора 1000 МВт. Наличие легкой воды в замедлителе с большой замедляющей способностью делает активную зону компактной. Активная зона реактора состоит из 549 ТВС с внешним диаметром корпуса 10 см. Диаметр активной зоны 3 м, высота твэлов в ТВС – 2,2 м. Каждая ТВС содержит 59 твэлов с внешним диаметром 6,8 мм. Давление замедлителя 2,5 МПа при температуре на входе в реактор 170 °С. Давление теплоносителя на входе в ТВС 6 МПа [2].

ТЕПЛООБМЕННЫЕ АППАРАТЫ

В газоохлаждаемом реакторе схема передачи тепла от реактора к турбине реализована пьютью теплообменными аппаратами различной мощности и назначения. Такой подход обеспечивает распределение нагрузки и способствует повышению надежности всего контура.

Подогреватель воды. Данный теплообменник мощностью 150 МВт предназначен для предварительного подогрева питательной воды перед производством пара. Особенность этого теплообменника заключается в том, что для подогрева используется энергия замедления нейтронов и протечек тепла из ТВС.

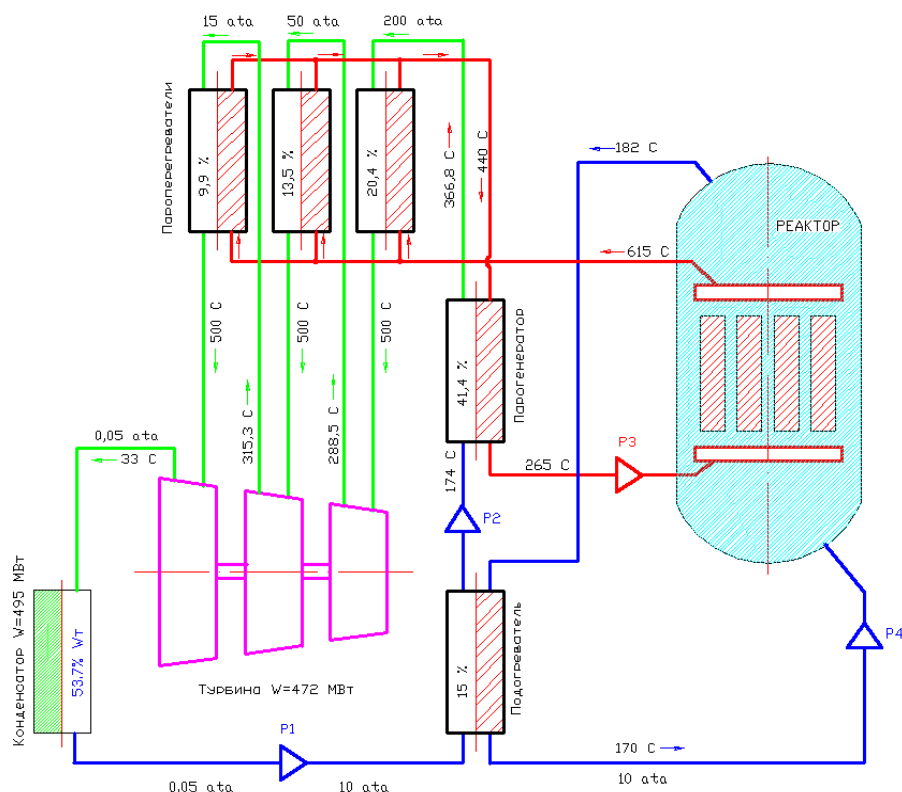


Рисунок 1. Схема контуров передачи тепла

Парогенератор. Мощность парогенератора 414 МВт. В отличие от парогенератора ВВЭР-1000 в данном парогенераторе отсутствуют сепарационные узлы, что уменьшает его габариты и, следовательно, массу, а также позволяет произвести более компактное и плотное размещение трубного пучка.

Пароперегреватели. Три пароперегревателя реализуют перегрев пара до рабочей температуры 500 °C для трехступенчатой турбины. Движение пара в этих теплообменниках последовательное со снижением рабочего давления, обусловленным прохождением ступеней турбины. Движение теплоносителя параллельное с одинаковым давлением во всех теплообменниках. Важной особенностью схемы является высокая сухость пара на выходе из турбины, позволяющая использовать лопатки турбины из дешевой стали.

ХАРАКТЕРИСТИКИ ТЕПЛООБМЕННИКОВ

На основе методик [3, 4], проведены расчеты всех теплообменных аппаратов. Полученные характеристики полностью удовлетворяют требованиям, предъявляемым к теплообменникам газоохладяемого реактора – обеспечивается заданная производительность, простота исполнения. Получается меньший удельный суммарный вес теплообменников в сравнении с теплообменниками ВВЭР-1000 при одинаковых трубках. При уменьшении размеров трубок происходит дальнейшее уменьшение массы теплообменников. Результаты представлены в таблице 1.

ОСОБЕННОСТИ ТЕПЛООБМЕННЫХ АППАРАТОВ

В предлагаемой схеме используются теплообменные аппараты, в которых после парообразования проводится перегрев пара до существенно больших температур (до 500 °C), чем в водо-водяных реакторах. Это позволяет отказаться от сепаратора пара, так как в ходе дальнейшего перегрева остатки влаги должны перейти в пар. Вместе с тем, такой подход требует соответствующего обоснования. Связано это, в первую очередь, с присущими двухфазным потокам особенностями. Образующиеся в водной среде большие градиенты давления, плотности и температуры в ходе кипения непосредственно влияют на характеристики теплообмена, как в рабочих режимах, так и в аварийных ситуациях, требуют учета многих факторов [5, 6]. Требуется проведение сложных расчетов, алгоритм которых должен быть подтвержден экспериментальными данными.

Необходимо исследовать процессы парообразования и перегрева пара в тонкостенных трубках теплообменников различных размеров. В настоящее время на парогенераторах ПГВ-1000 используются трубки размером Ø16×1,5 мм. Уменьшение диаметра трубок и их толщины позволило бы снизить вес теплообменников за счет повышения интенсивности теплообмена (в том числе парообразования). Должна быть обоснована возможность отказа от установки промежуточного сепаратора между парогенератором и пароперегревателем.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПАРООБРАЗОВАНИЯ И ПЕРЕГРЕВА ПАРА В ТОНКОСТЕННЫХ ТЕПЛООБМЕННЫХ ТРУБКАХ

Таблица 1. Характеристики теплообменных аппаратов

Параметр	Значение				
	Подогреватель	Парогенератор	Пароперегреватели		
			1	2	3
Исходные данные					
Мощность, МВт	150	414	204	135	99
Теплоноситель	вода	гелий			
Температура на входе, °С	180	440	550		
Температура на выходе, °С	160	265	440		
Давление в кожухе, МПа	1,1	6,0			
Рабочее тело	вода		водяной пар		
Температура на входе, °С	33	174	366,84	288,5	315,3
Температура на выходе, °С	174	366,84	500		
Давление в трубках, МПа	1,0	20,0	20,0	5,0	1,5
Расчетные данные					
Мощность, МВт	132,6	415,6	211,4	139,6	102,6
Расход рабочего тела, кг/с	317				
Расход теплоносителя, кг/с	1586	454,9	224	148,2	108,7
Скорость теплоносителя, м/с	2,83	50	49,2	49,8	49,9
Материал трубок	Сталь 12Х18Н10Т				
Количество трубок, шт.	14562	15636	5010	3284	2439
Размеры трубок, мм	Ø7×0,4×2000				
Шаг решетки	10,5				
Масса трубок, кг	3641	3909	1252,2	821,2	609,9
Материал кожуха	Сталь 12Х18Н10Т				
Внутренний диаметр, м	2,33	3,36	1,6	1,3	1,3
Толщина стенки, мм	100				
Масса теплообменника, кг	30895	47002	32279,2	26148,2	22641,9

Представленные в таблице 1 трубки имеют значение отношения толщины стенки к диаметру трубы $k=0,0571$, что находится на уровне значения этого коэффициента для теплообменных трубок, применяемых в парогенераторах в Японии ($k=0,057$) и Германии ($k=0,056$). Для ПГВ-1000 $k=0,094$.

МЕТОДИКА ПРОВЕДЕНИЯ ЭКСПЕРИМЕНТА

Объектом исследования в отдельном эксперименте является тонкостенная трубка одного из типоразмеров, представленных в таблице 2. Трубки выполнены из нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т или подобной.

Таблица 2. Вариабельные параметры трубки

Типоразмер	Расположение трубки	Длина трубки, мм
Ø7×0,4	горизонтальное / вертикальное	2000 - 5000
Ø12×2		
Ø16×1,5		

Общий вид экспериментальной установки показан на рисунке 2. Так как основной исследуемый процесс происходит внутри трубки, то принято решение использовать в качестве источника тепловой энергии омический нагрев самой трубки при пропускании через нее электрического тока. Это обеспе-

чивает высокую равномерность теплопередачи по длине трубки.

Перед проведением эксперимента проводится нагрев воды в емкости до температуры близкой к кипению при рабочем давлении и нагрев трубки.

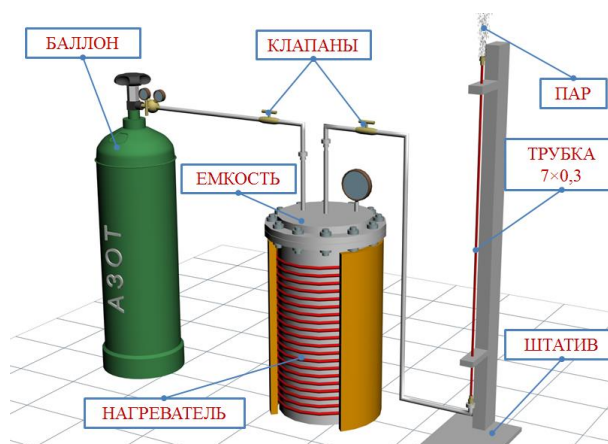


Рисунок 2. Примерный вид экспериментальной установки

В ходе эксперимента вода из емкости с заданным расходом проходит по трубке, где превращается в пар и перегревается до заданной температуры. На выходе из трубки пар уходит в атмосферу через

сверхзвуковое сопло. Контролируется изменение температуры по длине трубки, расход, давление воды на входе в трубку и давление пара на ее выходе, а также шумы и вибрации на различных участках трубки. Выполняются поддерживающие стационарные и нестационарные теплофизические расчеты по программе [7].

Таблица 3. Характеристики оборудования

Параметр	Значение
Объем баллона с азотом, л	40
Объем емкости, л	10
Мощность нагревателя емкости, Вт	3000
Типоразмер трубки	таблица 2
Мощность нагрева трубки, Вт	до 15000
Материал теплоизоляции емкости и трубки	Supersil

ЛИТЕРАТУРА

1. Лукасевич Б.И., Трунов Н.Б., Драгунов Ю.Г. и др. Парогенераторы реакторных установок ВВЭР для атомных электростанций / ИКЦ «Академкнига», М, 2004 – 391 с.
2. Котов В. М., Витюк Г.А, Сураев А.С Возможности газоохлаждаемых реакторов с водным замедлителем / Атомная энергия. – 2014, т. 116, вып. 1.– с. 6-10.
3. Новиков В.Н., Радковский И.С., Харитонов В.С. Расчет парогенераторов АЭС: Пособие к курсовому проектированию, ч. 2. / М.: МИФИ, 2001. 68 с.
4. Рассохин Н.Г. Парогенераторные установки атомных электростанций: Учебник для вузов. – 3-е изд., перераб. и доп. / М.: Энергоатомиздат, 1987. 384 с.
5. Кашинский О.Н., Курдюмов А.С., Лобанов П.Д. Трение на стенке при обтекании стационарного газового снаряда опускным потоком жидкости. / Теплофизика и аэромеханика 2008, т.15, №1, с. 93-98.
6. Чуданов В.В., Аксенова А.Е., Леонов А.А. Унифицированный CFD подход для моделирования двухфазных течений с учетом сил поверхностного натяжения. / Изв. РАН. Энергетика, 2014, № 6, с. 73-86.
5. ANSYS Workbench version 14.5 User Reference; Ansys Inc.; 2014.

ЖҰҚА ҚАБЫРҒАЛЫ ЖЫЛУ АЛМАСТЫРҒЫШ ҚҰБЫРЛАРДАҒЫ БУ ТҮЗІЛУІ МЕН БУДЫҢ АСА ҚЫЗУЫН ЗЕРТТЕУ

¹⁾ Сураев А.С., ²⁾ Котов В.М., ²⁾ Скаков М.К., ³⁾ Батырбеков Е.Г., ⁴⁾ Виелеба В.К.

¹⁾ Қазақстан, Семей қ., Семей қаласының Шакарим атындағы Мемлекеттік университеті

²⁾ Қазақстан, Курчатov қ., ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы

³⁾ Қазақстан, Курчатov қ., ҚР Ұлттық ядролық орталығы РМК

⁴⁾ Польша, Вроцлав қ., Вроцлав политехникалық университеті

Жұмыс реактордың жылу алмастырғыштарында жұқа қабырғалы жылу алмастырғыш түтікшелерді пайдалану ретінде газды салқындататын реактормен АЭС пәк арттыру мүмкіндігін зерттеуге арналған. Бірақ, үдемелі бу түзілуі және де бумен аса қыздырғыштарда будың үш есе аса қызуы түтік шоғының беріктік сипаттамаларына ерекше талаптарын ұсынады.

RESEARCH OF STEAM FORMATION AND STEAM OVERHEATING IN THIN-WALL HEAT-EXCHANGE TUBES

¹⁾ A.S. Suraev, ²⁾ V.M. Kotov, ²⁾ M.K. Skakov, ³⁾ E.G. Batyrbekov, ⁴⁾ V.K. Vileba

¹⁾ State University of Semey named after Shakarim, Semey, Kazakhstan

²⁾ Branch “Institute of Atomic Energy” NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

³⁾ RSE National Nuclear Center RK, Kurchatov, Kazakhstan

⁴⁾ Wroclaw Polytechnic University, Wroclaw, Poland

This paper is devoted to research possibilities for increasing efficiency of NPP based on gas-cooled reactor by the mean of using thin-wall tubes in the reactors heat exchangers. However, intensive steam formation as well as steam triple overheating put forward special requirements to structural characteristics of tube assembly.

УДК 539.12/.17

REACTION RATE DETERMINATIONS AT EXTREMELY LOW TEMPERATURES FOR LIGHT ELEMENTS NUCLEAR BURNING: THE IMPACT OF TROJAN HORSE METHOD MEASUREMENTS

¹⁾ L. Lamia, ^{1,2)} C. Spitaleri, ²⁾ R.G. Pizzone

¹⁾ *Dipartimento di Fisica e Astronomia, Università di Catania, Catania, Italy*

²⁾ *Laboratori Nazionali del Sud-INFN, Catania, Italy*

The paper reports the recent application of Trojan Horse Method (THM) to nuclear burning reactions of interest for astrophysics. In more detail, the nuclear reactions involving lithium, beryllium, and boron are discussed because of their role in both primordial and stellar nucleosynthesis. THM represents an indirect technique allowing for studying low-energy nuclear reactions once the quasi-free reaction mechanism has been properly selected. The basic theory of the method will be briefly described together with the typical THM data analysis. Thus, the impact of the updated THM reaction rate will be discussed, giving a particular emphasis to the stellar physics case.

INTRODUCTION

In the stellar physics domain the “light elements”, lithium, beryllium and boron mainly experience (p,α) burning at different temperatures, corresponding to different depths of stellar interior. Due to their different fragility against (p,α) reaction, these are mainly destroyed in stars at temperatures of few millions of kelvin, increasing from $T_6 > 2$ for those induced on lithium up to $T_6 > 4.5$ for the one induced on boron isotopes. Thus during the Pre-main sequence (PMS) phase, light elements are completely burned in the stellar interiors; however light elements can still be present at the stellar surface where they can be spectroscopically observed. Pre-main sequence (PMS) stars show really deep convective envelopes at the bottom of whose the temperature reach the ignition values for nuclear burning. Deuteron and lithium are usually strongly depleted in such environments, while the Be and B depletion is less efficient, strongly depending on the depth of the convective envelope. This is in turn related to the stellar mass and its metallicity; as well known the extension of the convective envelope increases with the decrease of the mass and with the increase of the metallicity. Since the burning efficiency depends on the extension of the convective envelope, the light elements can be then used as tracers of stellar mixing phenomena, possibly induced by stellar rotation. In order to complement the still open questions for astrophysical models (i.e. opacity evaluation, stellar mass determination, convection mechanisms description, etc.), nuclear cross section reaction rates need to be precisely known in the astrophysical range of interest for the Li, Be, and B burning, which corresponds to Gamow peak ranges from few keV's up to 10 keV [1]. These energies are low if compared with the Coulomb barrier E_C , usually of the order of MeV's, thus implying the reactions take place via tunnel effect with an exponential decrease of the cross section,

$$\sigma(E) \propto \exp(-2\pi\eta)$$

(where η is the Sommerfeld parameter). Due to the exponential suppression, the direct cross section meas-

urements at astrophysical energies are usually extrapolated from the high energy ones by means of the astrophysical $S(E)$ -factor [2]

$$S(E) = E\sigma(E)\exp(2\pi\eta) \quad (1)$$

which, for non resonant reactions, varies smoothly with energies. Nevertheless this extrapolation procedure can introduce some uncertainties due, for example, to the presence of unexpected sub-threshold resonances or electron-screening effects [2].

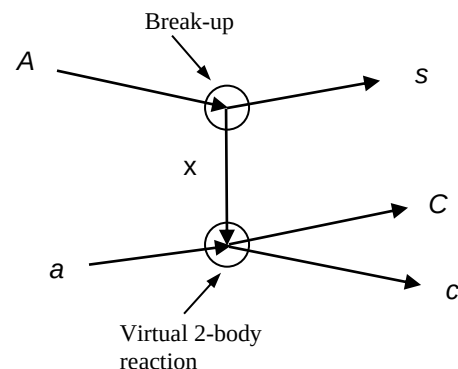


Figure 1: Pole diagram describing the quasi-free (QF) mechanisms discussed in the text

1. THE TROJAN HORSE METHOD: BASIC THEORY

In recent years, many indirect methods have been developed in order to measure the $S(E)$ -factor overcoming the extrapolation procedures. In particular the THM [3, 6] is an indirect technique aimed at extracting the $S(E)$ -factor for an astrophysically relevant two-body process by selecting, under appropriate kinematical conditions, the quasi-free (QF) contribution of a suitable three-body reaction. By focusing to the case of charged particle induced reactions in astrophysics, the three-body process is induced in laboratory at energies well above the Coulomb barrier in the entrance channel thus allowing the experimentalist of extracting a charged particle two-body cross section at astrophysical energies, free of Coulomb suppression.

The application of the Quasi-Free (QF) break-up mechanisms in the past was mostly connected to an extensive study of nuclear structure, as discussed in [5, 6] and references therein. Basically, these reaction mechanisms are direct processes in which the interaction between an impinging nucleus and the target can cause the break-up of the target (TBU) or, that is the same, of the projectile (PBU). In particular, the so-called QF are processes having three particles in the exit channel one of which can be thought as “spectator”. Sketching for simplicity a TBU process, the picture is that of an interaction between the impinging nucleus and fraction of the nucleons forming the target (called “participants”), while the other counterpart does not participate to the reaction. The spectator in this picture will be then “free” from any effect due to the interaction between the incoming nucleus and the participants. The analysis of the QF reactions is usually performed in the framework of the Impulse Approximation (IA), for which, by assuming the cluster $A = x \oplus s$ configuration, the QF $A + a \rightarrow c + C + s$ process can be described through the pseudo-Feynman diagram shown in Figure 1, where only the first term of the Feynman series is retained. The upper pole refers to the target nucleus break-up into its constituents, while the lower pole to the virtual two body reaction $a + x \rightarrow c + C$ leaving s as spectator. This approach allows then to factorize the three-body cross section as

$$\frac{d^3\sigma}{dE_c d\Omega_c d\Omega_s} \propto KF |\Phi(p_s)|^2 \left(\frac{d\sigma}{d\Omega} \right)^N \quad (1)$$

where KF is a kinematical factor containing the final state phase-space factor and it is a function of the masses, momenta and angles of the outgoing particles [1], $\Phi(p_s)$ is the Fourier transform of the radial wave function for the x - s inter-cluster motion inside A , usually described in terms of Hankel, Eckart or Hulthen wave functions depending on the cluster configuration involved in the reaction, $(d\sigma/d\Omega)^N$ is related to the a - x process cross section. The apex “ N ” is often used to underline that with TH investigation one accesses to the only nuclear part of the cross section, being the Coulomb part naturally removed. It additionally represents the half-off energy shell a - x cross-section [5,6], being x a virtual particle thus not satisfying the standard momentum-energy relation, as explained in [6]. Further, the $a + x \rightarrow c + C$ reaction is then induced at energy E_{cm} , given in post-collision prescription as $E_{cm} = E_{cc} - Q_{2body}$, E_{cc} being the relative energy between the two detected-outgoing particles and Q_{2body} the Q -value of the two-body process. By knowing the momentum distribution of the involved “TH-nucleus” A and by its shape-determination in the TH experiment, it is then possible to *extract* the two-body reaction cross-section from a *measurement* of the three-body coincidence yield by inverting Eq. (1). This approach was successfully used in these years to evaluate the cluster structure properties of several nuclei, such as ^2H , ^3He , ^6Li and ^9Be [5].

In particular, due to its $p \oplus n$ cluster structure and a well-known radial wave function for the p - n relative motion, deuteron was largely used to investigate QF break-up reactions having neutron or proton as spectator in the exit channel allowing to extend the QF studies to that of proton-induced or neutron-induced reactions. In the last years, the Trojan Horse Method (THM) provides an useful application of such QF mechanisms to astrophysically relevant reactions, whose direct study is often hindered by the ultra-low values of their cross sections because of the Coulomb barrier penetration.

1.1 Experimental Approach and Data Analysis

In the case of boron burning reactions, the indirect study of the $^{11}\text{B}(p,\alpha)^8\text{Be}$ has been performed by applying the THM to the three-body $^2\text{H}(^{11}\text{B}, \alpha^8\text{Be})n$ reaction [7,8]. The (p,α) reaction has been studied by using the deuteron (^2H) as “Trojan-Horse” nucleus: figuratively, this “nuclear Trojan Horse” brings directly the proton into the nuclear field of the boron isotope, inducing the (p,α) reaction on ^{11}B without this feels the presence of the Coulomb barrier “Troy’s walls” effects. The $^2\text{H}(^{11}\text{B}, \alpha^8\text{Be})$ experiment was performed at the Laboratori Nazionali del Sud in Catania where only the $^2\text{H}(^{11}\text{B}, \alpha_0^8\text{Be})$ channel was investigated. The SMP Tandem Van de Graaf accelerator provided a 27 MeV ^{11}B beam with a spot size on target of about 1.5 mm and intensities up to 2-3 nA. Deuterated polyethylene targets (CD_2) of about $170 \mu\text{g}/\text{cm}^2$ were placed at 90° with respect to the beam direction. The detection set up consisted of a Dual Position Sensitive Detector (DPSD), made of two $50 \times 10 \text{ mm}^2$ silicon detectors mounted one above the other and separated by 1 mm, and three $50 \times 10 \text{ mm}^2$ standard Position Sensitive Detectors. Due to its instability against α -decay, the ground state of ^8Be was selected by reconstructing the relative energies between two-alpha particles hitting in coincidence the upper and lower part of the DPSD, as explained in details in [7, 8]. The trigger for the event acquisition was given by the triple coincidences between the upper and lower part of the DPSD and one of the three PSD’s. This allowed for the discrimination of the “ ^8Be event” as double coincidence in the DPSD: by gating on the relevant 90 keV peak in the α - α relative energy spectrum and by using the detection in coincidence with an α particle in one of the other PSD’s, it has been possible to completely reconstruct the kinematic of the the $^2\text{H}(^{11}\text{B}, \alpha^8\text{Be})n$ three-body process. After the calibration of the involved detectors, the first step of a typical “TH-analysis” is to discriminate the channel of the three-body reaction of interest from the ones induced, in this case, by the interaction of ^{11}B on CD_2 . Under the hypothesis that the third *undetected particle* had mass number 1, all the variables of interest were further calculated. In particular, by means of the energy conservation law, the Q -value spectrum for the selected events was also reconstructed and reported in Fig. 2. The presence of a well separated peak around 6.4 MeV must be compared with the theoretical Q -value of 6.36 MeV for

the ${}^2\text{H}({}^{11}\text{B}, \alpha_0 {}^8\text{Be})\text{n}$ reaction. The agreement, within the experimental uncertainties, is a signature of our good calibration and a precise selection of the three-body channel.

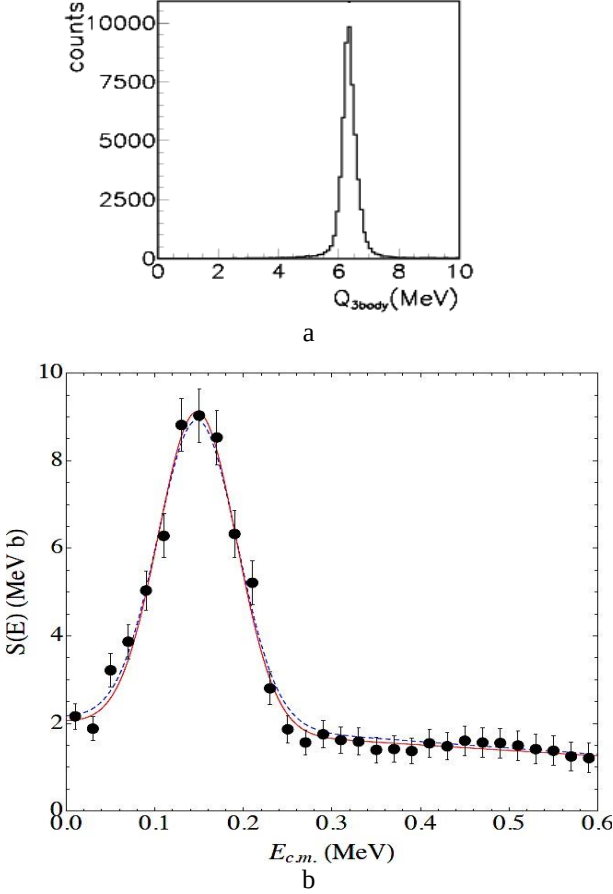


Figure 2. (a) – Experimental Q-value for the three-body ${}^2\text{H}({}^{11}\text{B}, \alpha_0 {}^8\text{Be})\text{n}$ reaction. (b) – $S(E)$ -factor for the ${}^{11}\text{B}(p, \alpha_0 {}^8\text{Be})$ reaction extracted by means of the THM (black points) with its fit (red line) as given in [8]. The blue-dotted line represents the extrapolation of [9].

After this stage and eventually the detection of Sequential Decay (SD) processes [5,8], we can proceed with the further steps of the analysis and, in particular, with the selection of the events coming from the QF-mechanism. The QF-mechanism is connected with the behaviour of the undetected third particle in the exit channel. A necessary check is performed by studying the experimental momentum distribution of the neutron in the exit channel. In the “quasi-free” hypothesis, the neutron should maintain in the exit channel the same impulse distribution for the p-n relative motion inside the deuteron that it had before interaction with the impinging particle. Selecting then a small energy region where the two-body cross section can be assumed almost constant, the three-body coincidence yield correct for the phase-space factor will be proportional to the momentum distribution, as deduced in [5,8]. The agreement obtained in both [7,8] between the experi-

mental data and the theoretical Hulthén function for the p-n motion inside the deuteron represents the experimental evidence that the neutron acted as a “spectator” during the break-up occurred in the ${}^2\text{H}({}^{11}\text{B}, \alpha_0 {}^8\text{Be})$ reaction. Additional studies about the possible presence of distortion effects and a DWBA analysis of the deuteron momentum shape has been performed in [8].

Once the QF events have been selected, the ${}^{11}\text{B}(p, \alpha_0 {}^8\text{Be})$ bare nucleus $S(E)$ -factor has been extracted, as given in [8]. In particular, the TH data have been normalized to the direct data of [9] once the effect of the energy resolution (of about 40 keV) has been taken into account. Because of the presence of the $l=1$ resonant level at about 150 keV in center-of-mass energy and because the TH data are not affected by the Coulomb penetrability effect, two partial waves were taken into account in extracting the data. In particular, the $l=0$ component has been used to describe the non resonant part, while the $l=1$ partial wave has been used to calculate the penetrability for the events belonging to the resonant peak, as described in [8]. The result of the TH analysis given in [8] is then shown in the right panel of Fig. 2, where the experimental data (containing only the statistical error) have been fitted (red-line) via a 2nd order polynomial function (describing the non-resonant part) incoherently added to a Gauss function (describing the resonant contribution). Our measurement of the zero-energy $S(E)$ -factor leads to the value of $S(0)=2.07\pm 0.41$ MeV b, where the quoted error takes into account the statistical error on the experimental points ($\sim 10\%$), as well as the sources of systematic uncertainties, i.e. the choice of the cut-off radius in the penetrability calculation ($\sim 14\%$) and the normalization procedure ($\sim 10\%$). Our *measured* value is in agreement with the *extrapolated* one of [5]. Once the behavior of the bare nucleus $S(E)$ -factor was evaluated, the electron screening potential U_e was determined using the low-energy data of [10] normalized to those of [9]. In particular, the data of [10] have been “scaled” to 1% of their published value, since the authors give their final $S(E)$ -factor values as the sum of both α_0 and α_1 channels. By using then the low-energy THM $S(E)$ -factor of [8], the fit fixes the free parameter U_e for the α_0 channel to $U_e^{\text{THM}}=472\pm 160$ eV, in strong disagreement with the theoretical adiabatic limit of about 340 eV.

2. IMPACT OF THM RESULTS IN ASTROPHYSICS

The THM results obtained for (p, α) reaction induced on lithium, beryllium and boron have been matter of different studies [11-14].

Besides the role played by lithium-7 abundances and the need of studying its temporal evolution in stellar environments (see for instance [11-13]), THM $S(E)$ -factor measurements have been recently used in [14] for evaluating the fate of ${}^9\text{Be}$ and ${}^{10}\text{B}$ in stars, thanks to the measurements discussed in [15, 16], respectively. The case of ${}^6\text{Li}$ appears also of particular interest: any prediction of its fate in, for instance, pre-main sequence (PMS) stars could allow astronomers in probing stellar

age. It must be stressed here that, although the efforts in observational astronomy, ${}^6\text{Li}$ detection in relatively low-mass stars represents still an issue. Detailed calculation of the ${}^6\text{Li}$ temporal evolution has been made in [13] by means of the PROSECCO code based on the well-tested FRANEC code (see [17, 18] and references therein). From our analysis, one can follow the evolution of ${}^6\text{Li}$ initial abundances as the stellar age varies for a metallicity of $[\text{Fe}/\text{H}]=-0.5$. Surface lithium depletion strongly depends on the temperature at the bottom of the convective envelope, thus our model suggest that only for higher metallicities, ${}^6\text{Li}$ starts to be significant; in addition the depletion is even more efficient when lowering the stellar mass, this reflecting the presence of a deeper and hotter bottom of the convective envelope. This qualitatively explains the ${}^6\text{Li}$ depletion, although the present uncertainties in the model input parameters other than the reaction rates ones dominate our present understanding of lithium-6 in stars.

In order to complement the already available information about lithium, beryllium involving reactions have been also studied via THM. In particular, the work of [15] allowed us to measure an $S(0)=21.0\pm 0.8$ MeV b

which is about 20% higher than the one adopted in the NACRE compilation for the ${}^9\text{Be}(p,\alpha){}^6\text{Li}$ reaction rate determination. Starting from such a discrepancy, we have also calculated the beryllium-9 temporal evolution as discussed in the recent work of [15]. Also in that case, the calculations have been made for PMS stars in a wide stellar mass range, starting from

$0.08 M_{\odot}$ up to $0.7 M_{\odot}$, by means of the THM reaction rate or the NACRE one. Our analysis show again a remarkable difference in the depletion result of beryllium at different stellar masses, being this the combined effect of both stellar structure and metallicity of the adopted models.

ACKNOWLEDGMENTS

The authors are in debt with the organizers for the quality of the conference. We thank prof. N. Burtebayev for the kind invitation and fruitful collaboration. This work has been partially supported by the Italian Ministry of University MIUR under the grants RFBR082838 (FIRB2008) and ‘LNS-Astrofisica Nucleare (fondi premiali)’.

REFERENCES

1. Boesgaard A.M., “*The Light Elements: Lithium, Beryllium and Boron*”, Origin and Evolution of the Elements (2004)
2. Rolfs C. and Rodney W.S. “*Cauldrons in the cosmos*”, University of Chicago Press, Chicago, (1988)
3. Baur G., Phys. Lett. B, **178**, 135 (1986)
4. Spitaleri C. et al., Phys. Rev. C, **60**, 055802 (1999)
5. Spitaleri C. et al., Phys. of Atom. Nucl., **74** (2011)
6. Tribble R., et al., Rep. Prog. Phys., **77**, 106901 (2014)
7. C. Spitaleri et al., Phys. Rev. C, **69**, 055806 (2004)
8. Lamia L. et al., Journ. of Phys. G, **39**, 015106 (2012)
9. Becker H. W. et al., Z. Phys. A, **327**, 341 (1987)
10. Angulo C. et al, Z. Phys. A**345**, 231-242 (1993)
11. Pizzone R.G. et al., A&A, **438**, 779 (2005)
12. Lamia L. et al., A&A, **541**, A158 (2012)
13. Lamia L. et al., The Astroph. Journ., **768**, 65 (2013)
14. Lamia L. et al., The Astroph. Journ., **811**, 69 (2015)
15. Wen Q.G. et al., Phys. Rev. C, **78**, 035805 (2008)
16. Spitaleri C. et al., Phys. Rev. C, **90**, 035801 (2014)
17. Degl’Innocenti S. et al., Ap&SS, **316**, 25 (2008)
18. Dell’Omodarme M. et al., A&A, **540**, A26 (2012)

ЯДРОЛЫҚ ЖАНУДЫҢ ЖЕҢІЛ ЭЛЕМЕНТТЕРІ ҮШІН АЙРЫҚША ТӨМЕН ТЕМПЕРАТУРАЛАРДА РЕАКЦИЯ ЖЫЛДАМДЫҒЫН АНЫҚТАУ: ТРОЯЛЫҚ АТ ӨЛШЕМДЕРІ ӘДІСІНІҢ ӘСЕРІ

¹⁾ Ламиа Л., ^{1,2)} Спитарели К., ²⁾ Пизон Р.Г.

¹⁾ Италия, Катания, Катания Университеті, Физика және астрономия кафедрасы

²⁾ Италия, Катания, Катания Ұлттық зертханасы

Осы жұмыста астрофизика үшін қызуғышылық білдіретін жанудың ядролық реакцияларына Троялық ат әдісін (ТАӘ) қолданудың қорытынды нәтижелері келтірілді. Литий, бериллий және борды қолданумен қалай бастапқы да, солай жұлдызды нуклиосинтезде олардың мәндерінің себептері бойынша ядролық реакциялар аса толық қарастырылады. Троян атының әдісі өзімен реакцияның квази еркін механизмі дұрыс анықталғаннан кейін төмен энергетикалық ядролық реакцияларды зерттеуге рұқсат ететін жанама әдістемені ұсынады. ТАӘ алынған деректерді талдау және әдіс теориясының негіздері қысқаша сипатталды. Сонымен қатар, жұмыста жұлдызды физикаға ерекше назар аудару реакция жылдамдығына қазіргі ТАӘ әсері қарастырылады.

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ СКОРОСТИ РЕАКЦИИ ПРИ ЭКСТРЕМАЛЬНО НИЗКИХ ТЕМПЕРАТУРАХ
ДЛЯ ЛЕГКИХ ЭЛЕМЕНТОВ ЯДЕРНОГО ГОРЕНИЯ: ВЛИЯНИЕ МЕТОДА ИЗМЕРЕНИЙ
ТРОЯНСКИЙ КОНЬ**

¹⁾ Ламиа Л., ^{1,2)} Спитарели К., ²⁾ Пизон Р.Г.

¹⁾ *Кафедра физики и астрономии Университета Катании, Катания, Италия*

²⁾ *Национальная лаборатория Катании, Катания, Италия*

В данной работе приведены последние результаты применения метода Троянского коня (МТК) к ядерным реакциям горения, представляющим интерес для астрофизики. Более подробно рассматриваются ядерные реакции с применением лития, бериллия и бора по причине их значения, как в изначальном, так и звездном нуклеосинтезе. Метод Троянского коня представляет собой косвенную методику позволяющую изучать низкоэнергетические ядерные реакции после того как квазисвободный механизм реакции был верно определен. Кратко описаны основы теории метода и анализ полученных данных МТК. Таким образом, в работе рассматривается влияние современного МТК на скорость реакции, при этом уделяя особое внимание звездной физике.

УДК 52-1/-8:539.14

ASTROPHYSICAL S FACTORS FOR THE REACTION ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ AT ULTRALOW ENERGIES

¹⁾ S.B. Igamov, ¹⁾ S.V. Artemov, ¹⁾ R. Yarmukhamedov, ²⁾ N. Burtebayev, ³⁾ S.B. Sakuta

¹⁾ Institute of Nuclear Physics, Tashkent, Uzbekistan

²⁾ Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan

³⁾ National Research Center "Kurchatov Institute", Moscow, Russia

The astrophysical S factors for the radiative capture reaction ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ in the region of ultralow energies were calculated on the basis of the R -matrix approach. The total width and the strength of the $E_{\text{c.m.}} = 110$ keV resonance were determined by fitting the theoretical calculations to new experimental data. The total width value of the $J^\pi = 3/2^+$ resonance state is obtained to be equal to $\Gamma_{\text{tot}} = 248.0 \pm 25.0$ keV and the resonances strengths values for the radiative transitions into the ground ($J^\pi = 3/2^-$) and first excited ($J^\pi = 1/2^-$) states are obtained to be similar and equal $w_\gamma = (8.3 \pm 0.1)$ eV. The contribution of direct radiative capture to the bound states of the ${}^7\text{Be}$ nucleus was determined with the aid of asymptotic normalization coefficients obtained from an analysis of the reaction ${}^6\text{Li}({}^3\text{He}, d){}^7\text{Be}$. A value of $S(0) = 70.2 \pm 12.0$ eV b was obtained for the total astrophysical S factor.

1. INTRODUCTION

In standard cosmology, ${}^6\text{Li}$ is produced at the epoch of big bang nucleosynthesis (BBN). Spectroscopic lithium abundances have been detected in the atmospheres of metal-poor stars [1–3]. The measurements indicate that these stars have a very large abundance of ${}^6\text{Li}$ and it is about 3 orders of magnitude larger than the Standard BBN (SBBN) prediction. This discrepancy suggests that ${}^6\text{Li}$ has another cosmological origin after the BBN epoch. Recently developed the Super Symmetry (SUSY) theory that an extension of the SBBN (see [4] and references therein), the non-thermal photon induced reaction ${}^7\text{Be}(\gamma_{\text{nt}}, p){}^6\text{Li}$, whose cross section is larger than that of ${}^7\text{Be}(\gamma_{\text{nt}}, \alpha){}^3\text{He}$ for γ_{nt} energies higher than ~ 10 MeV, can efficiently destroy ${}^7\text{Be}$ and produce ${}^6\text{Li}$, where γ_{nt} are the non-thermal photons produced from SUSY particle decay. The cross section of ${}^7\text{Be}(\gamma, p){}^6\text{Li}$ is, however, not expected to affect the ${}^7\text{Be}$ abundance. This is because the threshold energy of ${}^7\text{Be}(\gamma, \alpha){}^3\text{He}$ ($Q = 1.587$ MeV) is smaller than that of ${}^7\text{Be}(\gamma, p){}^6\text{Li}$ ($Q = 5.606$ MeV) so that as of the non-thermal photon spectrum generated by the radiative particle decay prefers ${}^7\text{Be}$ destruction via the former reaction. On the other hand, the cross section possibly affect significantly the ${}^6\text{Li}$ abundance, which can characteristically be elevated in this model with respect to the standard BBN model [4]. Since the low-energy cross section of the ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ reaction is related to that of the ${}^7\text{Be}(\gamma, p){}^6\text{Li}$ inverse reaction through the principle of detailed balance, the theoretical calculations of the BBN model would benefit from an improved determination of the cross section of ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$. Therefore, the measurement of capture cross section of ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ will permit the production of ${}^7\text{Be}$ and ${}^6\text{Li}$ in the scenarios to be well evaluated [5, 6].

The ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ reaction has been experimentally studied by Switkowski *et al.* [7] at low energies down to 200 keV. Knowledge of the energy dependence of the S -factor at very low energies is needed to perform a

reliable extrapolation. Although this is frequently determined by the use of a direct capture-model calculation, there are cases when this does not work. Low-energy resonances or subthreshold states can affect the extrapolation. A theoretical extrapolation has been performed by Barker [8] within potential model, based on simultaneous fit of the ${}^6\text{Li}(n, \gamma){}^7\text{Li}$ and ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ cross sections. Arai *et al.* [9] used a four cluster microscopic model to investigate low-energy ${}^6\text{Li} + p$ and ${}^6\text{Li} + n$ reactions. The S -factor of ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ reaction from [9] is in a good agreement with the available experimental data. The calculated data from [8, 9] and the analyzing-power measurement [10] for this reaction indicated that the S factor had a negative slope toward slow energies, while a thick-target measurement with a γ -to- α branching ratio method indicated a positive slope [5]. In [11] the γ -ray angular distributions have been measured for the ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ reaction with transitions to the ground and first excited ($1/2^-$, 429 keV) states of ${}^7\text{Be}$ at the beam energies of $E_p = 387, 690, 984$ and 1283 keV in the laboratory system. The obtained data were analyzed in the framework of the direct capture potential model by using FRESKO program. The calculations demonstrate a wide resonance-like behavior of the astrophysical S factor around the $E_{\text{cm}} = 400$ keV. So at lower energies the calculated in [11] astrophysical S factor showed a positive slope. Evidently it was necessary to carry out the cross section measurements for the ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ reaction at energies less than 200 keV to clarify controversial situation arisen. Recently in [12] a direct S -factor measurement has been carried out at the energies $51 < E_p < 257$ keV. The S -factor data being in rather well accuracy shows a broad peak located at $E_R \approx 195$ keV. These data have been roughly fitted by R -matrix calculations assuming a positive-parity resonance state $J^\pi = (1/2^+, 3/2^+)$ with the proton width $\Gamma_p \approx 50$ keV. In [12] the γ transitions to the ground state (γ_0) and to the first excited state (γ_1) in ${}^7\text{Be}$ have clearly observed as well. The branching ratio of photo-peak γ -ray

yields for the ground-state (γ_0) and first-excited-state (γ_1) captures behave as constant over measured energy region and equal to 1.57 ± 0.15 which is in a good agreement with the value of 1.56 ± 0.10 [7].

The present study is devoted to the analysis of the reaction ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ on the basis of the R -matrix method [13, 14] with allowance for experimental data on the astrophysical S -factors from [7, 12]. The value of the asymptotical normalization coefficient (ANC) for ground state of ${}^7\text{Be}$ in the channel ${}^6\text{Li} + p$ obtained from an analysis of the reaction ${}^6\text{Li}({}^3\text{He}, d){}^7\text{Be}$ [15] have been used at the calculation of the direct part contribution of the radiative capture amplitude for the reaction ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$. This facilitates substantially the procedure of fitting resonance widths to experimental data by fixing the contribution of the direct radiative capture amplitude to the total amplitude for the reaction ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$. It is physically justified from the point of view of reducing the number of adjustable parameters (including resonance widths, resonance energies, and channel radius) inherent in the R -matrix method. Information obtained in this way is used to extrapolate the astrophysical S factor to the region of ultralow energies, including $E = 0$. Previously, this approach was successfully used in [16-22].

2. R-MATRIX APPROACH TO RADIATIVE CAPTURE

In this section we give the explicit equations for the $S(E)$ for ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ in the R -matrix method [18, 21, 22]. We use the standard convention

$$S(E) = E e^{2\pi\eta_i}, \quad (1)$$

where $\sigma(E)$ is the reaction cross section, E is the relative kinetic energy of colliding particles (p and ${}^6\text{Li}$), and η_i is the Coulomb parameter for p - ${}^6\text{Li}$ scattering. In the R -matrix method, the cross section for the reaction ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ of radiative capture to bound states of the nucleus ${}^7\text{Be}$ is given by

$$\sigma_{ji}(E) = \sum_{J_i} \sigma_{jiJ_f}(E),$$

$$\sigma_{jiJ_f}(E) = \frac{\pi}{k^2} \frac{2J_i+1}{(2J_p+1)(2J_{Li}+1)} \sum_{I l_i L} \left| M_{I l_i J_i J_f L}(E) \right|^2, \quad (2)$$

where J_i is the total angular momentum of colliding particles in the ($p + {}^6\text{Li}$) channel; J_f is the spin of the ${}^7\text{Be}$ nucleus; J_p (J_{Li}) is the spin of the proton (${}^6\text{Li}$ nucleus); and I , l_i , and $\mathbf{k} = \sqrt{2\mu E}$ are, respectively, the total spin of colliding nuclei, their relative orbital angular momentum, and the relative momentum in the entrance reaction channel, μ being the reduced mass of colliding particles (p and ${}^6\text{Li}$). The transition amplitude $M_{I l_i J_i J_f L}$ is represented in the form of the sum of the resonance and direct amplitudes ($M_{I l_i J_i J_f L}^{(R)}$ and $M_{I l_i J_i J_f L}^{(D, EL)}$, respectively, where L is the electromagnetic-transition multipolarity). In the single-level approximation, the amplitude for resonance proton capture can be represented in the form

$$M_{I l_i J_i J_f L}^{(R)}(E) = i e^{i\xi_{l_i}} \frac{[r_{I l_i J_i}^p(E)]^{1/2} [r_{I l_i J_f L}^\gamma(E)]^{1/2}}{E - E_R + i \frac{\Gamma_{J_i L}}{2}}, \quad (3)$$

where ξ_{l_i} is the sum of the hard-sphere and Coulomb phase shifts; Γ_{J_i} is the total width; $\Gamma_{I l_i J_i}^p$ is the protonic partial width of the resonance state of the ${}^7\text{Be}$ nucleus in the ($p + {}^6\text{Li}$) channel; $\Gamma_{J_i J_f L}^\gamma$ is the radiative width. The total width of the resonance is the sum of its p , α , and γ partial widths. The energy dependence of the proton partial width is given by

$$\Gamma_{I l_i J_i}^p(E) = \sqrt{\frac{E}{E_R}} \frac{P_{l_i}(E, r_c)}{P_{l_i}(E_R, r_c)} \Gamma_{I l_i J_i}^p(E_R). \quad (4)$$

Here, $P(E, r_c)$ is the Coulomb penetration factor in the proton channel, and r_c is the proton channel radius. Similar expressions give the energy dependence of the partial widths for the other particle-decay channels. The energy dependence of the gamma width is given by

$$\Gamma_{J_i J_f L}^\gamma(E) = \left(\frac{E_\gamma}{E_R + \varepsilon_f} \right)^{2L+1} \Gamma_{J_i J_f L}^\gamma(E_R), \quad (5)$$

where $E_R + \varepsilon_f$ is the energy of the emitted γ ray at resonance and ε_f is binding energy for ${}^7\text{Be}$ nucleus in the ($p + {}^6\text{Li}$) channel.

In the long-wavelength approximation the direct capture part of the amplitude corresponding to the EL multiple capture is given by

$$M_{I l_i J_i J_f L}^{(D, EL)}(E) = i^{l_i+L-l_f} e^{i\xi_{l_i}} \sqrt{\frac{2\mu}{k}} k_\gamma^{L+1/2} e^{\left(\frac{\mu}{m_p}\right)^L} \times \left[1 + (-1)^{\frac{3}{6L}} \sqrt{\frac{(2L+1)(L+1)}{L}} \frac{1}{(2L+1)!!} \right. \\ \left. \times \sqrt{2(2L+1)W\left(L, l_f, J_i, \frac{1}{2}; l_i, \frac{1}{2}\right)} I_{\alpha; l_i l_f L} \right] \quad (6)$$

The energy behavior as well as the normalization of the amplitude for direct radiative capture are completely determined by the radial integral (see, for example, [18])

$$I_{\alpha; l_i l_f L} = C_{l_f J_f} \int_{r_c}^{\infty} dr r^L W_{-\eta_f, l_f+1/2}^{(2\kappa r)} \times (I_{l_i}(r) - e^{2i\xi_{l_i}} O_{l_i}(r)), \quad (7)$$

where $W_{-\eta_f, l_f+1/2}$ is the Whittaker function; $C_{l_f J_f}$, η_f are the ANC, Coulomb parameter, and $\kappa = \sqrt{2\mu \varepsilon_f}$, $I_{l_i}(r)$ and $O_{l_i}(r)$ are incoming and outgoing spherical waves, respectively. As it is seen from (7) the direct amplitude $M_{I l_i J_i J_f L}^{(D, EL)}$ totally depends on parameters $C_{l_f J_f}$ and r_c . Despite the fact that these parameters are mutually independent, they are conjugated to the normalization of the radial integral $I_{\alpha; l_i l_f L}$. So, the different pairs of these quantities could be used to obtain the same $I_{\alpha; l_i l_f L}$. Consequently, one should try to use the well-known values of the $C_{l_f J_f}$ as well as to fit the channel radius r_c that it retains its physical meaning. In this work the $C_{l_f J_f}$ data from [23] are used. The problem of the selection of the correct value r_c is decided in the next section.

3. CALCULATION OF THE ASTROPHYSICAL S-FACTOR FOR ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ REACTION

In the calculation of the astrophysical S -factor for the ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ reaction the suitable values of the total and proton widths of resonance states as well as the gamma width of the radiative transition into the ground state of the ${}^7\text{Be}$ nucleus in the $(p + {}^6\text{Li})$ channel may be determined from the experimental data itself using a fitting procedure. As these quantities conjugate with the channel radius r_C it is necessary firstly to fix this value in correct way. The channel radius r_C in the R -matrix approach has a clear physical interpretation. It should be comparable to or larger than the nuclear radius but it should satisfy a distance where the wave functions of the $(p + {}^6\text{Li})$ – scattering and ${}^7\text{Be}$ bound state pass into their asymptotes [18]. To determine this value of the channel radius r_C one needs to research of the radial integral (7). Actually, the integrand functions $C_{l_f j_f} W_{-\eta_f; l_f+1/2}(2\kappa r)$ and $I_{l_i}(r) - e^{2i\xi_{l_i}} O_{l_i}(r)$ are asymptotic of the overlap radial function $\phi_{l_f}(r)$ of the relative motion of p - ${}^6\text{Li}$ in ${}^7\text{Be}$ and of the scattering wave function $\psi_{l_i}(k, r)$ of the colliding proton and ${}^6\text{Li}$, respectively. The later is correct only when the phase shifts ξ_{l_i} is being calculated in the same potential of p - ${}^6\text{Li}$ interaction as was used in the calculation of the wave function $\psi_{l_i}(k, r)$ by solving the radial Schrödinger equation. In practice the overlap function $\phi_{l_f}(r)$ is replaced by the wave function being numerically calculated by solving the radial Schrödinger equation in a some two – body potential such as the Woods-Saxon potential. At present work the Gaussian basis wave function from [24] calculated in the framework of the two-cluster model founded on a phenomenological semi-microscopic approach was used as the overlap function $\phi_{l_f}(r)$. Within this model, local potential parameters of the interaction of the p vs ${}^6\text{Li}$ for the both bound state and scattering state were determined by fitting to the scattering data and properties of bound states of the relative motion p - ${}^6\text{Li}$ in ${}^7\text{Be}$ [24]. The analysis of the overlap function $\phi_{l_f}(r)$ and the wave function $\psi_{l_i}(k, r)$ calculated by using the model parameters from [24] at different energies less than 1 MeV

showed that both functions passed into their asymptotes at distance about 4.2 fm. Meanwhile the integrand (7) calculated for the $E1$ transition reaches its maximum at 6.5 fm. We have carried out several calculations of the astrophysical S factor of ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ reaction for different channel radius values from $r_C=4.2$ fm down to 3.2 fm. Every time the parameters of the R -matrix method namely: the resonance strength, total resonance width and ANC were determined by fitting to the experimental data to minimize χ^2 . Note, we had to have fitted the resonance strength but not proton and radiation widths separately because of the observable peak of the resonance capture at $E_{\text{cm}}=200$ keV was rather weak with respect to the direct capture to fit each widths individually. In Table 1 the result of the fittings for four values of the radius channel r_C is presented. As one can see from the table the fitting parameters are changed noticeably, while the astrophysical S -factor remains almost unchanged. But each set of the fitted parameters could pretend to be natural quantities describing the under consideration reaction ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$. Note, although the fitted values of E_{res} are different for each sets, because of interference between the weak resonance amplitude and rather strong direct capture amplitude, the center of the peak is shifted to $E_{\text{cm}}=200$ keV.

As mentioned above to avoid ambiguity in the use of the fitting parameters one has to stick to use independent source data principle. In [23] the ANCs values for the ground and first excited states of ${}^7\text{Be}$ nucleus in the $(p + {}^6\text{Li})$ channel have been obtained by the analyzing the proton transfer reaction ${}^6\text{Li}({}^3\text{He}, d){}^7\text{Be}$ differential cross section data measured in two different experiments at 33 [25] and 34 [23] MeV in the framework of the modified DWBA and Coupled Reaction Channels methods. These are $C_{1;1/2}^2=0.140\pm0.020$, and $C_{1;3/2}^2=3.39\pm0.50$ fm $^{-1}$ ($C_{1;3/2}^2=1.26\pm0.18$, and $C_{1;3/2}^2=2.27\pm0.33$ fm $^{-1}$ in a lj -representation [23]) for the ground state. The modified DWBA used in [23] is unable to take into account the contribution of three-particle (p - d - ${}^6\text{Li}$) Coulomb dynamics (associated with all possible Coulomb rescattering processes involving p , d , and ${}^6\text{Li}$ particles in the intermediate reaction state) in the pole mechanism of proton transfer reaction ${}^6\text{Li}({}^3\text{He}, d){}^7\text{Be}$. It may be taken into account by introducing a Coulomb renormalization factor, Z determining by a method used in [26, 27].

Table 1. The fitting parameters for different values of the radius channel in the reaction ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$

r_C , fm	4.2	3.5	3.3	3.2
$C_{p1/2}^2$, fm $^{-1}$	0.202	0.121	0.111	0.978
$C_{p3/2}^2$, fm $^{-1}$	5.125	3.022	2.744	1.728
w_γ , eV	1.098e-4	6.280e-5	8.300e-5	7.510e-5
Γ_{tot} , keV	197.121	275.906	247.626	243.151
χ^2	0.291	0.266	0.289	0.30
E_{res} , MeV	0.138	0.1	0.11	0.109
$S(300 \text{ keV})$, eV b	52.67	51.64 (2.0%)	51.77 (1.7%)	51.36(2.5)
$S(500 \text{ keV})$, eV b	40.59	41.01(1.0%)	41.25 (1.6%)	41.16 (1.4%)
$S(1000 \text{ keV})$, eV b	31.93	31.93 (0.0%)	32.5 (1.7%)	32.63 (2.2%)

This factor has been found to be equal $Z=1.24$. The practical values of the ANC's were determined by dividing the experimental ANC's data of [23] by Z . Thereby the used ANC's values are $C_{1;1/2}^2=0.113\pm0.016$, and $C_{1;3/2}^2=2.73\pm0.40 \text{ fm}^{-1}$ which correspond to the channel radius $r_C=3.3 \text{ fm}$. Taking into account that the interaction nuclear radius of ${}^7\text{Be}$ is equal to 2.22 fm [28], this value of r_C is rather acceptable to be the channel radius. Accordingly the fitting parameters presented in fourth column of the Table 1 were used to calculate the astrophysical S -factor for the proton radiative capture by ${}^6\text{Li}$ into the ground state of ${}^7\text{Be}$. To calculate the astrophysical S factors for the proton radiative capture into the first excited state of ${}^7\text{Be}$ and total astrophysical S factors we used the branching ratio value of the capture yields γ_0 and γ_1 from [12], which is equal to 1.57 ± 0.15 . This value is also used to extract the astrophysical S -factor for the ground and first excited states as well as their sum from [7, 12].

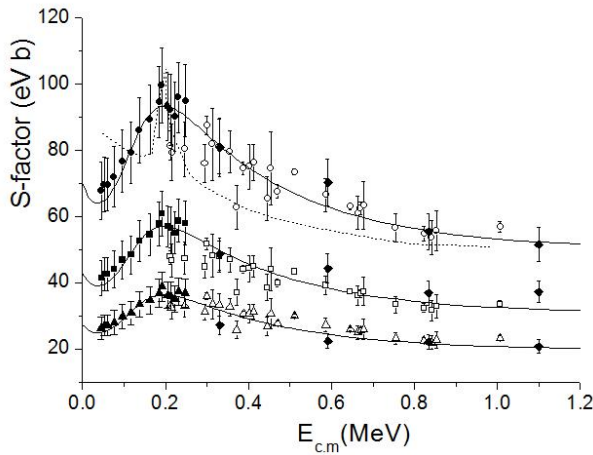


Figure 1. Astrophysical S -factor for the radiative capture reaction ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$. Solid lines present the results of the calculations of the astrophysical S factors for the proton radiative capture by ${}^6\text{Li}$ into the excited, ground states of ${}^7\text{Be}$ as well as their sum, bottom -up. The filled triangle, rectangular and circle data points are from [12], the rhomb ones from [11], the hollow ones from [7], respectively. The dotted line is the S factor calculated in [12].

In Fig.1 the astrophysical S factor for the radiative capture reaction ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ is presented. As it is seen from the figure, our calculated data describe the experimental ones rather well at the whole energy range of the available experimental data in comparison with

those of [12] (dotted line). The zero energy values of the astrophysical S factors for the captures into the ground and first excited states have been obtained to be equal to $S^{\text{gr}}(0)=42.9\pm7.0$, $S^{\text{exc}}(0)=27.3\pm5.0$ and total astrophysical S factor respectively equal to $S^{\text{tot}}(0)=70.2\pm12.0 \text{ eV}\cdot\text{b}$. This value is rather different from that $S^{\text{tot}}(0)=93.4\pm10.5 \text{ eV}\cdot\text{b}$ obtained in [12]. The reason of such disagreement is that in [12] the resonance-like structure of the experimental S factor data at zero energy region are described by the theoretical calculations just partly. Those experimental points, which are very crucial to determine the zero energy value of the astrophysical S factor, appeared beyond the theoretical curve. Note that the same approach as R -matrix for the analyzing the astrophysical S factor in [12] and present study was applied. But the results of the analysis are rather different. The fact of the matter is that we use the R -matrix approach with the conception of total width of the resonance $\Gamma_{3/2}$, while in [12] it is suggested that the resonance width consists of only the proton width which equal to 50 keV . In our case we suggest that the total width $\Gamma_{3/2}$ considerably broader than that determined in [12] and besides the proton and γ widths it includes the α -decay partial width. Our data is in a good agreement with $S^{\text{tot}}(0)=65.0\pm14.0 \text{ eV}\cdot\text{b}$ obtained in [5], where a positive slope towards low energies have been indicated and in a disagreement with $S^{\text{gr}}(0)=79.0\pm18.0 \text{ eV}\cdot\text{b}$ [10] obtained by supposing that astrophysical S factor varies with negative slope towards low energies.

4. CONCLUSION

The astrophysical S factor for the radiative capture ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ reaction at very low energies has been calculated in the frame of the R -matrix method. The result of the calculations describes the experimental data excellently. The comparison of the resonance widths obtained by us and that from [12] suggests that the $J^\pi=3/2^+$, $1/2^+$ resonance states of ${}^7\text{Be}$ are destroyed through the radiation transitions as well as through possible p , α decays. The observed decline in ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ cross sections at energies below 200 keV also leads to a reduction of the rate of reverse ${}^7\text{Be}(\gamma, p){}^6\text{Li}$ reaction according to the principle of detailed balance.

This work was in part supported by the Committee for Coordinating Science and Technologies Development under Cabinet Ministers of the Republic of Uzbekistan under Grant No. $\Phi 2\text{-}\Phi A\text{-}\Phi 114$.

REFERENCES

1. S. G. Ryan, et al, *Astrophys. J.* **530**, L57 (2000).
2. J. Melendez and I. Ramirez. *Astrophys. J.* **615**, L33 (2004).
3. E. Rollinde, E. Vangioni-Flam, and K. A. Olive. *Astrophys. J.* **627**, 666 (2005).
4. M. Kusakabe, et al. *Phys. Rev.* **D74**, 023526 (2006).
5. F.E. Cecil et al. *Nucl. Phys.* **A539**, 75 (1992).
6. J.T. Huang et al. *At. Data Nucl. Data Tables* **96**, 824 (2010).
7. Z.E.Switkowski et al. *Nucl. Phys.* **A331**, 50 (1979).
8. F.C. Barker, *Aust. J. Phys.* **33**, 159 (1980).
9. K. Arai et al. *Nucl. Phys.* **A699**, 963 (2002).

10. R.M. Prior et al. Phys. Rev. **C70**, 055801 (2004).
11. A. Amar, N. Burtebayev. J. of Nuclear Sciences **1**, 13 (2014).
12. J.J. He et al. Phys. Lett. **B 725**, 287 (2013).
13. A.M. Lane and R. G. Thomas. Rev. Mod. Phys. **30**, 257 (1957).
14. F. C. Barker and T. Kajino. Aust. J. Phys. **44**, 369 (1991).
15. S.V. Artemov et al. Phys. At. Nucl. Vol. **75**, 291 (2012).
16. C. Angulo and P. Descouvemont. Nucl. Phys. A **690** 755 (2001).
17. A. M. Mukhamedzhanov, P. Bem, B. A. Brown, et al. Phys. Rev. C **67**, 065804 (2003).
18. N. Burtebaev et al. Phys. Rev. C **78**, 035802 (2008).
19. S. V. Artemov et al. Int. J. Mod. Phys. E **19**, 1102 (2010).
20. S.V. Artemov, A.G. Bajajin, S.B. Igamov, G.K. Nie, R. Yarmukhamedov. Phys. At. Nucl. **71** (2008) 998.
21. A. Sattarov, A. M. Mukhamedzhanov, A. Azhari, C. A. Gagliardi, L. Trache, and R. E. Tribble. Phys. Rev. C **60**, 035801 (1999).
22. S. V. Artemov, S. B. Igamov, Q. I. Tursunmakhatov, and R. Yarmukhamedov. Phys. At. Nucl. **75**, 291 (2012).
23. N. Burtebayev, et al. Nucl. Phys. A **909**, 20 (2013).
24. S. B. Dubovichenko et al. Phys. At. Nucl. Vol. **74**, 984 (2011).
25. K. Basak, O. Karban, S. Roman, G.C. Morrison, C.O. Blyth, J.M. Nelson. Nucl. Phys. A **368** 93 (1981).
26. S. V. Artemov, S. B. Igamov, K. I. Tursunmakhatov, and R. Yarmukhamedov, Bull. Rus. Acad. Sci.: Phys. **73**, 165 (2009).
27. S. B. Igamov, M. S. Nadirbekov, and R. Yarmukhamedov, Phys. At. Nucl. **70**, 1694 (2007).
28. F. Ajzenberg-Selove. Nucl. Phys. A **490**, 1 (1988).

АСЫРА ТӨМЕН ЭНЕРГИЯЛАР САЛАСЫНДА ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ РЕАКЦИЯСЫНЫҢ АСТРОФИЗИКАЛЫҚ S-ФАКТОРЫ

¹⁾ Игамов С.Б., ¹⁾ Артемов С.В., ¹⁾ Ярмухамедов Р., ²⁾ Буртебаев Н., ³⁾ Сакута С.Б.

¹⁾ *Өзбекстан, Ташкент, Ядролық физика институты*

²⁾ *Казахстан, Алматы, Ядролық физика институты*

³⁾ *Ресей, Мәскеу, «Курчатов институты» Ұлттық зерттеу орталығы*

R – матрицалық жақындаудың шеңберінде тым төмен энергия аймағында ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ радиациялық қармау реакциясының астрофизикалық S – факторының мәндері есептелінді. $E_{\text{ц.м.}} = 110$ кэВ энергиясы кезінде резонанстың толық ені мен күші теориялық есептеулерді жаңа эксперименттік деректерге келістіру арқылы анықталды. Негізгі ($J^\pi = 3/2^-$) және бірінші қозған ($J^\pi = 1/2^-$) күйлерге резонанстық радиациялық ауысу күштері бірдей және $w_\gamma = (8.3 \pm 0.1)$ эВ тең болып саналған кезде, $J^\pi = 3/2^+$ резонанстық күйдің толық енінің мәні $\Gamma_{\text{пол}} = 248.0 \pm 25.0$ кэВ тең болып табылды. ${}^7\text{Be}$ ядросының байланысқан күйлеріне тікелей радиациялық қармаудың үлесі ${}^6\text{Li}({}^3\text{He}, d){}^7\text{Be}$ реакциясын талдаудан алынған асимптоталық нормалаушы коэффициенттердің көмегімен анықталды. Нөлдік энергия кезінде толық астрофизикалық S – фактордың мәні $S(0) = 70.2 \pm 12.0$ эВ б тең болып алынды.

АСТРОФИЗИЧЕСКИЙ S-ФАКТОР РЕАКЦИИ ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ В ОБЛАСТИ СВЕРХНИЗКИХ ЭНЕРГИЙ

¹⁾ Игамов С.Б., ¹⁾ Артемов С.В., ¹⁾ Ярмухамедов Р., ²⁾ Буртебаев Н., ³⁾ Сакута С.Б.

¹⁾ *Институт ядерной физики, Ташкент, Узбекистан*

²⁾ *Институт ядерной физики, Алматы, Казахстан*

³⁾ *Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Россия*

В рамках R – матричного подхода рассчитаны значения астрофизического S – фактора реакции радиационного захвата ${}^6\text{Li}(p, \gamma){}^7\text{Be}$ в области сверхнизких энергий. Полная ширина и сила резонанса при энергии $E_{\text{ц.м.}} = 110$ кэВ были определены фитированием теоретических расчетов на новые экспериментальные данные. Значение полной ширины $J^\pi = 3/2^+$ резонансного состояния найдено равным $\Gamma_{\text{пол}} = 248.0 \pm 25.0$ кэВ, в то время как силы резонансных радиационных переходов в основное ($J^\pi = 3/2^-$) и первое возбужденное ($J^\pi = 1/2^-$) состояния считались одинаковыми и равными $w_\gamma = (8.3 \pm 0.1)$ эВ. Вклад прямого радиационного захвата в связанные состояния ядра ${}^7\text{Be}$ был определен с помощью асимптотических нормировочных коэффициентов, полученных из анализа реакции ${}^6\text{Li}({}^3\text{He}, d){}^7\text{Be}$. Значение полного астрофизического S – фактора при нулевой энергии получено равным $S(0) = 70.2 \pm 12.0$ эВ б.

УДК 539.171.016, 539.171.017, 539.172.1, 539.172.6

МЕХАНИЗМ РЕАКЦИИ ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ ПРИ ЭНЕРГИИ ДЕЙТРОНОВ 25 МэВ

¹⁾ Буртебаев Н., ¹⁾ Буртебаева Д.Т., ¹⁾ Дуйсебаев А., ¹⁾ Жолдыбаев Т.,
¹⁾ Керимкулов Ж.К., ¹⁾ Насурлла М., ¹⁾ Глушенко Н.В., ²⁾ Артемов С.В.,
²⁾ Караходжаев А.А., ²⁾ Салихбаев У.С., ³⁾ Сакута С.Б., ⁴⁾ Кличевски С.,
⁵⁾ Пясецки Е., ⁵⁾ Русек К., ⁴⁾ Сюдак Р., ⁵⁾ Трчинска А., ⁵⁾ Волинска-Цихоцка М.

¹⁾ Институт ядерной физики, Алматы, Казахстан

²⁾ Институт ядерной физики, Ташкент, Узбекистан

³⁾ НИЦ «Курчатовский Институт», Москва, Россия

⁴⁾ Институт ядерной физики, Краков, Польша

⁵⁾ Лаборатория тяжелых ионов, Варшавский Университет, Варшава, Польша

На ядрах ${}^7\text{Li}$ при энергии дейтронов 25 МэВ измерены угловые распределения упругого и неупругого рассеяния с возбуждением состояния 0.478 МэВ ($1/2^-$) и тритонов из реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ с переходом в основное ($J^\pi = 1^+$) и низлежащие возбужденные состояния (3^+ и 1^+) ядра ${}^6\text{Li}$. Экспериментальные данные были проанализированы в рамках метода связанных каналов. Извлечены значения спектроскопических факторов для систем ${}^7\text{Li} \rightarrow {}^6\text{Li}^{(*)} + n$. Они хорошо согласуются с теоретическими предсказаниями. Было показано, что механизм подхвата одного нейтрона доминирует на малых углах (до 40°) и реакция идет на поверхности ядра.

1. ВВЕДЕНИЕ

Изучение взаимодействия заряженных частиц с ядрами лития представляет большой интерес. С одной стороны, литий является одним из важнейших элементов топливного цикла в наиболее перспективных проектах термоядерных реакторов, использующих дейтерий-тритиевую плазму. Другой аспект связан с вопросами нуклеосинтеза легких ядер на ранней стадии эволюции Вселенной и реакциями, протекающими с образованием в звездной среде ядер ${}^7\text{Be}$ и ${}^7\text{Li}$. Обычно анализ ядерных реакций проводится в рамках оптической модели и метода искаженных волн (МИВ). Однако применимость этих моделей к легчайшим ядрам вызывает серьезные трудности, и стандартная оптическая модель, а следовательно, и обычный метод искаженных волн в этих условиях не имеет строгого обоснования и остается неудовлетворительным методом получения надежной спектроскопической информации.

Реакция (d, t) на ядрах ${}^7\text{Li}$ ранее исследовалась при энергиях 12 МэВ [1, 2], 15 МэВ [3, 4], 18 МэВ [5], 20 МэВ [6] и 28 МэВ [7]. Только при $E_d = 12$ МэВ [1] измерения были выполнены в полном диапазоне углов. В остальных случаях они проводились в области передней полусферы. Стандартный метод искаженных волн, как с нулевым, так и с конечным радиусом взаимодействия, используемый в расчетах угловых распределений в работах [1, 2], не описывает экспериментальные сечения под большими углами. При других энергиях (15, 20, 28 МэВ) проводился лишь качественный анализ на основе плосковолнового приближения. Значения спектроскопических факторов не извлекались.

Трудности в описании реакции ${}^7\text{Li}(d, t)$ методом искаженных волн могут быть вызваны, как эффектами связи каналов, так и вкладом обменных процессов. Их роль до сих пор остается неисследованной. Ядро ${}^7\text{Li}$ является сильно деформированным и имеет

квадрупольный момент $Q = 40.6$ мб, а приведенная вероятность электрического квадрупольного перехода $3/2^-$ (основное состояние) $\rightarrow 1/2^-$ ($E_x = 0.478$) составляет $B(E2) = 8.3 \text{ e}^2 \text{ Фм}^4$ [8]. Хотя ${}^6\text{Li}$ имеет значительно меньший квадрупольный момент ($Q = 0.818$ мб), и, с этой точки зрения, это ядро почти сферическое, приведенная вероятность электрического квадрупольного перехода из основного состояния ($J^\pi = 1^+$) в первое возбужденное ($J^\pi = 3^+$, $E_x = 2.186$ МэВ) составляет $25.6 \text{ e}^2 \text{ Фм}^4$, что почти на порядок превышает вероятность одночастичного перехода [8, 9]. Поэтому пренебрегать эффектами связи каналов упругого и неупругого рассеяния нельзя. Кроме того, ядро ${}^7\text{Li}$ имеет ярко выраженную кластерную слабо связанную структуру ${}^7\text{Li} = \alpha + t$, и в этом случае обменный механизм передачи α -частицы ${}^7\text{Li}(d, {}^6\text{Li})t$ может оказать существенное влияние на угловые распределения тритонов.

Целями настоящей работы являются исследование механизма реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ при энергии дейтронов 25 МэВ с учетом связи каналов и обменного механизма передачи α -частицы и получение спектроскопической информации.

2. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ МЕТОДИКА И РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ

Эксперимент проводился на пучке дейтронов с энергией 25 МэВ, выведенном из изохронного циклотрона У-150М Института Ядерной Физики (Алматы, Казахстан). Дифференциальные сечения упругого и неупругого рассеяния дейтронов и тритонов из реакции (d, t) на ядрах ${}^7\text{Li}$ были измерены в диапазоне углов от 8° до 169° в лабораторной системе, за исключением области углов $77^\circ - 107^\circ$, где это было сделать невозможно из-за конструктивных особенностей мишенного блока [10].

В качестве мишени использовался металлический литий с обогащением по ${}^7\text{Li}$ до 99%, нанесен-

ный на тонкую алундовую (Al_2O_3) пленку (~ 30 мкг/см²) методом термического распыления в вакууме. Толщина составляла 300-330 мкг/см².

Дейтроны и тритоны регистрировались телескопом счетчиков, состоящим из двух кремниевых детекторов с толщинами 100 мкм и 2 мм, и отделялись от других заряженных частиц с помощью методики двухмерного анализа ($\Delta E - E$).

Типичные спектры дейтронов и тритонов показаны на рис. 1. В спектрах дейтронов помимо упругого пика наблюдаются переходы в состояния при энергиях возбуждения $E_x = 0.478$ МэВ ($1/2^-$) и 4.65 МэВ ($7/2^-$). Рассеяние на углероде и кислороде сказывалось на точности измерений сечений только для состояния 4.65 МэВ. Поэтому оно было исключено из дальнейшего анализа. Разделение пиков упругого и неупругого рассеяния с возбуждением уровня $E_x = 0.478$ МэВ ($1/2^-$) осуществлялось разложением полной структуры на два пика гауссовой формы, как это показано на вставке. В спектре тритонов из реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ наблюдались три интенсивных группы, соответствующие основному (1^+) и возбужденным ($E_x = 2.186$ МэВ (3^+) и 3.563 МэВ (0^+ , $T = 1$)) состояниям ядра ${}^6\text{Li}$.

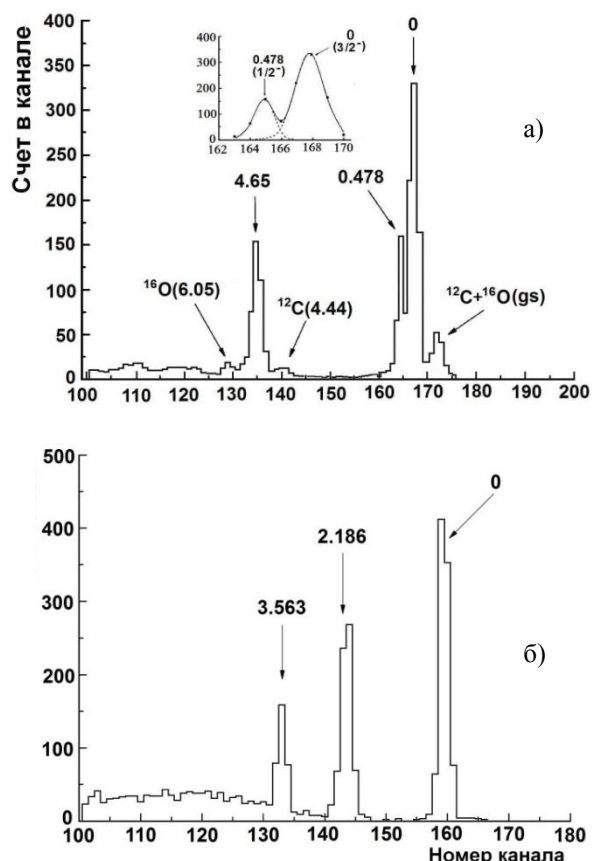


Рисунок 1. (а) Спектры дейтронов, рассеянных на ядрах ${}^7\text{Li}$ под углом $\theta_{\text{лаб}} = 22^\circ$ при энергии пучка 25 МэВ.
(б) Спектры тритонов под углом $\theta_{\text{лаб}} = 8^\circ$ из реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$.

Измеренные угловые распределения дейтронов и тритонов из реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$, как это видно из рисунков, приведенных в следующей главе, имеют хорошо выраженную дифракционную структуру, затухающую к большим углам. Причем упругое и неупругое рассеяние, как и следовало ожидать, находятся в противофазе друг к другу.

Статистические ошибки измеренных дифференциальных сечений не превышали 10%.

3. АНАЛИЗ И ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ

Расчет сечений рассеяния дейтронов и реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ проводился в рамках метода связанных каналов с использованием программы FRESKO [11]. При этом учитывались только одноступенчатые процессы подхвата нейтрона и обменного механизма с передачей α -частичного кластера ${}^7\text{Li}(d, {}^6\text{Li})t$. В наших расчетах система из девяти нуклонов, представленная во входном канале как ${}^7\text{Li} + d$, заменялась тремя подсистемами: I. $d + {}^7\text{Li}$ (осн. сост., $J^\pi = 3/2^-$; $E_x = 0.478$, $J^\pi = 1/2^-$); II. $t + {}^6\text{Li}$ (осн. сост., $J^\pi = 1^+$; $E_x = 2.186$, $J^\pi = 3^+$); III. ${}^6\text{Li}$ (осн. сост., $J^\pi = 1^+$; $E_x = 2.186$, $J^\pi = 3^+$) + t .

Схема связи показана на рис. 2.

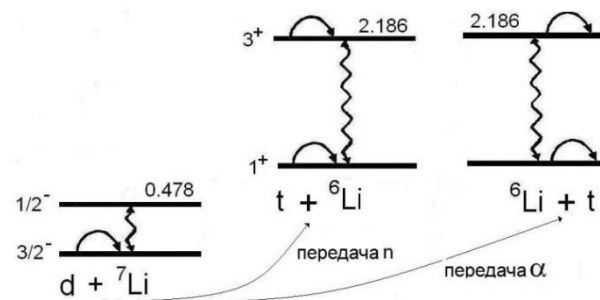


Рисунок 2. Схема связей, используемая в расчетах по методу связанных каналов для реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$. Полуокруги показывают реориентации спина основных и возбужденных состояний ядер ${}^7\text{Li}$ и ${}^6\text{Li}$.

Переходы между основными и возбужденными состояниями ядер ${}^7\text{Li}$ и ${}^6\text{Li}$ рассчитывались в рамках ротационной модели с форм-фактором

$$V_\lambda(r) = \frac{\delta_\lambda}{\sqrt{4\pi}} \frac{dU(r)}{dr}$$

для квадрупольных переходов ($\lambda = 2$).

Здесь δ_λ – длина деформации ($\delta_\lambda = \beta_\lambda R$). Эффекты от реориентации, определяемые матричным элементом $\langle E, J^\pi | V_2 | E, J^\pi \rangle$ также были включены в схему связи (рис. 2).

В расчетах реакций с передачей нейтрона и α -частицы использовалось *prior*-представление метода искаженных волн с конечным радиусом взаимодействия, включенного в программу FRESKO. Волновые функции связанных состояний ${}^7\text{Li} \rightarrow {}^6\text{Li} + n$ (1P), ${}^7\text{Li} \rightarrow \alpha + t$ (2P), ${}^6\text{Li} \rightarrow \alpha + d$ (2S для основного и 1D для возбужденного состояний) и $t \rightarrow d + n$ (1S) вычислялись стандартным образом с подгонкой глубины реальной части вудс-саксоновских потенциалов, да-

ющих известные энергии связи. Геометрические параметры потенциалов (радиусы и диффузность) имели фиксированные значения (см. табл. 1).

Таблица 1. Геометрические параметры для вудс-саксоновских потенциалов при расчетах волновых функций связанных состояний

система	R , фм	a , фм
${}^6\text{Li} + n$	2.31	0.65
$d + n$	1.85	0.65
$d + \alpha$	2.33	0.65
$t + \alpha$	2.48	0.65

Спектроскопические амплитуды для конфигураций $d + n$ и $\alpha + t$ задавались соответствующими теоретическими значениями, полученными в рамках трансляционно-инвариантной модели оболочек [12]. Остальные спектроскопические амплитуды определялись из подгонки расчетных угловых распределений к экспериментальным данным.

Согласно оболочечной модели основное ($3/2^-$) состояние ядра ${}^7\text{Li}$ описывается как взаимодействие кора ${}^6\text{Li}$ (1^+) с нейтроном в состояниях $j = 1/2$ и $3/2$. Хорошо известно, что форма расчетных угловых распределений практически не зависит от j и определяется только переданным орбитальным угловым моментом ($l=1$). Поэтому в нашем анализе при отсутствии экспериментальной информации о поляризации можно извлечь лишь суммарное значение

спектроскопического фактора $S = S_{1/2} + S_{3/2}$. Тем не менее, конкретные вычисления выполнялись со спектроскопическими амплитудами как для $j = 1/2$, так и $j = 3/2$, используя в качестве стартовых их теоретические значения [12].

Расчеты были проведены с четырьмя наборами оптических потенциалов для входного и выходного каналов, представленными в таблице 2. Они были получены из анализа упругого рассеяния дейтронов и ${}^3\text{He}$ соответственно на ядрах ${}^7\text{Li}$ и ${}^6\text{Li}$ при энергиях налетающих частиц в диапазоне 25-35 МэВ [13-17]. Некоторые из потенциалов ранее были успешно опробованы при анализе реакции ${}^6\text{Li}({}^3\text{He}, d){}^7\text{Be}$ при энергии 34 МэВ методом связанных каналов реакций [15]. В настоящих расчетах для согласования теоретических сечений с экспериментальными данными варьировались лишь глубины мнимой части потенциалов (W_V, W_D).

В таблице 3 приведены длины деформации (δ_2) и спектроскопические факторы S , полученные из анализа для разных наборов параметров оптических потенциалов. Средние значения спектроскопических факторов неплохо согласуются с теоретическими значениями, вычисленными в рамках оболочечной модели [12, 18].

Таблица 2. Оптические потенциалы, использованные в расчетах сечений рассеяния и реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ при энергии дейтронов 25 МэВ методом связанных каналов реакций. Во всех случаях $r_C = 1.3$ фм

Набор	Система	V_R (МэВ)	r_V (фм)	a_V (фм)	$W_{V/D}$ (МэВ)	r_w (фм)	a_w (фм)	V_{SO} (МэВ)	r_{SO} (фм)	a_{SO} (фм)	ссылка
1	${}^7\text{Li} + d$	81.1	1.17	0.91	11.09D	1.325	0.75	6.76	1.07	0.66	[13]
	${}^6\text{Li} + t$	113.0	1.15	0.74	20.80D	1.220	0.80	4.00	1.15	0.80	[14]
2	${}^7\text{Li} + d$	81.14	1.17	0.91	10.09D	1.325	0.75	6.76	1.07	0.66	[13]
	${}^6\text{Li} + t$	120.0	1.15	0.65	30.00V	1.46	0.85	4.00	1.15	0.80	[15]
3	${}^7\text{Li} + d$	90.0	1.15	0.81	9.60D	1.34	0.87	6.00	1.15	0.81	[16]
	${}^6\text{Li} + t$	120.0	1.15	0.65	25.00V	1.46	0.85	4.00	1.15	0.80	[15]
4	${}^7\text{Li} + d$	74.0	1.24	0.74	12.70D	1.24	0.74	10.44	0.82	1.05	[17]
	${}^6\text{Li} + t$	171.0	1.11	0.69	17.00V	1.39	0.59	1.72	1.36	1.18	[17]

*V – потенциал с объемным поглощением, D – потенциал с поверхностным поглощением.

Таблица 3. Длины деформации (δ_2) и спектроскопические факторы (S)

Набор	δ_2 , фм		$S(j)$			
	${}^7\text{Li}$	${}^6\text{Li}$	${}^7\text{Li} \rightarrow {}^6\text{Li} + n$	${}^7\text{Li} \rightarrow {}^6\text{Li}^* + n$	${}^6\text{Li} \rightarrow \alpha + d$	${}^6\text{Li}^* \rightarrow \alpha + d$
1	3.0	3.0	0.72 0.32 (1/2)+0.40 (3/2)	0.57 (3/2)	1.13	0.67
2	2.5	3.0	0.60 0.27 (1/2)+0.33 (3/2)	0.46 (3/2)	1.12	0.52
3	3.5	3.0	0.60 0.27 (1/2)+0.33 (3/2)	0.46 (3/2)	1.12	0.74
4	4.0	3.0	0.58 0.26 (1/2)+0.32 (3/2)	0.37 (3/2)	1.35	0.44
Усреднено по всем наборам			0.63 0.28 (1/2)+0.35 (3/2)	0.47 (3/2)	1.18	0.59
Теория [12]			0.97 0.43 (1/2)+0.54 (3/2)	0.54 (3/2)	1.13	1.12
Теория [18]			0.72 0.29 (1/2)+0.43 (3/2)	0.55 (3/2)		

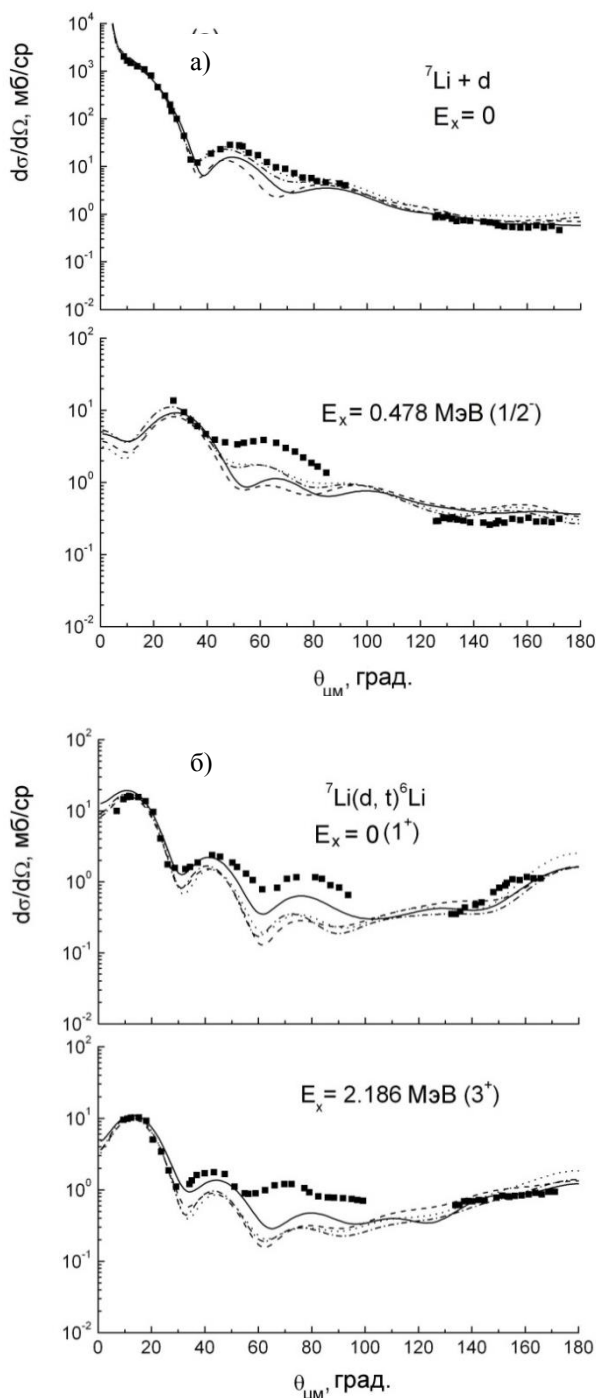


Рисунок 3. (а) Угловые распределения упругого и неупругого рассеянных дейтронов на ${}^7\text{Li}$ при энергии пучка 25 МэВ с возбуждением состояния при $E_x = 0.478$ МэВ ($1/2^-$). (б) Угловые распределения тритонов из реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$, отвечающих переходам в основное (1^+) и первое возбужденное ($E_x = 2.186$ МэВ (3^+)) состояния ядра ${}^6\text{Li}$. Квадраты – экспериментальные точки. Кривые – расчеты методом связанных каналов реакции с учетом всех связей, показанных на рис.2. В расчетах использовались наборы потенциалов из табл. 2: набор 1 – штрихпунктирные, 2 – точечные, 3 – штриховые и 4 – сплошные кривые.

Сопоставление расчетных сечений упругого и неупругого рассеяния с возбуждением состояния $E_x = 0.478$ МэВ ($1/2^-$) ядра ${}^7\text{Li}$ и реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ с переходом в основное (1^+) и возбужденное (3^+) состояния ядра ${}^6\text{Li}$ с экспериментальными данными показано на рис. 3 для разных наборов потенциалов из таблицы 2. Приведенные расчетные кривые были получены с учетом всех связей, показанных на рис. 2. Видно, что расчет воспроизводит характерные черты экспериментальных угловых распределений как под малыми (до $40^\circ - 50^\circ$), так и под большими углами. Только в области средних углов ($50^\circ - 80^\circ$) теоретические сечения идут ниже экспериментальных.

Более детальные расчеты для набора потенциалов 4 из таблицы 2 приведены на рис. 4. Штриховые точечные кривые на этом рисунке отвечают прямому подхвату нейтрона в реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ и обменному механизму с передачей α -частицы в реакции ${}^7\text{Li}(d, {}^6\text{Li})t$, вычисленные с учетом всех связей, показанных на рис. 2. Сплошные кривые их когерентная сумма.

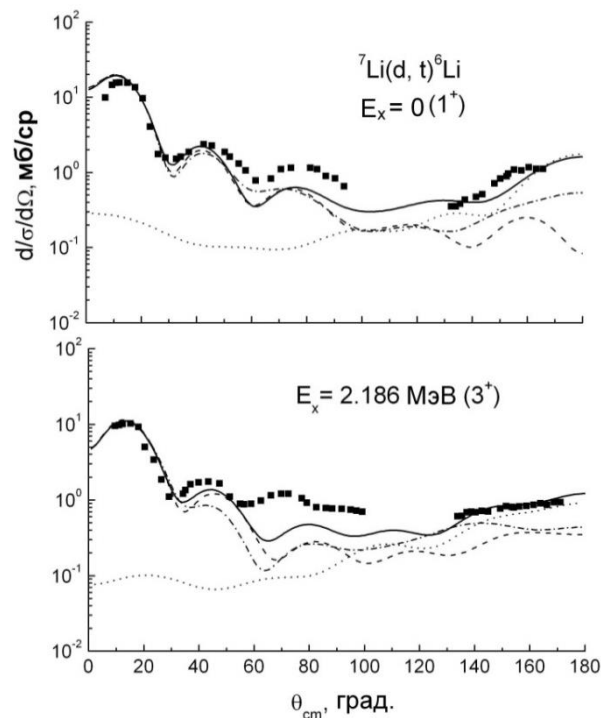


Рис. 4. Угловые распределения тритонов из реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$, отвечающих переходам в основное (1^+) и первое возбужденное ($E_x = 2.186$ МэВ (3^+)) состояния ядра ${}^6\text{Li}$. Квадраты – экспериментальные точки. Кривые соответствуют расчетам с потенциалами набора 4 из табл.2. Сплошные кривые – расчеты со всеми связями, штриховые – учтены все связи в реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$, но без вклада передачи α -частицы, точечные – обменный механизм передачи α -частицы в реакции ${}^7\text{Li}(d, {}^6\text{Li})t$. Штрихпунктирные кривые – расчет реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ без связи каналов (искаженные волны с конечным радиусом взаимодействия).

Анализ, проведенный со всеми наборами параметров потенциалов, свидетельствует о том, что лишь учет вклада обменного механизма позволяет описать поведение сечений под большими углами. Штрихпунктирными кривыми показаны угловые распределения тритонов прямого механизма подхвата нейтронов в реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$, вычисленные в рамках метода искаженных волн с конечным радиусом взаимодействия (FRDWBA) с отключенными связями.

Из нашего анализа следует другой важный вывод (и это хорошо иллюстрирует рис. 4) о том, что учет связи каналов и обменного механизма практически не влияет на поведение сечений в области главного максимума угловых распределений (до углов $40^\circ - 50^\circ$), и что механизм подхвата доминирует в области углов до $40^\circ - 50^\circ$.

4. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На ядрах ${}^7\text{Li}$ при энергии дейтронов 25 МэВ в области углов $8-169^\circ$ в лабораторной системе измерены дифференциальные сечения упругого и неупругого рассеяния с возбуждением состояния $0.478 \text{ МэВ}(1/2^-)$ и сечения реакции ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ с перехода-

ми в основное (1^+) и возбужденное ($E_x = 2.186 \text{ МэВ}, 3^+$) состояния ядра ${}^6\text{Li}$. Экспериментальные угловые распределения анализировались в рамках метода связанных каналов реакций с учетом обменного механизма передачи α -частицы ${}^7\text{Li}(d, {}^6\text{Li})t$. Показано, что эффект от связи каналов сказывается лишь на углах более 40° , а в области главного максимума в угловых распределениях реакции (d, t) метод связанных каналов и метод искаженных волн дают эквивалентное описание экспериментальных данных. Исследованиями установлено, что механизм подхвата нейтрона в области углов до 40° доминирует, и что реакция идет на поверхности ядра.

Из сопоставления расчетных угловых распределений с экспериментальными данными извлечены значения спектроскопических факторов для систем ${}^7\text{Li} \rightarrow {}^6\text{Li} + n$ и ${}^7\text{Li} \rightarrow {}^6\text{Li}^* + n$. Полученные результаты близки к теоретическим предсказаниям.

Работа выполнена при частичной поддержке грантом МОН РК «Изучение возбужденных гало-состояний нейтронно-избыточных ядер ${}^9\text{Be}$, ${}^{11}\text{B}$, ${}^{13}\text{C}$ во взаимодействиях с дейтронами».

ЛИТЕРАТУРА

1. A.R. Zander, K.W. Kemper, N.R. Fletcher, Nucl. Phys. A **173**, 273 (1971).
2. M.F. Werby, S. Edwards, Phys. Rev. C **8**, 976 (1973).
3. S.H. Levine, A.S. Bender, J.N. McCruer, Phys. Rev. C **97**, 1249 (1955).
4. E.W. Hamburger, J.R. Cameron, Phys. Rev. **117**, 781 (1960).
5. И. Гуламов, А.М. Мухамеджанов, Г.К. Ни, ЯФ **58**, 1789 (1995).
6. A.A. Ogloblin, Nucl. Phys. **47**, 408 (1963).
7. R.J. Slobodrian, Phys. Rev. **126**, 1059 (1962).
8. D.R. Tilley, C.M. Cheves, J.L. Godwin, C.M. Hall, H.H. Hofmann, J.H. Kelley, C.G. Shen, H.R. Weller, Nucl. Phys. A **708**, 3 (2002).
9. H. Bouten, M.C. Bouten, P. van Leuven, Nucl. Phys. A **100**, 105 (1967).
10. С.В. Артемов, А.Г. Бажажин, М.К. Бактыбаев, Н. Буртебаев, А. Дуйсебаев, Б.А. Дуйсебаев, Р.А. Зарифов, К.К. Кадыржанов, А.А. Караходжаев, С.К. Сахиев, Н.К. Саптаев, А.М. Саргаскаев, А.М. Сейтимбетов, Изв. МОН РК, НАН РК, Сер. физ.мат. **6**, 61 (2006).
11. I.J. Thompson, Comput. Phys. Rep. **7**, 167 (1988).
12. О.Ф. Немец, В.Г. Неудачин, А.Т. Рудчик, Ю.Ф. Смирнов, Ю.М. Чувильский, *Нуклонные ассоциации в атомных ядрах и ядерные реакции многонуклонных передач*. Научова Думка, 1988.
13. N. Burtbayev, Marzhan Nassurlla, Maulen Nassurlla, Zh. K. Kerimkulov, S.B. Sakuta, AIP Conference proceeding, 203 (2008).
14. D.Y. Pang, P. Roussel-Chomaz, H. Savajols, R.L. Varner, R. Wolski, Phys. Rev. C **79**, 024615 (2009).
15. N. Burtbayev, J.T. Burtbayeva, N.V. Glushchenko, Zh.K. Kerimkulov, A. Amar, M. Nassurlla, S.B. Sakuta, S.V. Artemov, S.B. Igamov, A.A. Karakhodzhaev, K. Rusek, S. Kliczewski, Nucl. Phys. A **900**, 20 (2013).
16. A.K. Basak, O. Karban, S. Roman, G.C. Morrison, C.O. Blyth, J.M. Nelson, Nucl. Phys. A **368**, 74 (1981).
17. C.M. Perey, F.G. Perey, At. Data and Nucl. Data Tables **17**, 1 (1976).
18. S. Cohen, D. Kurath, Nucl. Phys. A **101**, 1 (1967).

25 МэВ ЭНЕРГИЯЛЫ ДЕЙТРОНДАРДАҒЫ ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ РЕАКЦИЯСЫНЫҢ МЕХАНИЗМІ

¹⁾ Буртебаев Н., ¹⁾ Буртебаева Д.Т., ¹⁾ Дуйсебаев А., ¹⁾ Жолдыбаев Т.,
¹⁾ Керимкулов Ж.К., ¹⁾ Насурлла М., ¹⁾ Глущенко Н.В., ²⁾ Артемов С.В.,
²⁾ Караходжаев А.А., ²⁾ Салихбаев У.С., ³⁾ Сакута С.Б., ⁴⁾ Кличевски С.,
⁵⁾ Пясецки Е., ⁵⁾ Русек К., ⁴⁾ Сюдак Р., ⁵⁾ Трчинска А., ⁵⁾ Волинска-Цихоцка М.

¹⁾ Казахстан, Алматы, Ядролық физика институты

²⁾ Өзбекстан, Ташкент, Ядролық физика институты

³⁾ Ресей, Мәскеу, «Курчатов институты» Ұлттық зерттеу орталығы

⁴⁾ Польша, Краков, Ядролық физика институты

⁵⁾ Польша, Варшава, Ауыр иондар зертханасы, Варшава университеті

25 МэВ энергиялы дейтрондардың ${}^7\text{Li}$ ядросынан серпімді және серпімсіз шашырауның бұрыштық таралуының козыған 0.478 МэВ ($1/2^+$) күйлері және ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ реакциясынан тритондардың негізгі ауысуы ($J^\pi=1^+$) мен ${}^6\text{Li}$ ядросының (3^+ және 1^+) төмен жатқан козыған күйлері зерттелді. Тәжірибелік мәліметтер байланысқан арналар әдісі төңірегінде талданды. ${}^7\text{Li}\rightarrow{}^6\text{Li}^{(*)}+n$ жүйесі үшін спектроскопиялық фактор мәні анықталды. Олар теориялық мәліметтермен сәйкес келеді. Бір нейтронды қарпу механизмі аз (40° дейінгі) бұрыштарда жүретіні және реакция ядроның беткі қабатында болатыны көрсетілді.

MECHANISM OF THE ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ REACTION AT 25 MeV ENERGY OF DEUTERONS

¹⁾ N. Burtebayev, ¹⁾ D.T. Burtebayeva, ¹⁾ A. Duisebayev, ¹⁾ T. Zholdybayev,
¹⁾ Zh.K. Kerimkulov, ¹⁾ M. Nassurlla, ¹⁾ N.V. Glushchenko, ²⁾ S.V. Artemov,
²⁾ A.A. Karakhodzayev, ²⁾ U.S. Salikhbayev, ³⁾ S.B. Sakuta, ⁴⁾ S. Kliczewski,
⁵⁾ E. Piasecki, ⁵⁾ K. Rusek, ⁴⁾ R. Siudak, ⁵⁾ A. Trzcińska, ⁵⁾ M. Wolińska-Cichocka

¹⁾ Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan

²⁾ Institute of Nuclear Physics, Tashkent, Uzbekistan

³⁾ National Research Center “Kurchatov Institute”, Moscow, Russia

⁴⁾ The Henryk Niewodniczanski Institute of Nuclear Physics, Krakow, Poland

⁵⁾ Heavy Ion Laboratory of University of Warsaw, Warsaw, Poland

Angular distributions of deuterons elastically and inelastically scattered on ${}^7\text{Li}$ nuclei with excitation of the 0.478 МэВ ($1/2$) level and tritons from the ${}^7\text{Li}(d, t){}^6\text{Li}$ reaction, corresponding to transitions to the ground ($J^\pi = 1^+$) and low-lying excited states (3^+ and 1^+) of the ${}^6\text{Li}$ nucleus were measured at the 25 MeV energy. The experimental data were analyzed within the coupled reaction channels. Extracted spectroscopic factors agree well with the theoretical predictions. It was shown that one-neutron pick-up mechanism dominates at small angles (up to 40°) and reaction occurs on the nuclear surface.

УДК 539.171

ENERGY DEPENDENT OPTICAL POTENTIAL FOR DIFFRACTIVE $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ SCATTERING IN THE ENERGY RANGE FROM 1 UP TO 100 MeV/NUCLEON

O.A. Ponkratenko, A.T. Rudchik, Yu.O. Shyrma, Yu.M. Stepanenko, V.V. Uleshchenko

Institute for Nuclear Research, Kyiv, Ukraine

Detailed study of experimental differential cross sections for the $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ elastic scattering in the energy range from 1 to 100 MeV/nucleon is carried out. It is found that differential cross sections in the range of transferred momentum up to $3\text{--}4\text{ fm}^{-1}$ exhibit a pronounced diffraction pattern in the whole range of energy considered. Variation of the q -locations of the first eight diffraction maxima and minima as well as of the cross section value in the maxima with the change of the interaction energy are smooth and understandable.

As a result of the analysis an energy-dependent optical potential for the examined $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ system is obtained. The potential satisfactory describes the diffractive scattering in the whole analyzed energy range from 1 up to 100 MeV/nucleon.

1. INTRODUCTION

Optical model (OM) is known to be very useful in description and understanding of the elastic nucleus-nucleus scattering. OM-based distorted wave Born approximation (DWBA) and coupled reaction channels (CRC) approach allow one to also describe inelastic scattering and direct transfer processes.

To calculate cross section within the optical model approach one needs to have optical potential which, however, is different for different pairs of interacting nuclei and values of energy. While nucleon-nucleus potential as a function of energy is more or less known, the question of energy dependent nucleus-nucleus potential is still quite far from clear solution and still is being solved.

Energy dependence of a successful OM potential for heavy ions interaction seems not to be simple. Absorption from the elastic channel described by imaginary potential is caused by many different types of inelastic processes which all have different space-, density- and energy- dependencies. Some of inelastic processes strongly depend also on the angular momentum. This all, even being averaged over many types of processes which take place together, must obligatory lead to deformations of form of optical potential with changes of energy and most probably to jump-like behavior with changes of nuclei.

Here we would like to propose a 'step by step' way to construction of the energy dependent optical potential. Namely one could firstly fix a 'bare' part of the potential which would have smooth space- and energy dependence and includes no threshold-like and no resonant effects. After that it could be possible to further precise the potential by adding corrections which are responsible for more complicated interaction mechanisms and which require more complicated contributions to the potential – contributions with strong energy- or angular momentum dependence. Possibility of association of different interacting mechanisms with separate terms of optical potential is illustrated by CRC cal-

culations with direct treatment of inelastic channels which lead to reduction of the imaginary part of the OM potential with increasing of the number of directly included channels.

A relevant example of a smooth potential interaction is diffractive scattering. A successful description of such kind of scattering in a broad range of energy by one potential having a smooth energy dependence could be thought as a first step in construction of a global energy dependent potential.

2. STUDY OF THE $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ ELASTIC SCATTERING DATA SET

$^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ is one of the most studied nuclear system. There exist a lot of measured data for elastic scattering, inelastic scattering, various types of reaction data in a broad energy range from 1 up to 10 MeV/nucleon filled with no big gap. This makes the $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ system good for construction of a phenomenological potential with a smooth dependence on energy.

In order to localize the kinematical region where $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ scattering can be thought to be smooth potential we performed a comprehensive analysis of all the available experimental data on the $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ elastic scattering cross section [1]. Totally, angular distributions at 73 values of interaction energy were included in the analysis.

Actually, the region of diffractive $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ scattering can be seen immediately when one take a look on a graph with several angular distributions placed together. It is much more suitable to present angular distributions as a function of transferred momentum $q=2k\sin(\theta/2)$ rather than of scattering angle θ . In Fig. 1 one can see that at small values of $q<3\text{--}4\text{ fm}^{-1}$ the differential cross section demonstrates quite a regular behavior, typical for diffractive scattering.

A clear diffractive nature of the $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ elastic scattering in this region becomes even more visible when one quantitatively describes locations of the diffractive minima and maxima.

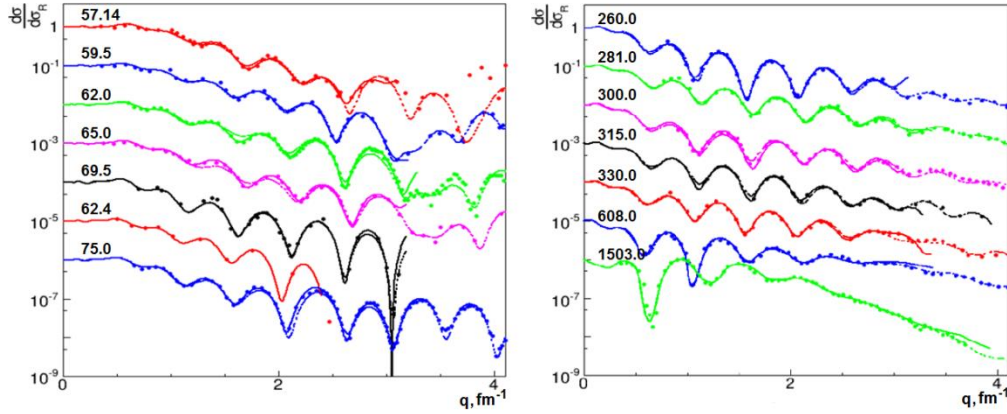


Fig.1 Differential cross section of the $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ elastic scattering (related to the Rutherford CS) in the region of $q \leq 4.1$ for several values of energy in the range $E_{\text{lab}}(^{16}\text{O}) = 57 \div 1500$ MeV. Each distribution is multiplied by factor 10^{-n} where $n=0 \div 6$ – is the sequence number of the distributions on the graph. Points – published experimental data from many different experiments. Lines – optical model description of each fixed energy, fitted in the region $q < 3 \text{ fm}^{-1}$ or $q < 4 \text{ fm}^{-1}$.

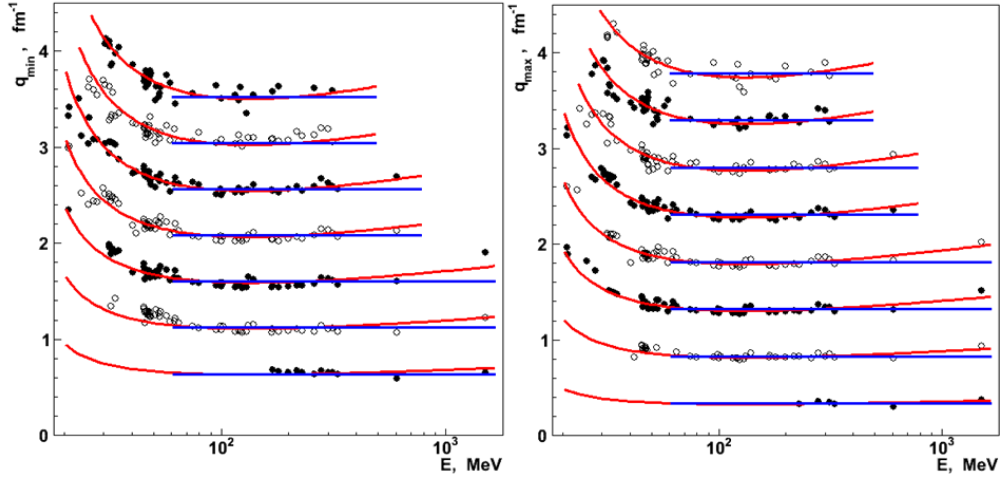


Fig. 2. q -coordinates of minima and maxima in $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ experimental elastic scattering angular distributions as a function of projectile energy. Lines correspond to diffractive model inspired parametrizations.

To precisely determine the location (q -coordinates) of the diffractive minima and maxima we performed an optical analysis of elastic $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ scattering at each value of energy for which experimental contributions exist. For each experimental value of energy an optical potential was build which provides a good description of experimental data. Presence of continuous functions of q which well represent experimental distributions allowed us quite precisely localize experimental minima and maxima. These values correspond to points in Fig. 2.

Diffractive model predicts equidistant minima and maxima in the differential cross sections

$$q_{\text{max(min)}} = \frac{\pi(i + \alpha)}{R_d}, \quad (1)$$

where $i=0 \div 7$ – sequential number of the minimum (maximum), R_d – diffraction radius of interaction, α – place of the first minimum (maximum) in units of π/R_d . As one can see in Fig.2, experimental distributions con-

firm simple diffractive model quite well. Especially in the energy range from 4 up to 40 MeV/nucleon. At lower values of energy, localizations of minima and maxima move to the higher values of momentum transferred. The effect is the stronger the lower value of energy is. This effect can be explained by influence of Coulomb interaction which gets effectively stronger when the energy of interaction decreases. Similar but much weaker effect is visible at very high energies 50-100 MeV/nucleon. However, reasons of the high-energy enhancement should be of another nature. Both enhancements can be described [1] using simple modification of the formula (1).

Thus, one can be quite convinced that at small values of transferred momentum, up to $3-4 \text{ fm}^{-1}$, elastic scattering in the $^{16}\text{O}+^{12}\text{C}$ system is of pure diffractive nature in the whole experimental range of energy 1-100 MeV/nucleon. Therefore, in this kinematical region the scattering process can be correctly described by a potential with smooth energy dependence.

3. MODEL OF THE POTENTIAL

Potential for a fixed value of energy

As typical for the optical model approaches, in our model the total potential of interaction of two nuclei includes real and imaginary nuclear parts and the Coulomb interaction part. Coulomb interaction is described by the potential of a uniformly charged sphere. Imaginary part of nuclear interaction is a sum of volume and surface components of the Woods-Saxon shape – (WS) and (WSD) correspondently. Real part of nuclear interaction is calculated in two possible ways: either as the Woods-Saxon squared form factor (WS2), or as the normalized double-folding potential (DF) [2].

In calculations we used density distributions of the projectile and target nuclei described by two-parameter Fermi distribution with radius 2.6 fm for ^{16}O , 2.115 fm for ^{12}C and surface diffuseness 0.45 fm for both nuclei [3]. We also used density dependent effective *DDM3Y1* Reid nucleon-nucleon interaction which includes direct and exchange terms [4]. It worth be mentioned that the resulting folding-potential is energy dependent due to the energy dependence of nucleon-nucleon interaction. Numerical calculation were performed by the code DFMSPH [5].

WS2 kind of potential was used for representation of all of the angular distributions included in the study described in the section 2.

Energy-dependent potential

It is quite natural to try to build a global potential based on the same form as the potential which successfully works at any fixed energy of interaction. In this case parameters of such a potential simply get some energy dependence. Due to our experience we expect these dependencies to be well described by such functions [1-2]:

$$p_i(E) = \begin{cases} p_i(+\infty)(1 - e^{-\frac{E_{0i}-E}{\Delta_i}}), & E > E_{0i} \\ 0, & E < E_{0i} \end{cases} \quad p_i = W_S, W_D \quad (2)$$

$$p_i(E) = p_i(+\infty) + [p_i(0) - p_i(+\infty)]e^{-\frac{-E}{\Delta_i}} \quad p_i = R_V, a_V, R_{WS}, a_{WS}, R_{WD}, a_{WD}, V_0, N_R$$

The parameters $p_i(+\infty)$, E_{0i} , $p_i(0)$, Δ_i , $p_i(E_j)$ are to be determined by fit of OM elastic scattering cross sections to experimental data in the whole energy range simultaneously.

Dispersive relations for optical potential

Because of the causality principle, energy dependence of complex optical potential cannot be arbitrary, it has to satisfy dispersive relation (DR). There are suggestion that it is possible to split the real part of the optical potential into two terms: one with weak energy dependence and another with stronger one:

$$V(r, E) = V_0(r, E) + \Delta V(r, E), \quad (3)$$

where $V_0(r, E)$ – potential with weak dependence on energy which is caused by interaction nonlocality, by nucleons exchange between nuclei and by density de-

pendence of nucleon-nucleon interaction. In this case $\Delta V(r, E)$ is calculated as

$$\Delta V(r, E) = \frac{1}{\pi} P \int \frac{W(r, E')}{E' - E} dE'. \quad (4)$$

Here P denotes the principal value of integral [6].

Weakly dependent component on energy component of the real part of the OM potential looks very likely to be associated with the double folding potential. Double folding do has a weak energy dependence due to non-locality, nucleon exchange and energy- and density-dependence of the nucleon-nucleon interaction. On the other hand $V_0(r, E)$ can also be parametrized in some way as it is done in our WS2 approach.

It is worth to stress that dispersive relations have to be satisfied in each point of distance between the interacting nuclei. Now most often DR are simply checked in their integrated form – not for the complex OM potential at each value of radius but only for its integrated real and imaginary parts. To our knowledge the presented our analysis is the first work which includes DR in the whole their power, in each point of space coordinate.

4. FITTING PROCEDURE AND RESULTS

In order to deduce the parameters of the build energy dependent potential a standard χ^2 -minimization procedure was performed by comparing OM calculations with experimental differential cross section at all 73 values of energy simultaneously. In order to avoid domination of forward scattering where data have better statistics, uncertainty of the same level equal to 10% was used in the fit for all experimental points. In each iteration, after fixing of the potential parameters (2) the correction to the real part of the energy dependent potential which is generated by the DR (3-4) was calculated for every value of radius used in calculation. According to our aim to build a ‘bare’ part of the energy dependent optical potential responsible for the pure potential scattering, region of limited transferred momentum $q < 4.1 \text{ fm}^{-1}$ was only included in the fit.

As the result of the fit a set of parameters, which allows one to calculate the ‘bare’ $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ optical potential for any value of energy, was obtained for both DF and WS2 representation of the real part of potential. It is important to calculate the DR-caused correction to the real part. This correction generates main part of the energy dependence of the potential.

The obtained energy-dependent potential provides quite a successful description of the experimental data on the $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ diffractive scattering in the whole range of energy from 1 up to 100 MeV/nucleon. Quality of description of the elastic scattering in the diffractive region provided by the obtained potential is illustrated in Fig. 3. As one can see, slightly better description is provided by the WS2 – parametrization of the real part of the nuclear potential, which however corresponds to a larger number of fitted parameters than in the case of double-folding real potential.

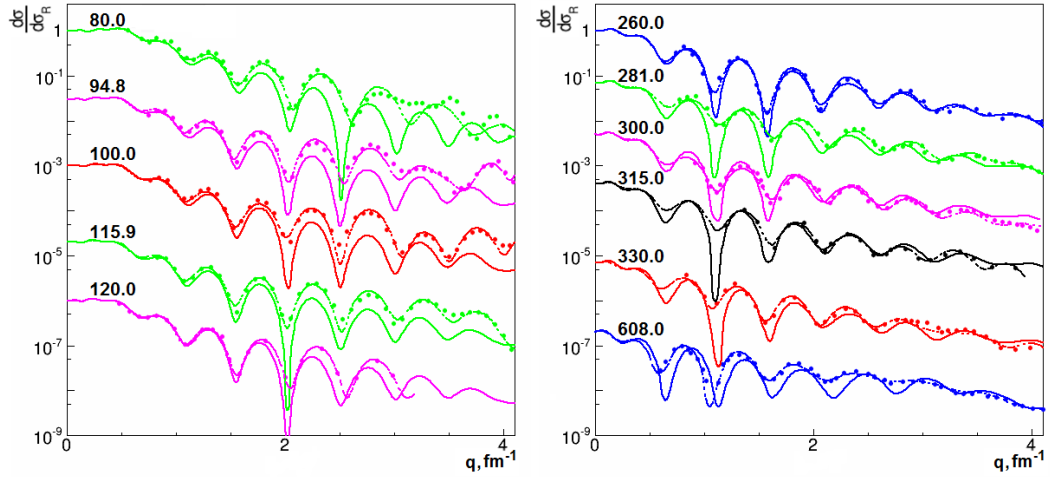


Fig. 3. The same as in Fig.1. but with lines calculated with the energy dependent OM potential.
Solid line – DF real part, dotted line – WS2 real part.

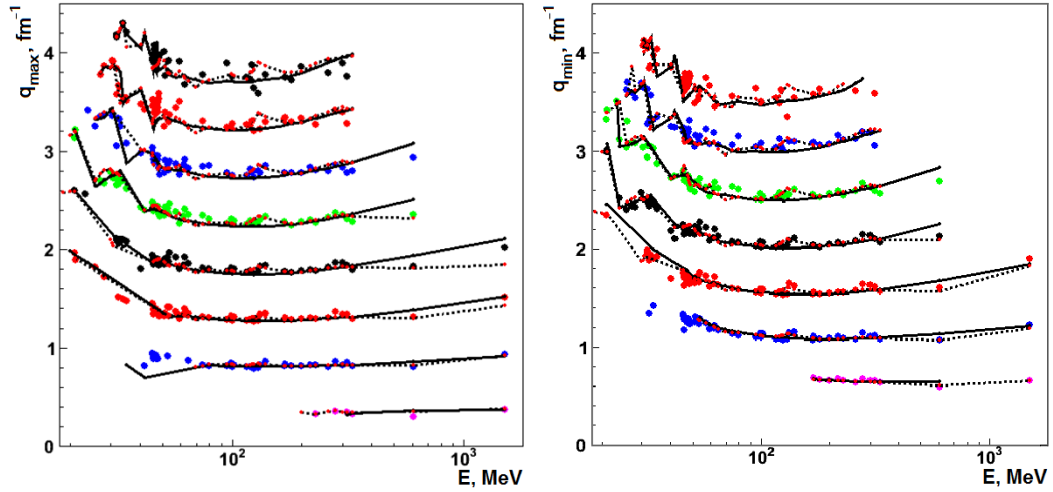


Fig. 4. The same as in Fig. 2 but with energy dependent potential calculation.
Meaning of the points and curves – as in Fig. 3.

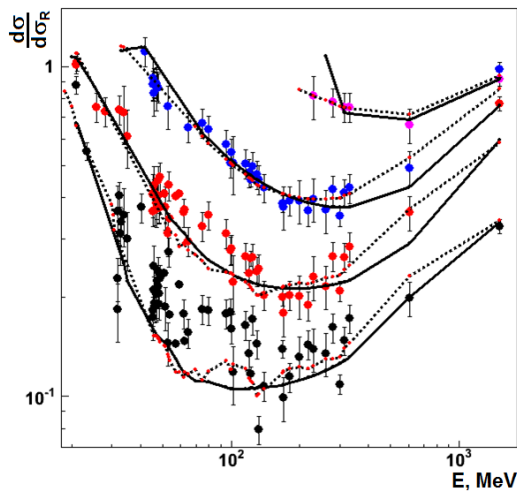


Fig. 5. Values of $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ elastic scattering cross section (related to the Rutherford CS) in the first 4 diffractive maxima.
Meaning of the points and curves – the same as in Figs. 3-4.

Energy dependent optical potential not only well reflects the experimental angular distributions pattern. It also quantitatively describes all the diffractive features of the differential cross sections revealed in the section 2. This fact can be clearly seen in Figs. 4 and 5.

5. CONCLUSIONS

A comprehensive analysis of $^{16}\text{O} + ^{12}\text{C}$ elastic scattering experimental data in the energy region from 1 up to 100 MeV/nucleon was performed. The analysis included angular distribution at 73 values of energy. For each value of interaction energy an optical potential was obtained which provides a good description of data at this energy. A pronounced diffractive character of the elastic scattering in the range of transferred momentum up to $3\text{--}4\text{ fm}^{-1}$ has been demonstrated in the whole energy range considered.

An energy-dependent optical potential for diffractive $^{16}\text{O} + ^{12}\text{C}$ scattering was constructed. The build potential provides a successful description of the $^{16}\text{O} + ^{12}\text{C}$ elastic

scattering in whole analyzed kinematical range $E=1\div 100$ MeV/nucleon and $q < 4\text{fm}^{-1}$.

For the first time the dispersion relations between real and imaginary parts of optical potential were in-

cluded in their full form, at every value of distance between interacting nuclei. The dispersion relations generate the main part of energy dependence of the constructed optical potential.

REFERENCES

1. Ponkratenko O.A., Rudchik A.A., Rudchik A.T. et al., Nucl. Phys. At. Energy, **15**,222 (2014).
2. Ponkratenko O.A., Uleshchenko V.V., Shyrma Yu.O., Nucl. Phys. At. Energy, **14**,239 (2013).
3. Nicoli M. P., Haas F., Freeman R. M. et al., Phys. Rev. C **61**,034609 (2000).
4. Gontchar I. I., Hinde D. J., Phys. Rev. C **69**, P. 024610 (2004).
5. Gontchar I. I., Chushnyakova, Comput. Phys. Commun., **181**, 168 (2010).
6. Mahaux C., Ngo H., Satchler G. R., Nucl. Phys. A **449**, 354 (1985).

1 ДЕН 100 МЭВ/НУКЛОН ДЕЙІНГІ ЭНЕРГИЯСЫНЫҢ ДИАПАЗОНЫНДА ДИФРАКЦИЯЛЫҚ $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ – ШАШЫРАТУДЫҢ ЭНЕРГЕТИКАЛЫҚ ТӘУЕЛДІ ОПТИКАЛЫҚ ПОТЕНЦИАЛ

Понкратенко О.А., Рудчик А.Т., Ширма Ю.О., Степаненко Ю.Н., Улещенко В.В.

Украина, Киев, Ядролық зерттеу институты

1 ден 100 МэВ/нуклон дейінгі энергиясының диапазонында $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ созылмалы шашыратудың дифференциалдық кимасының тәжірибелік мәліметтердің бөлшектік талдауы орындалды.

$^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ жүйесінде созылмалы шашыратудың дифференциалдық кимасының 3-4 фм⁻¹ артық емес берілген импульстардың диапазонында барлық зерттелінетін энергетикалық диапазонында әрекетінің айқын дифракциялық сипатын көрсетеді. Алғашқы сегіз минимумдар мен максимумдардың жағдайы және де максимумдарда киманың мағыналары энергиямен бір қалыпта өзгереді және осы эволюция дифракциялық модельдің базасында жеңіл тәсілдің шеңберінде сипаттамаға көнеді.

Орындалған талдаудың нәтижесінде 1 ден 100 МэВ/нуклон дейінгі барлық зерттелінген энергетикалық диапазонында дифракциялық шашыратудың тәжірибелік мәліметтердің қанағаттанарлық сипатын қамтамасыз ететін энергетикалық тәуелді оптикалық потенциал жасалды.

ЭНЕРГЕТИЧЕСКИ ЗАВИСИМЫЙ ОПТИЧЕСКИЙ ПОТЕНЦИАЛ ДИФРАКЦИОННОГО $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ – РАССЕЯНИЯ В ДИАПАЗОНЕ ЭНЕРГИЙ ОТ 1 ДО 100 МЭВ/НУКЛОН

Понкратенко О.А., Рудчик А.Т., Ширма Ю.О., Степаненко Ю.Н., Улещенко В.В.

Институт ядерных исследований, Киев, Украина

Выполнен детальный анализ экспериментальных данных дифференциального сечения упругого рассеяния $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ в диапазоне энергий от 1 до 100 МэВ/нуклон.

Показано, что в диапазоне переданных импульсов не более 3-4 фм⁻¹ дифференциальное сечение упругого рассеяния в системе $^{12}\text{C}+^{16}\text{O}$ демонстрирует отчетливый дифракционный характер поведения во всем исследуемом энергетическом диапазоне. Положения первых восьми дифракционных минимумов и максимумов, а также значения сечения в максимумах, изменяются с энергией плавно и эта эволюция поддается описанию в рамках простого подхода на базе дифракционной модели.

В результате выполненного анализа построен энергетически зависимый оптический потенциал, который обеспечивает удовлетворительное описание экспериментальных данных дифракционного рассеяния во всем исследуемом энергетическом диапазоне от 1 до 100 МэВ/нуклон.

УДК 539.183.3

ИЗМЕРЕНИЕ СЕЧЕНИЯ ВЫХОДА ХАРАКТЕРИСТИЧЕСКОГО РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ К-, L- И M-ОБОЛОЧЕК ПРИ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ ИОНОВ АЗОТА ЭНЕРГИЕЙ 11.2, 16.8 И 22.4 МэВ С АТОМАМИ МИШЕНИ

^{1,2)} Курахмедов А.Е., ¹⁾ Горлачев И.Д., ^{1,2)} Иванов И.А.,
¹⁾ Глушенко Н.В., ¹⁾ Здоровец М.В., ¹⁾ Платов А.В.

¹⁾ РГП Институт ядерной физики,
050032, ул. Ибрагимова 1, Алатау, г. Алматы, Казахстан
²⁾ Евразийский Национальный Университет им. Л.Н. Гумилева
010000, ул. Мирзояна 2, г. Астана, Казахстан

Одним из перспективных направлений исследования элементного состава является метод, основанный на регистрации характеристического рентгеновского излучения возникающего при взаимодействии тяжелых ускоренных ионов с атомами мишеней (HPIXE). Этот метод в некоторых случаях является более эффективным по сравнению с другими рентгеновскими методами, использующими первичное рентгеновское излучение, электроны и протоны, благодаря испусканию большего количества рентгеновских квантов на одну налетающую частицу. В данной работе изучены сечения выхода рентгеновского излучения K-, L- и M-оболочек при взаимодействии атомов мишеней с ускоренными ионами ^{14}N с энергиями 11.2, 16.8 и 22.4 МэВ. Для получения ускоренных пучков азота использовался ускорительный комплекс на базе циклотрона ДЦ-60 в г. Астана.

В результате выполненных работ рассчитаны сечения выхода характеристического рентгеновского излучения K-оболочек от тринадцати тонких мишеней (Ti, Cr, Cu, Zn, Zr, Nb, Mo, Ag, Cd, In, Sn, Sb), L-оболочек от мишеней (Zn, Zr, Nb, Mo, Ag, Cd, In, Sn, Sb, Ta, W, Pb, Bi) и M-оболочек от мишеней (Ta, W, Pb, Bi). Расчет сечений выхода характеристического рентгеновского излучения производились через сечения Резерфордского обратного рассеяния. Экспериментально измеренные сечения сравнивались с сечениями, рассчитанными в рамках ECPSSR и PWBA теорий. Теоретические подсчеты производились с использованием программы ISICS. В статье обсуждаются возможные причины имеющихся расхождений.

1. ВВЕДЕНИЕ

В последнее время существует повышенный интерес к применению метода элементного анализа, основанного на регистрации характеристического рентгеновского излучения (ХРИ) при взаимодействии тяжелых ускоренных ионов с атомами мишеней (HPIXE). В этом случае из-за гораздо большего количества испускаемых рентгеновских квантов на одну налетающую частицу имеется возможность повысить чувствительность метода по сравнению с традиционными рентгеновскими подходами, использующими в качестве первичного пучка рентгеновское излучение, электроны и протоны [1, 2]. Эти статьи демонстрируют, что для получения надежных результатов при исследовании образцов с использованием метода PIXE на тяжелых ионах должны быть хорошо определены сечения ионизации и, как следствие, сечения выхода характеристического рентгеновского излучения от атомов мишеней. Развитые теоретические подходы достаточно хорошо описывают механизмы генерации рентгеновского излучения легкими ионами. Однако в случае тяжелоионной PIXE это удастся далеко не всегда из-за сложности описания процессов, происходящих при взаимодействии тяжелого иона с атомом мишени. В этой ситуации большое значение приобретают экспериментальные исследования фундаментальных параметров для HPIXE на ускоренных пучках тяжелых ионов.

В представленной работе изучались сечения выхода рентгеновского излучения K-оболочек от тринадцати тонких мишеней (Ti, Cr, Cu, Zn, Zr, Nb, Mo, Ag, Cd, In, Sn, Sb), L-оболочек мишеней (Zn, Zr, Nb, Mo, Ag, Cd, In, Sn, Sb, Ta, W, Pb, Bi) и M-оболочек мишеней (Ta, W, Pb, Bi) при взаимодействии атомов мишеней с ускоренными ионами ^{14}N с энергиями 11.2, 16.8 и 22.4 МэВ. Для получения ускоренных пучков азота использовался ускорительный комплекс на базе циклотрона ДЦ-60, введенный в эксплуатацию в сентябре 2006 года в г. Астана [3]. При этом использовался подход, основанный на расчете сечений выхода ХРИ через сечение резерфордского обратного рассеяния, которое может быть рассчитано из формулы Резерфорда с высокой точностью.

Полученные результаты сравнивались с теоретическими сечениями, полученными нами в рамках ECPSSR и PWBA моделей с использованием программы ISICS.

За прошедшее время несколько теоретических подходов были развиты для описания процесса ионизации внутренних оболочек атомов при столкновении их с тяжелыми ионами. В рамках этих подходов сталкивающиеся системы были классифицированы в соответствии с параметрами Z_1/Z_2 и v_1/v_{2s} , где Z_1 и Z_2 - соответственно атомные номера налетающего иона и атома мишени, v_1 - скорость иона и v_{2s} - скорость электрона на внутренней оболочке атома мишени. В наших экспериментах Z_1/Z_2 и v_1/v_{2s}

были в диапазоне $0.084 \leq Z_1/Z_2 \leq 0.29$ и $0.09 \leq v_1/v_{2s} \leq 0.68$. Считается, что теория возмущенного состояния (ECPSSR теория), развитая Brandt и Lapicki [4] в 1974 году, наиболее корректно описывает процесс ионизации налетающим ионом [5, 6]. Эта теория является модификацией борновского приближения для плоских волн (PWBA), учитывающая такие эффекты, как потери энергии иона после столкновения (E), кулоновское отклонение траектории иона (C), модификацию энергетических состояний атомарных электронов через модель возмущенного состояния (PSS) и коррекцию массы электрона из-за релятивистских эффектов (R). В последнее время появились улучшения этой модели. К примеру, коррекция объединенного атома (UA) к ECPSSR модели включает коррекцию энергии связи электронов мишени из-за наличия налетающей частицы [7]. Более того, Benka et al. [8] предложили улучшение к ECPSSR модели для того чтобы учесть формирование молекулярных орбиталей при ион - атомных столкновениях, следуя UA подходу.

2. ЭКСПЕРИМЕНТ

Образцы были подготовлены в виде металлических пленок, напыленных методом магнетронного плазменного осаждения на органическую подложку. Толщина используемых пленок варьировалась в диапазоне от 29 до 200 мкг/см². Расчет сечений выхода ХРИ производился через сечение Резерфордского обратного рассеяния, поэтому в экспериментах при облучении мишеней одновременно регистрировались и рентгеновские кванты, и обратно рассеянные частицы. Регистрация рентгеновского излучения осуществлялась Si(Li) детектором площадью 12 мм² и разрешением 135 эВ на линии 6.4 кэВ, расположенным под углом 135° к направлению движения пучка. Детектор оснащен защитным органическим окном толщиной ~200 нм. При регистрации К-ли-

ний Ti, Cr, Cu, Zn, Zr, Nb, Mo, Ag, Cd, In, Sn, Sb и L-линий Ta, W, Pb, Bi перед детектором располагался органический поглотитель толщиной 0.1 мм для уменьшения вклада в регистрируемый спектр низкоэнергетического рентгеновского излучения. В случае детектирования всех M-линий, а также L-линий Zn, Zr, Nb, Mo, Ag, Cd, In, Sn, Sb фильтр не использовался. Для расчета эффективности системы регистрации ХРИ использовался набор калибровочных источников ¹⁵²Eu, ¹⁵⁴Eu, ¹⁵⁵Eu, ²²Na, ⁵⁴Mn, ¹³³Ba, ¹⁰⁹Cd, ⁵⁷Co, ⁶⁵Zn, ²⁴¹Am и ⁵⁵Fe. На рисунке 1 представлена измеренная кривая эффективности регистрации рентгеновского излучения с использованием органического фильтра и без фильтра.

При регистрации обратно рассеянных частиц использовался поверхностно барьерный детектор площадью 50 мм², расположенный под углом 160° к направлению движения пучка. Угол, стягиваемый детектором, в экспериментах составлял 9.7 мсрад.

Расчет сечений выхода характеристического рентгеновского излучения производился по формуле:

$$\sigma_X = \frac{N_X D_X \Omega_R \sigma_R}{\varepsilon_X N_R D_R} \left[\frac{\mu_t t}{1 - e^{-\mu_t t}} \right] \quad (1)$$

В выражении (1) N_X и N_R – число зарегистрированных рентгеновских квантов и обратно рассеянных частиц соответственно; D_X и D_R – коэффициенты, учитывающие мертвое время при наборе рентгеновского спектра и спектра обратно рассеянных частиц соответственно; Ω_R (срад) – телесный угол, стягиваемый поверхностно барьерным детектором; ε_X (E_X) – эффективность Si(Li) детектора, зависящая от энергии рентгеновских квантов; μ_t (см²/г) (E_X) – массовый коэффициент ослабления рентгеновского излучения в облучаемом образце, зависящий от энергии рентгеновских квантов; t (г/см²) – толщина напыленной пленки и σ_R – сечение обратного

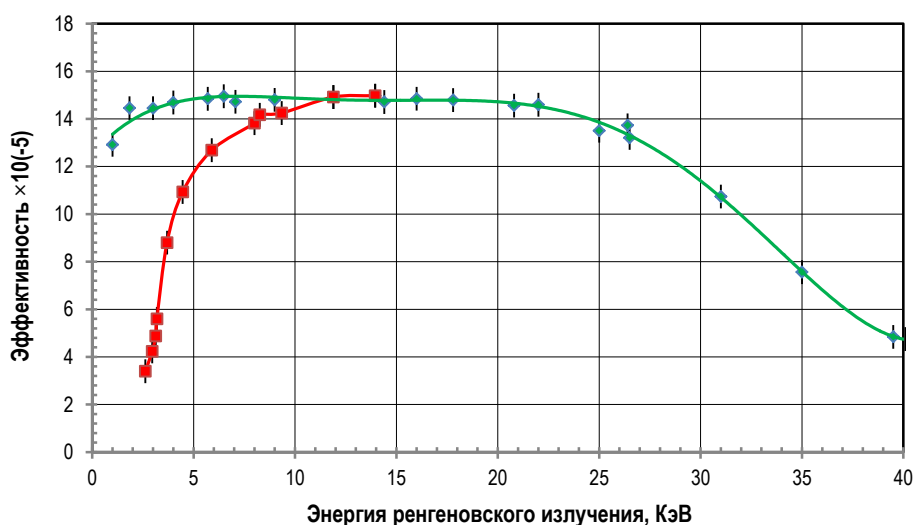


Рисунок 1. Кривая эффективности регистрации рентгеновского излучения без органического фильтра (♦) и с использованием фильтра (■)

рассеяния для заданного угла и энергии первичного пучка. Член в квадратных скобках в выражении (1) учитывает самопоглощение рентгеновского излучения в мишени. В случае использования фильтра выражение (1) принимает вид:

$$\sigma_x = \frac{N_x D_x \Omega_R \sigma_R}{\varepsilon_x N_R D_R e^{-\mu_f \rho_f x}} \left[\frac{\mu_t t}{1 - e^{-\mu_t t}} \right],$$

где μ_f (см²/г) (E_x) – массовый коэффициент ослабления рентгеновского излучения в фильтре, зависящий от энергии рентгеновских квантов, ρ_f (г/см³) – плотность материала фильтра и x (см) – толщина фильтра.

3. РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЯ

Таблицы 1, 2, 3 (К-линии), 4, 5, 6 (L-линии) и 7 (M-линии) включают как индивидуальные, так и полные сечения выхода серий (K_{tot} , L_{tot} и M_{tot} соответственно), представляющих собой сумму отдельных линий для 11.2 МэВ (0.8 МэВ/нуклон) $^{14}N^{2+}$, 16.8 МэВ (1.2 МэВ/нуклон) $^{14}N^{3+}$ и 22.4 МэВ (1.6 МэВ/нуклон) $^{14}N^{3+}$. В таблицах 1-7 указаны также погрешности определения сечений выхода рентгеновского излучения, обусловленные ошибками оп-

ределения N_x , N_R , Ω_R , ε_x , σ_R (Уравнение 1). Теоретические данные, представленные в таблицах 1-5, были получены из одновакансионных выходов флуоресценции и сечений ионизации, рассчитанных нами в рамках подходов ECPSSR и PWBA с использованием программного обеспечения ISICS [9]. Фигуры 2, 3 и 4 показывают графически выход характеристического рентгеновского излучения для K_{tot} , L_{tot} and M_{tot} как функцию атомного номера ядра мишени.

Как следует из таблиц 1-7, полученные экспериментальные результаты достаточно хорошо согласуются с ECPSSR теорией для К оболочек при энергии ускоренных ионов азота 1.2 МэВ/нуклон и L оболочек при энергии налетающих частиц 1.6 МэВ/нуклон (расхождение не превышает 20% и находится в рамках погрешности определения сечений выхода). В остальных случаях расхождение полученных данных с теорией находится в диапазоне 20% – 60% и не может быть объяснено лишь экспериментальными погрешностями. При этом присутствует ярко выраженная систематическая составляющая.

Таблица 1. Измеренные и рассчитанные сечения выхода рентгеновского излучения К-оболочек атомов мишени (в барнах) для 11.2 МэВ $^{14}N^{2+}$

Элемент	K_α	K_β	K_{tot}	K_{tot} ECPSSR	K_{tot} PWBA
Ti	134±12	16.7±1.5	151	297	2020
Cr	70.6±6.4	11.2±1.0	81.7	140	1139
Cu	17.7±1.6	2.5±0.3	20.3	27.2	272
Zn	13.6±1.2	2.1±0.2	15.7	20.3	204
Zr	1.47±0.13	0.28±0.05	1.75	1.51	12.0
Nb	1.19±0.11	0.21±0.03	1.40	1.21	9.17
Mo	0.84±0.08	0.15±0.02	0.99	0.97	7.04
Ag	0.29±0.03	0.063±0.08	0.35	0.35	1.95
Cd	0.21±0.02	0.036±0.008	0.25	0.29	1.52
In	0.18±0.02	0.031±0.007	0.21	0.24	1.19
Sn	0.13±0.01	0.024±0.005	0.16	0.20	0.93
Sb	0.10±0.01	0.019±0.004	0.12	0.17	0.73

Таблица 2. Измеренные и рассчитанные сечения выхода рентгеновского излучения К-оболочек атомов мишени (в барнах) для 16.8 МэВ $^{14}N^{3+}$

Элемент	K_α	K_β	K_{tot}	K_{tot} ECPSSR	K_{tot} PWBA
Ti	1040±100	173±17	1220	1480	4669
Cr	569±57	99±10	668	727	2844
Cu	120±12	19.3±2.0	139	144	796
Zn	86.2±7.8	15.0±1.5	101	107	615
Zr	7.62±0.78	1.66±0.25	9.28	7.61	44.4
Nb	5.84±0.53	1.08±0.19	6.92	6.04	34.4
Mo	4.48±0.53	0.83±0.20	5.31	4.84	26.8
Ag	1.67±0.17	0.32±0.06	1.99	1.72	7.84
Cd	1.40±0.14	0.20±0.07	1.60	1.42	6.18
In	1.13±0.15	0.13±0.08	1.26	1.17	4.88
Sn	1.02±0.11	0.12 ±0.08	1.14	0.98	3.86
Sb	0.82±0.09	0.10±0.01	0.92	0.82	3.06

**ИЗМЕРЕНИЕ СЕЧЕНИЯ ВЫХОДА ХАРАКТЕРИСТИЧЕСКОГО РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ К-, L- И M-ОБОЛОЧЕК
ПРИ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ ИОНОВ АЗОТА ЭНЕРГИЕЙ 11.2, 16.8 И 22.4 МэВ С АТОМАМИ МИШЕНИ**

*Таблица 3. Измеренные и рассчитанные сечения выхода рентгеновского излучения K-оболочек атомов мишени (в барнах)
для 22.4 МэВ $^{14}\text{N}^{3+}$*

Элемент	K_{α}	K_{β}	K_{tot}	$K_{\text{tot ECPSSR}}$	$K_{\text{tot PWBA}}$
Ti	2030±260	279±36	2310	3814	7680
Cr	1260±130	217±20	1480	2009	4945
Cu	212±19	36.6±3.3	249	434	1560
Zn	159±16	26.7±2.7	186	324	1230
Zr	13.6±1.2	2.43±0.24	16.0	23.0	105
Nb	10.2±0.9	2.0±0.20	12.2	18.2	82.1
Mo	8.61±0.77	1.64±0.15	10.3	15.6	64.7
Ag	2.44±0.22	0.53±0.06	2.97	5.08	19.9
Cd	2.12±0.19	0.36±0.05	2.48	4.18	15.9
In	1.95±0.18	0.27±0.04	2.22	3.45	12.6
Sn	1.43±0.16	0.18 ±0.05	1.61	2.86	10.1
Sb	1.21±0.16	0.15±0.05	1.37	2.38	8.0

*Таблица 4. Измеренные и рассчитанные сечения выходов рентгеновского излучения L-оболочек атомов мишени (в барнах)
для 11.2 МэВ $^{14}\text{N}^{2+}$*

Элемент	$L_{\alpha}+L_{\text{I}}$	L_{β}	L_{γ}	L_{tot}	$L_{\text{tot ECPSSR}}$	$L_{\text{tot PWBA}}$
Zn				47900±4300	67591	94011
Zr				14600±1300	8540	23262
Nb				11300±1000	7125	20360
Mo				10300±900	5976	17842
Ag				3670±330	2470	8795
Cd				3200±290	2105	7710
In				2740±240	1791	6728
Sn				2320±210	1516	5822
Sb				1540±140	1300	5084
Ta	81.3±7.3	49.5±4.5	7.31±0.7	138	91.6	380
W	70.8±6.4	42.9±3.9	6.29±0.6	120	82.8	341
Pb	30.4±2.7	20.0±1.8	3.16±0.3	53.6	37.3	140
Bi	27.2±2.5	18.7±1.7	2.57±0.3	48.6	33.7	124

*Таблица 5. Измеренные и рассчитанные сечения выхода рентгеновского излучения L-оболочек атомов мишени (в барнах)
для 16.8 МэВ $^{14}\text{N}^{2+}$*

Элемент	$L_{\alpha}+L_{\text{I}}$	L_{β}	L_{γ}	L_{tot}	$L_{\text{tot ECPSSR}}$	$L_{\text{tot PWBA}}$
Zn				74200±6700	111200	120500
Zr				31800±2900	21833	39144
Nb				25900±2300	18745	35103
Mo				22900±2100	16133	31485
Ag				12200±1100	7356	17290
Cd				9850±1100	6367	15470
In				8410±760	5492	13763
Sn				7700±690	4705	12132
Sb				5540±500	4074	10772
Ta	282±25	164±15	20.3±2.1	465	322	1003
W	233±21	134±12	17.4±1.7	385	292	908
Pb	114±10	71.7±6.5	9.83±1.1	196	138	409
Bi	104±10	61.7±5.6	9.58±1.1	175	125	368

**ИЗМЕРЕНИЕ СЕЧЕНИЯ ВЫХОДА ХАРАКТЕРИСТИЧЕСКОГО РЕНТГЕНОВСКОГО ИЗЛУЧЕНИЯ К-, L- И M-ОБОЛОЧЕК
ПРИ ВЗАИМОДЕЙСТВИИ ИОНОВ АЗОТА ЭНЕРГИЕЙ 11.2, 16.8 И 22.4 МэВ С АТОМАМИ МИШЕНИ**

Таблица 6. Измеренные и рассчитанные сечения выхода рентгеновского излучения L-оболочек атомов мишени (в барнах) для 22.4 МэВ $^{14}\text{N}^{3+}$

Элемент	$L_{\alpha}+L_{\beta}$	L_{β}	L_{γ}	L_{tot}	$L_{\text{tot ECPSSR}}$	$L_{\text{tot PWBA}}$
Zn				85000±13000	136910	134010
Zr				37600±3800	36169	51932
Nb				29000±3000	31829	47366
Mo				26400±2900	28029	43181
Ag				12900±1200	14101	25674
Cd				12400±1300	12411	23336
In				9770±980	10873	21085
Sn				8950±900	9448	18867
Sb				8180±820	8284	16990
Ta	396±36	224±20	29.3±2.6	649	731	1890
W	351±32	195±18	24.8±2.2	571	666	17203
Pb	156±14	96.5±8.7	14.0±1.3	267	321	809
Bi	143±13	87.4±7.9	13.3±1.3	245	293	734

Таблица 7. Измеренные и рассчитанные сечения выхода рентгеновского излучения M-оболочек атомов мишени (в барнах) для 11.2 МэВ $^{14}\text{N}^{2+}$, 16.8 МэВ $^{14}\text{N}^{3+}$ и 22.4 МэВ $^{14}\text{N}^{3+}$

Элемент	11.2 МэВ			16.8 МэВ			22.4 МэВ		
	M_{tot}	$M_{\text{tot ECPSSR}}$	$M_{\text{tot PWBA}}$	M_{tot}	$M_{\text{tot ECPSSR}}$	$M_{\text{tot PWBA}}$	M_{tot}	$M_{\text{tot ECPSSR}}$	$M_{\text{tot PWBA}}$
Ta	31100±2800	21718	55619	41700±5200	38140	87640	52300±3900	53955	113490
W	30600±2800	19867	51131	40800±4700	35137	81397	50200±4500	50108	106350
Pb	17900±1600	10134	26375	29700±3800	18796	44813	41300±3000	28132	62345
Bi	17900±1600	9253	24049	28500±3600	17255	41092	39700±2500	25929	57638

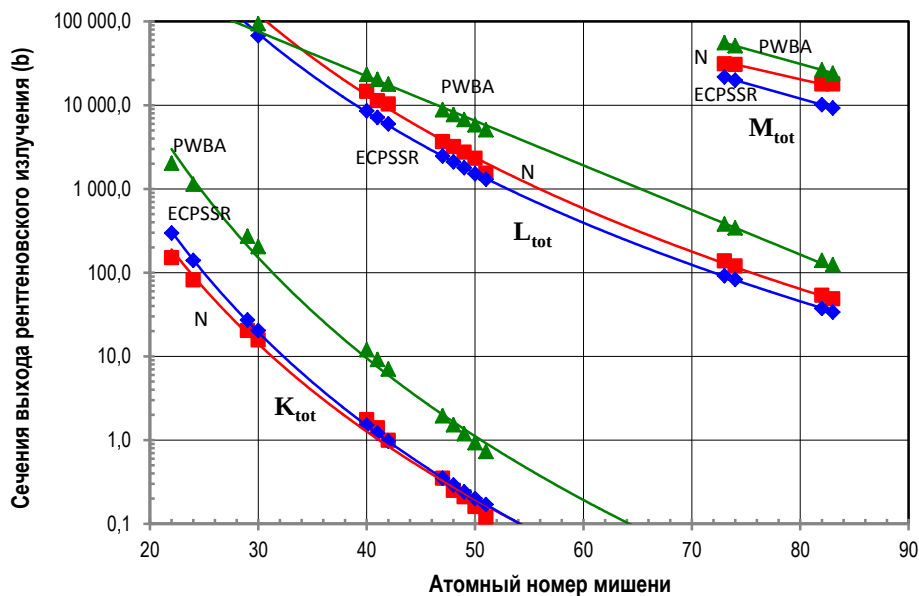


Рисунок 2. Сечения выхода рентгеновского излучения для K_{tot} , L_{tot} и M_{tot} как функция атомного номера ядер мишени для 11.2 МэВ $^{14}\text{N}^{2+}$ измеренные (■) и рассчитанные в рамках ECPSSR (◆) и PWBA (▲) подходов

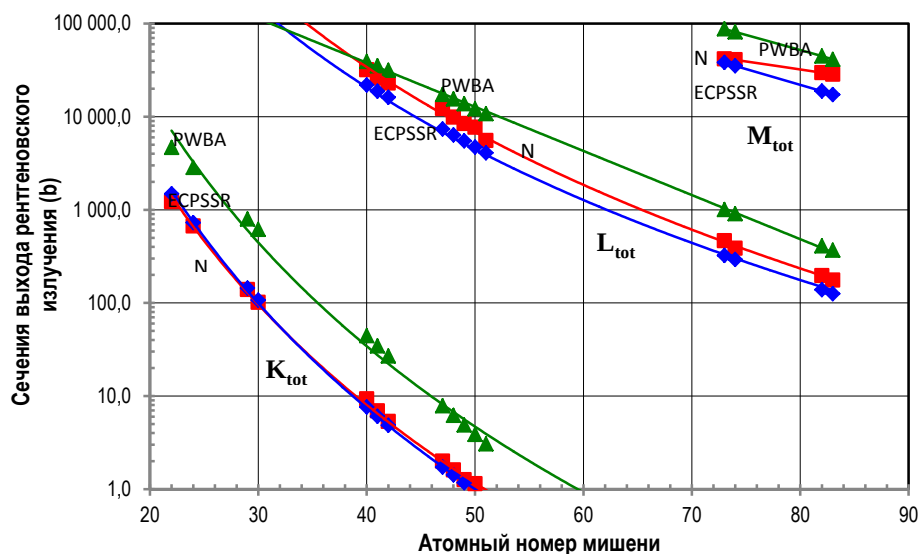


Рисунок 3. Сечения выхода рентгеновского излучения для K_{tot} , L_{tot} и M_{tot} как функция атомного номера ядер мишени для 16.8 МэВ $^{14}\text{N}^{3+}$ измеренные (■) и рассчитанные в рамках ECPSSR (◆) и PWBA (▲) подходов

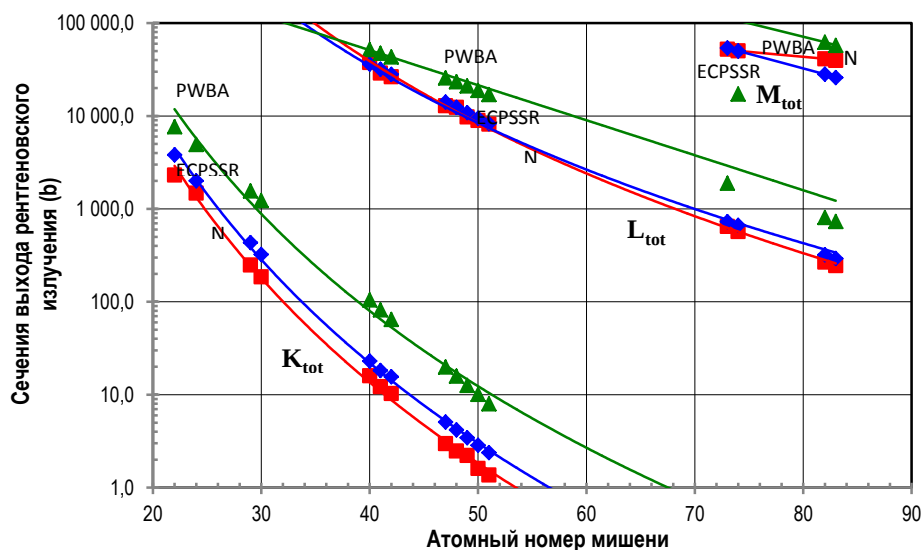


Рисунок 4. Сечения выхода рентгеновского излучения для K_{tot} , L_{tot} и M_{tot} как функция атомного номера ядер мишени для 22.4 МэВ $^{14}\text{N}^{3+}$ измеренные (■) и рассчитанные в рамках ECPSSR (◆) и PWBA (▲) подходов

Одной из возможных причин наблюдаемых расхождений экспериментальных и теоретических данных может быть недостаточная корректность описания механизмов ионизации, заложенных в программе ISICS. Как следует из таблиц 1-7 отличие экспериментальных данных от теоретических, рассчитанных в рамках PWBA модели, достигает в некоторых случаях порядка величины. ECPSSR модель более правильно описывает механизмы ионизации при возбуждении атомов тяжелыми ионами, учитывая потери энергии иона после столкновения, кулоновское отклонение траектории иона, модификацию энергетических состояний атомарных электронов через модель возмущенного состояния и коррекцию массы электрона из-за релятивистских эффектов. Но

и в этом случае в программе ISICS рассматривается одновакансионный механизм ионизации и снятия возбуждения через испускание рентгеновского кванта. В то же время в ряде работ [10, 11] указывается, что ионизация К оболочек атомов мишени может сопровождаться одновременным выбиванием электронов других оболочек (L, M), создавая, таким образом, многовакансионный возбужденный атом. Многократная ионизация влияет на величину энергии связи, выход флуоресценции и вероятность радиационного снятия возбуждения атомом. Таким образом, выход рентгеновского излучения в случае однократной и многократной ионизации может сильно отличаться. Как показано в работе [12] при возбуждении ионами $^{12}\text{C}^{3+}$ атомов мишени наблюдаются сдвиги и

уширения рентгеновских линий, что может быть объяснено присутствием помимо основной одновалентной линии сравнимых по интенсивности спутных линий, соответствующих многовалентным переходам. В нашем эксперименте также наблюдаются смещения рентгеновских линий, достигающих 190 эВ в случае бомбардировки ионами ^{14}N титановой мишени. Это говорит о присутствии многовалентных переходов и, как следствие, о необходимости учитывать изменение сечений ионизации и выхода флуоресценции из-за наличия многократной ионизации.

Кроме того, существуют области применимости различных моделей описания механизмов ионизации атомом тяжелыми ионами [13], определяемых через отношения Z_1/Z_2 и v_1/v_{2s} . ЕСПСР модель хорошо работает при асимметричных и быстрых столкновениях $0.2 < Z_1/Z_2$ и $v_1/v_{2s} > 0.3$ [13]. Для симметричных и медленных столкновений необходимо учитывать молекулярные механизмы взаимодействия иона с атомом – перекрытие электронных обо-

лочек и образование квазимолекулы. Эти процессы описывает теория молекулярных орбиталей [14, 15], учитывающая взаимное искажение атомных орбиталей сталкивающихся партнеров. В наших экспериментах отношения Z_1/Z_2 и v_1/v_{2s} лежат в диапазонах $0.084 \leq Z_1/Z_2 \leq 0.29$ и $0.09 \leq v_1/v_{2s} \leq 0.68$. Таким образом, несколько наших экспериментальных точек на этой диаграмме применимости теоретических моделей лежат вблизи области применимости теории молекулярных орбиталей, что указывает на возможные погрешности при использовании в этом случае ЕСПСР теории для расчета сечений выхода характеристического рентгеновского излучения.

Представленные исследования являются продолжением работ, выполненных в 2013 году [16, 17].

БЛАГОДАРНОСТИ

Работа выполнена в рамках гранта 0608 ГФ МОН РК. Выражаем также благодарность Пенькову Ф.М. за плодотворное и активное участие в дискуссиях.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ozafran M. J. et al. // Nucl. Instr. Methods. 1993. В 74. р. 542.
2. Ozafran M. J. et al. // Nucl. Instr. Methods. 1995. В 99. р. 384.
3. Gikal B. et al. // Physics of Particles and Nuclei Letters. 2008. Vol. 5 № 7. р. 642.
4. Brandt W. and Lapicki G. // Phys. Rev. 1981. А 23. р. 1717.
5. Lapicki G. // Nucl. Instr. Methods. 2002. В 189. р. 8.
6. Lapicki G. // X-ray Spectrom. 2005. № 34. р. 269.
7. Sarkadi L. And Mukoyama T. // Nucl. Instr. Methods. 1991. В 61. р. 167.
8. Benka O., Geretschlager M. and Paul H. // J. Phys. Coll. C9, suppl. 12. 1987. 48. р. 251.
9. Lie Z., Cipolla S.J. // Comp. Phys. Comm. 1996. 97. р. 315.
10. Tanis J.A., Shafrot S.M., Jacobs W.W., McAbee T., Lapicki G. // Phys. Rev. 1985. А 31. р. 750.
11. Scofield J.H. // Phys. Rev. 1974. А 9. р. 1041.
12. Ozafran M. J. et al. // Nucl. Instr. Methods. 2003. В 201. р. 317.
13. Lapicki G., Lichten W. // Phys. Rev. 1985. Vol. 31 № 3. р. 1354.
14. Fano U., Lichten W. // Phys. Rev. Lett. 1965. 14. р. 627.
15. Sun H.L. et al. // Phys. Rev. 1996. А 53. р. 4190.
16. Batyrbekov E., Gorbachev I., Ivanov I., Platov A. // Nucl. Instr. Methods. 2014. В 325. р. 84.
17. Batyrbekov E., Glushchenko N., Gorbachev I., Ivanov I., Platov A. Nucl. Instr. Methods. 2014. В 330. р. 86

К-, L- ЖӘНЕ M-ҚАБЫҚШАЛАРЫНЫҢ РЕНТГЕНДІК СӘУЛЕЛЕНУ СІПАТТАЫНЫҢ ШЫҒУ ҚИЫЛЫСЫН АЗОТ ИОНДАРЫНЫҢ 11.2, 16.8 ЖӘНЕ 22.4 МэВ ЭНЕРГИЯСЫНЫҢ НЫСАНА АТОМЫМЕН ӨЗАРА ӘСЕРІ КЕЗІНДЕ ӨЛШЕУ

^{1,2)} Құрахмедов А.Е., ¹⁾ Горлачев И.Д., ^{1,2)} Иванов И.А., ¹⁾ Глушенко Н.В., ¹⁾ Здоровец М.В., ¹⁾ Платов А.В.

¹⁾ Ядролық физика институты РМК,

050032, Ибрагимов к.1, Алатау, Алматы қ., Қазақстан

²⁾ Л.Н. Гумилев атындағы Еуразия Ұлттық университеті,

010000, Мирзоян к. 2, Астана қ., Қазақстан

Элементтік құрамды зерттеудің перспективалық бағыттарының бірі ауыр иондардың нысана атомдарымен өзара әрекеттесуінен пайда болатын сипаттамалық рентгендік сәулеленуді тіркеуге негізделген әдіс болып табылады (HPIXE). Бұл әдіс кейбір жағдайларда, көп мөлшерде рентгендік квантарды шығаруына қарай электрондары мен протондары бір ұшып келетін бөлшекке келетін, алғашқы рентгендік сәулеленуді пайдаланатын басқа рентгендік әдістермен салыстырғанда тиімдірек болып саналады. Бұл жұмыста энергиялары 11.2, 16.8 және 22.4 МэВ болатын ^{14}N үдетілген иондарымен нысана атомдарының әрекеттестігі кезіндегі К-, L- және M-қабықшалардың рентгендік сәулеленуінің шығу қимасы зерделенді. Азоттың үдетілген шоқтарын алу үшін Астана қ. ДЦ-60 циклотроны базасындағы үдеткіш кешені пайдаланылды.

Жұмыстарды орындау нәтижесінде (Ti, Cr, Cu, Zn, Zr, Nb, Mo, Ag, Cd, In, Sn, Sb) отыз жұқа нысанадан К-қабықшасының, (Zn, Zr, Nb, Mo, Ag, Cd, In, Sn, Sb, Ta, W, Pb, Bi) нысаналардан L-қабықшасының және (Ta, W, Pb, Bi) нысаналардан M-қабықшасының сипаттамалық рентгендік сәулеленуінің шығу қимасы есептелді. Сипаттамалық рентгендік сәулеленудің шығу қималарын есептеу Резерфордтық кері шашырау қимасы арқылы жүргізілді. Эксперименттік өлшенген қималар ECPSSR және PWBA теориялар шеңберінде есептелген қималармен салыстырылды. Теориялық есептеулер ISICS программасын пайдалану арқылы жүргізілді. Мақалада мүмкін болатын айырмашылықтардың себептері талқыланады.

**CROSS SECTION MEASURING OF CHARACTERISTIC K-, L-, AND M-SHELL X-RAYS
DURING INTERACTION OF NITROGEN IONS WITH ENERGY OF 11.2, 16.8 AND 22.4 MeV
WITH ATOMS OF THE TARGET**

^{1,2)} A.E. Kurakhmedov, ¹⁾ I.D. Gorlachev, ^{1,2)} I.A. Ivanov, ¹⁾ N.V. Glushchenko, ¹⁾ M.V. Zdorovets, ¹⁾ A.V. Platov

¹⁾ *RSE Institute of Nuclear Physics*

1, Ibragimov st., Alatau, Almaty, Kazakhstan, 050032,

²⁾ *Eurasian National University named after L.N. Gumilyov*

2, Mirzoyan st, Astana, Kazakhstan, 010000

The technique based on the detection of characteristic X-rays generated from the interaction of accelerated heavy ions with target atoms is currently one of the promising areas of element composition research. This technique is sometimes more efficient than other X-ray techniques which use the primary X-rays, electrons and protons due to the more X-rays emission per incident particle. The present work provides a study K-, L- and M-shell X-ray production cross sections induced by ¹⁴N accelerated ions with energies of 11.2, 16.8 and 22.4 MeV. The accelerator complex based on the DC-60 cyclotron in Astana was used to produce nitrogen accelerated beams.

As a result of work performed K-shell characteristic X-ray production cross sections for the thirteen thin targets (Ti, Cr, Cu, Zn, Zr, Nb, Mo, Ag, Cd, In, Sn, Sb), L-shell X-ray productions for the targets (Zn, Zr, Nb, Mo, Ag, Cd, In, Sn, Sb, Ta, W, Pb, Bi) and M-shell X-ray productions for the targets (Ta, W, Pb, Bi) were calculated. The technique of simultaneous detection of X-rays and Rutherford backscattered particles was employed to obtain the X-ray production cross section. The simultaneous measurement of induced X-ray emission and elastically scattered ions allows the X-ray production cross sections to be calculated from the differential Rutherford cross sections. The obtained data were compared with the theoretical predictions of PWBA and ECPSSR models calculated by us with the ISICS code. The article discusses the possible reasons for the existing discrepancies.

УДК 543.53

О РАСПРЕДЕЛЕНИИ ЖИЗНЕННО ВАЖНЫХ И НЕКОТОРЫХ ТОКСИЧНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В РАСТЕНИЯХ, ПЛОДООВОЩНОЙ ПРОДУКЦИИ, ЛЕКАРСТВЕННЫХ ТРАВАХ И СБОРАХ

Ахмедов Я.А., Бакиев С.А., Кульджанов Б.К., Рахманов Ж., Осинская Н.С.

Институт ядерной физики АН РУз, Ташкент, Узбекистан

С помощью методики нейтронно-активационного анализа проанализировано около 400 проб представляющих более 200 видов растений и их составных частей, семян, лекарственных сборов и плодоовощной продукции. Получены данные о содержания жизненно важных для организма человека элементов, а также некоторых токсичных элементов. Определены пределы обнаружения данных элементов. Выявлены растения с повышенными и пониженными содержаниями 14 жизненно важных и 3 токсичных элементов. Рассчитаны коэффициенты биологического поглощения для хурмы.

1. ВВЕДЕНИЕ

Известно, что в организме человека содержится практически вся таблица Менделеева – 81 из 92 макро- и микроэлементов. Избыток или недостаток одного из них приводит к тем или иным заболеваниям и патологическим состояниям, которые объясняются дисбалансом содержания элементов в организме. Это в свою очередь часто является причиной тотальной разбалансировки минерального обмена. Пища является основным источником поступления микроэлементов в организм человека. Поэтому исследование содержания элементов в ней, равно как и в лекарственных травах и сборах, применяемых для лечения различных заболеваний микроэлементного характера, представляет собой особый интерес.

В литературе имеется немало данных по элементному составу продуктов питания, полученные методами нейтронно-активационного анализа. Однако большинство работ выполнено до появления детекторов γ -излучения с высоким энергетическим разрешением. Использование техники на базе полупроводниковых детекторов из высокочистого германия с высоким (1.8 кэВ) разрешением существенно улучшило возможности аналитических работ. Так, проведенные нами предварительные исследования показали, что в растительных пробах проявляются линии радионуклидов 35–40 химических элементов [1]. Это предопределило целесообразность разработки соответствующей аналитической методики и проведение многоэлементного анализа широкого круга продуктов питания растительного происхождения, а также лекарственных трав, произрастающих на территории Узбекистана.

II. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

II.1. Методика инструментального нейтронно-активационного анализа

При разработке методики анализа проведен весь цикл необходимых расчетно-методических исследований, включающих в себя выявление перечня определяемых элементов, исследования возможных помех для анализа, выбор аналитических радионуклидов, оптимизацию временных параметров анализа и

определение пределов обнаружения элементов.

При нейтронно-активационном определении элементного состава вещества существуют три типа мешающих факторов: конкурирующие ядерные реакции, интерференция (наложение) гамма-линий различных радионуклидов и комптоновский фон от более высокоэнергичных γ -линий, поднимающий пьедестал под аналитической линией определяемого элемента и, тем самым, ухудшающий соотношение сигнал/фон [4].

Спектр нейтронов ядерного реактора, где облучаются анализируемые образцы, имеет широкий диапазон энергий (от 0 до ~ 15 МэВ), так что, кроме основного (n, γ), открываются и другие (пороговые) каналы реакций, по которым могут образоваться аналитические радионуклиды от других элементов [2]. Расчеты, проведенные с использованием ядерно-физических констант основных и конкурирующих реакций, показали, что для радионуклидов всех рассматриваемых элементов вклад конкурирующих реакций ничтожно мал и его можно не учитывать. Благодаря высокому разрешению гамма-спектрометрической аппаратуры, случаев наложения линий (интерференции) в пределах ± 2 кэВ в нашем случае не встречается [1]. Известно, что в спектре γ -излучений аналитические линии многих определяемых элементов находятся на комптоновском пьедестале от более высокоэнергичных линий. Улучшения отношения сигнал/фон можно добиться, только варьируя временные параметры анализа. Этим путем добиваются получения оптимальных параметров анализа при определении конкретных радионуклидов. Однако в нашем случае при проведении одновременного многоэлементного анализа приходится ограничиваться нахождением оптимума не для конкретного радионуклида, а лишь для группы элементов.

Учитывая сказанное выше, мы сгруппировали определяемые элементы на следующие три группы с указанными условиями и режимами анализа: [1]

Группа 1. Mg, Cl, I, Mn, Cu, Na, K, при облучении которых тепловыми нейтронами, образуются короткоживущие радионуклиды ^{27}Mg , ^{56}Mn , ^{38}Cl , ^{128}I и др. с периодами полураспада от нескольких минут до

нескольких часов. Оптимальная длительность облучения составляет 15 с при плотности потока нейтронов $f = 10^{13}$ н/см²с в тепловом канале реактора; $t_{\text{охл}} = 10\text{--}15$ мин. Для определения Cu, Na, K $t_{\text{изм}} = 200$ с. Для определения Mg, Cl, Mn и I $t_{\text{изм}} = 50$ с.

Группа 2. В эту группу входят среднеживущие нуклиды Ca, Sm, Mo, Lu, U, Yb, Au, As, Nd, Br, La, Cd. Оптимальная длительность облучения составляет 15 часов при плотности потока нейтронов $f = 10^{13}$ н/см²с, $t_{\text{охл}} = 10$ дней, $t_{\text{изм}} = 200$ с.

Группа 3. Те же пробы (облученные по группе 2) выдерживаются для остывания 30 суток для определения элементов Ce, Se, Hg, Tb, Th, Cr, Hf, Ba, Sr, Ag, Cs, Ni, Sc, Rb, Fe, Zn, Co, Ta, Eu, Sb по долгоживущим нуклидам. Длительность измерений составляет 400–600 с.

Измерение спектров гамма-излучения облученных проб и эталонов (стандартных образцов) проводили на компьютеризированном гамма-спектрометре высокого разрешения фирмы “Canberra”. Перед началом измерений спектрометр настраивали с помощью образцовых гамма-источников (ОСИ). Содержание элементов определяли относительным методом путем сравнения активности радионуклида определяемого элемента с активностью того же элемента в эталоне или в стандартном образце. Основные операции по обработке γ -спектров проводили с помощью пакета программ Genie-2000, который управляет процессом измерений, проводит калибровку γ -спектра, определяет энергии γ -линий, вычисляет их интенсивности (площади под аналитической линией) и статистическую погрешность определения интенсивности линии. По энергиям гамма-линий

проводится однозначная идентификация радионуклидов химических элементов. По полученным интенсивностям гамма-линий пробы и эталона оператор проводит вычисление содержаний элементов в пробах.

Разработанная методика позволила определить около 40 элементов в пробах растительного происхождения с пределами обнаружения, указанными в табл. 1. Там же приведены ядерно-физические характеристики, определяемых элементов. В зависимости от мешающих факторов пределы обнаружения могут отличаться на порядок.

Достоинствами разработанной методики являются многоэлементность и высокая чувствительность определения большого числа элементов.

II.2. Подготовка проб

Исследуемые лекарственные травы в основном приобретали в высушенном виде в аптеках, у частных продавцов (специализирующихся на сборе и продаже лекарственных трав), а овощи, фрукты и некоторые травы – в естественном (не высушенном) виде. При приобретении проб по возможности устанавливали место их произрастания.

Отобранные пробы тщательно промывали сначала водопроводной водой, а затем дважды дистиллированной водой. Затем пробы разрезали на мелкие кусочки и сушили в сушильном шкафу при температуре 60 °С. Высушенные пробы измельчали в фарфоровой ступке и пропускали через сито. Из этих измельченных проб готовили навески по 100 мг для облучения на реакторе.

Таблица 1. Ядерно-физические характеристики определяемых элементов и их радионуклидов [3]

№	Группа	Элемент	Образующийся радионуклид	Период полураспада $T_{1/2}$	Энергия γ -квантов аналитической линии, кэВ	Предел обнаружения, мг/кг (%)
1	Короткоживущие нуклиды	Mg	Mg-27	9.46 мин.	843.8; 1014.4	100 (10^{-2})
2		Cl	Cl-38	37.2 мин.	1642.4	10 (10^{-3})
3		I	I-128	25.0 мин.	442.9	0.1 (10^{-5})
4		Mn	Mn-56	2.58 час.	846.7; 1810.7	1 (10^{-4})
5		Cu	Cu-64	12.8 час.	511-аннигил.	1 (10^{-4})
6		Na	Na-24	15 час.	1368.6	1 (10^{-4})
7		K	K-42	12.4 час.	1524.7	10 (10^{-3})
8	Средне-живущие нуклиды	Ca	Ca-47→Sc-47	3.35 дн.	159.4	100 (10^{-2})
9		Sm	Sm-153	1.94 дн.	103.2	0.0001 (10^{-8})
10		Mo	Mo-99	2.75 дн.	140.5; 739.4	0.1 (10^{-5})
11		Lu	Lu-177	6.71 дн.	208.4; 113.0	0.001 (10^{-7})
12		U	U-239→Np-239	2.36 дн.	228.2	0.1 (10^{-5})
13		Yb	Yb-175	4.19 дн.	396.3	0.01 (10^{-6})
		Yb	Yb-169	32.0 дн.	198.0	0.01 (10^{-6})
14		Au	Au-198	2.69 дн.	411.8	0.0001 (10^{-8})
15		As	As-76	1.10 дн.	558.4; 657.0	0.01 (10^{-6})
16		Nd	Nd-147	11 дн.	531.0; 91.1	~0.1 (10^{-5})
17		Br	Br-82	1.47 дн.	554.3; 776.5	0.01 (10^{-6})
18		La	La-140	1.68 дн.	1596.5	0.001 (10^{-7})
19		Cd	Cd-115	2.23 дн.	527.9	0.1 (10^{-5})
		Cd	In-115m	4.49 час.	336.2	0.1 (10^{-5})

**О РАСПРЕДЕЛЕНИИ ЖИЗНЕННО ВАЖНЫХ И НЕКОТОРЫХ ТОКСИЧНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ
В РАСТЕНИЯХ, ПЛОДООВОЩНОЙ ПРОДУКЦИИ, ЛЕКАРСТВЕННЫХ ТРАВАХ И СБОРАХ**

№	Группа	Элемент	Образующийся радионуклид	Период полу-распада $T_{1/2}$	Энергия γ -квантов аналитической линии, кэВ	Предел обнаружения, мг/кг (%)
20	Долгоживущие нуклиды	Ce	Ce-141	32.5 дн.	145.4	0.01(10 ⁻⁶)
21		Se	Se-75	120 дн.	264.6	0.01(10 ⁻⁶)
22		Hg	Hg-203	46.6 дн.	279.2	0.001(10 ⁻⁷)
23		Tb	Tb-160	72.3 дн.	298.6	0.001(10 ⁻⁷)
24		Th	Th-233 → Pa-233	27.0 дн.	311.9	0.001(10 ⁻⁷)
25		Cr	Cr-51	27.7 дн.	320.1	0.01(10 ⁻⁶)
26		Hf	Hf-181	42.4 дн.	482.2	0.001(10 ⁻⁷)
27		Ba	Ba-131	11.8 дн.	496.3	1(10 ⁻⁴)
28		Sr	Sr-85	64.8 дн.	514.0	1(10 ⁻⁴)
29		Ag	Ag-110m	250 дн.	657.8	0.001(10 ⁻⁷)
30		Ni	(n,p) Co-58	70.8 дн.	810.8	1(10 ⁻⁴)
31		Cs	Cs-134	2.06 г	795.8	0.001(10 ⁻⁷)
32		Sc	Sc-46	83.8 дн.	889.3	0.0001(10 ⁻⁸)
33		Rb	Rb-86	18.7 дн.	1076.6	0.1(10 ⁻⁵)
34		Fe	Fe-59	44.5 дн.	1099.2	1(10 ⁻⁴)
35		Zn	Zn-65	244 дн.	1115.5	0.1(10 ⁻⁵)
36		Co	Co-60	5.27 г	1173.2; 1332.5	0.001(10 ⁻⁷)
37		Ta	Ta-182	27.1 дн.	1221.4; 1231.0	0.001(10 ⁻⁷)
38		Eu	Eu-152	13.6 г	1408; 121.8	0.001(10 ⁻⁷)
39		Sb	Sb-124	60.2 дн.	1691.0	0.001(10 ⁻⁷)

III. РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

III.1. Объекты исследования были разбиты на группы:

1	Овощи	7	Семена
2	Фрукты	8	Салатные травы
3	Сухофрукты	9	Лекарственные травы и сборы
4	Цитрусовые	10	Чай
5	Ягоды	11	Средства народной медицины
6	Орехи	12	Некоторые продукты питания

Проведены количественные анализы растительных проб на вышеуказанные элементы. В целом проанализировано около 200 наименований растений и плодовоовощных продуктов, а с учетом анализа различных частей растений – около 400 проб, или 16 000 элементоопределений. Для упрощения понимания названия растений приводятся не в латыни, а в обычно употребляемом виде.

III.2. В качестве иллюстративного материала ниже приводятся:

I. Распределение некоторых элементов в зависимости от сорта продукта, места прорастания, а также распределение по частям растений (рисунки 1-3);

II. Диаграммы содержания некоторых жизненно важных элементов в исследованных пробах (рисунок 4).

III. Максимальные содержания некоторых жизненно важных элементов в исследованных пробах (рисунок 5).

IV. Максимальные содержания некоторых токсичных элементов в исследованных пробах (рисунок 6).

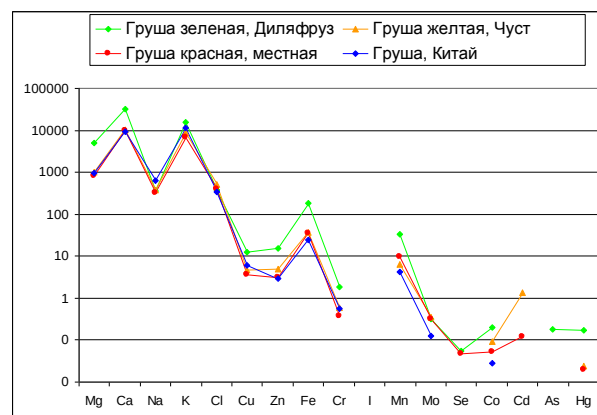
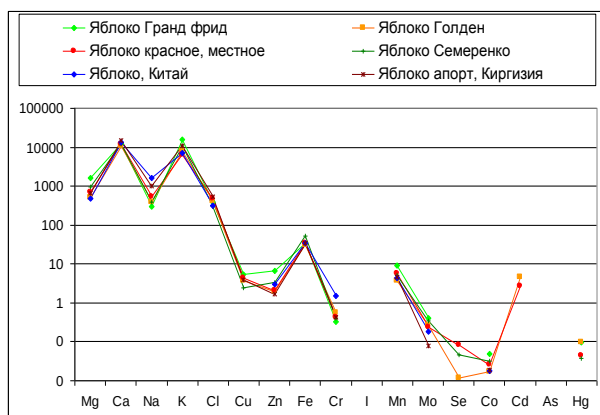


Рисунок 1. Распределение элементов в зависимости от сорта продукта

О РАСПРЕДЕЛЕНИИ ЖИЗНЕННО ВАЖНЫХ И НЕКОТОРЫХ ТОКСИЧНЫХ ЭЛЕМЕНТОВ В РАСТЕНИЯХ, ПЛОДОВООВОЩНОЙ ПРОДУКЦИИ, ЛЕКАРСТВЕННЫХ ТРАВАХ И СБОРАХ

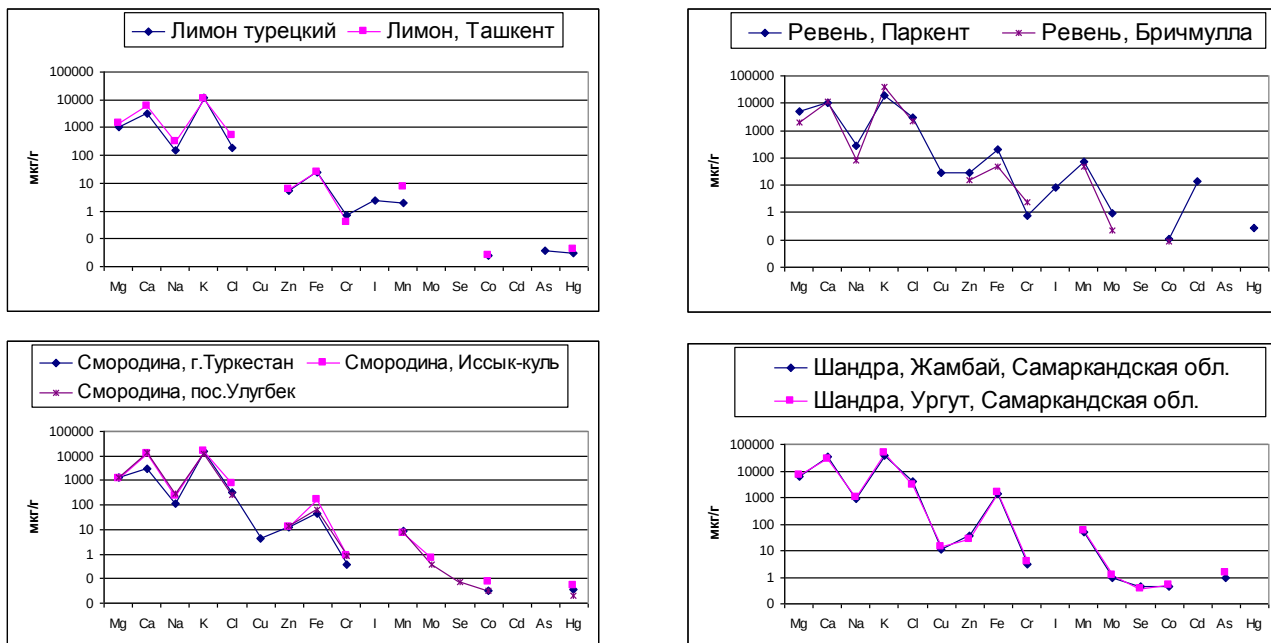


Рисунок 2. Распределение элементов в зависимости от места произрастания продукта

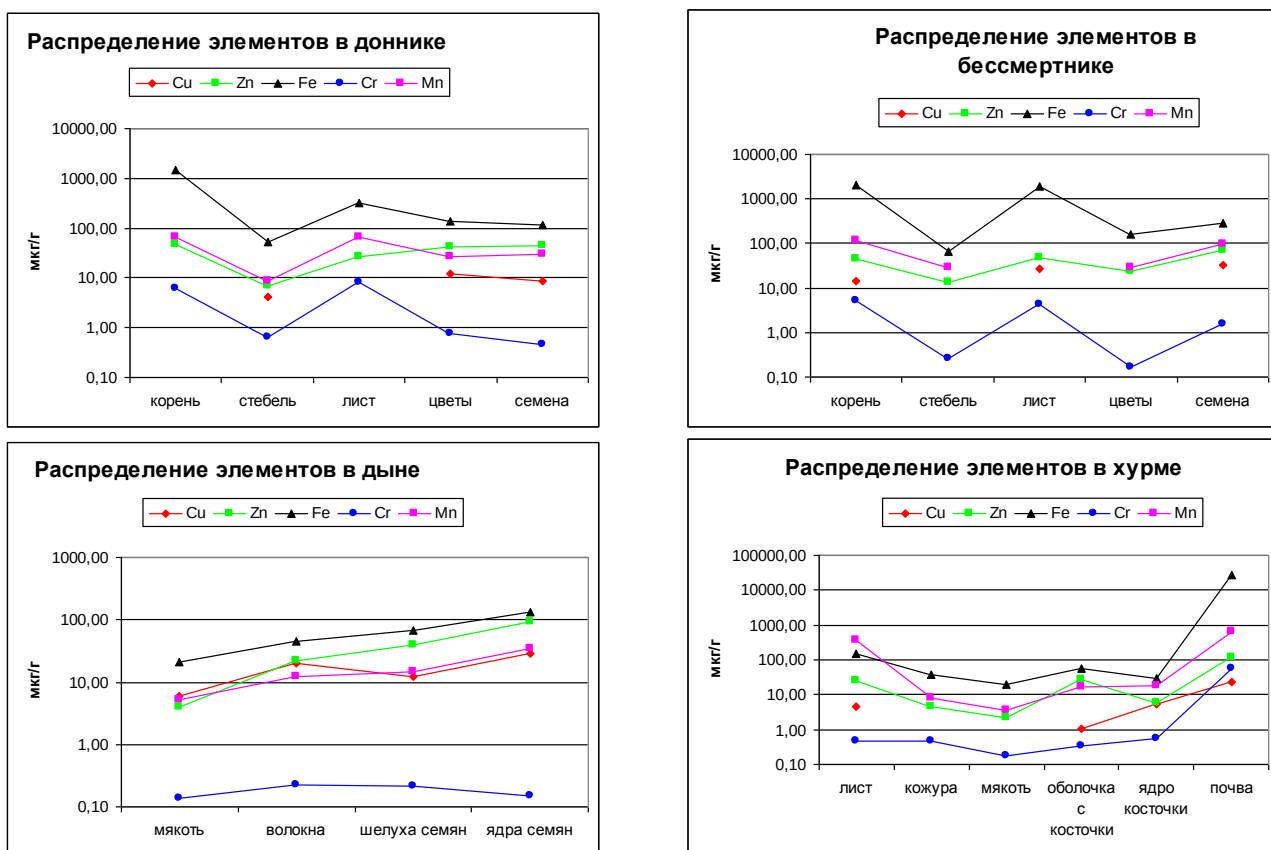


Рисунок 3. Распределение по частям растений

Повторяемость хода кривых распределений

Относительная близость точек и повторяемость хода кривых распределений в зависимости от сорта продуктов и места прорастания являются свидетель-

ством точности и надежности метода анализа. Наблюдаемый же разброс точек объясняется некоторой разницей элементного состава по сортам и отличием элементного состава почв.

Коэффициенты биологического поглощения

Для хурмы были рассчитаны коэффициенты биологического поглощения (КБП) – отношения концентрации элемента в растительном материале к концентрации его в почве (Таблица 2). Если значение КБП элемента выше единицы, то данные части

растения рассматриваются как концентраторы данного элемента.

Т.о., почти все составные части хурмы можно считать концентраторами кальция, а мякоть и кожуру – концентраторами калия.

Таблица 2. Коэффициенты биологического поглощения в частях хурмы

КБП	Mg	Ca	Na	K	Cu	Zn	Fe	Cr	Mn	Mo	Co	As
лист	0.44	7.25	0.09	0.77	0.19	0.22	0.01	0.01	0.57	0.15	0.01	0.02
ядро	0.09	1.09	0.11	0.83	0.23	0.05	0.01	0.01	0.03	0.14	0.01	0.01
кожура	0.07	1.11	0.12	1.94	0.01	0.04	0.01	0.01	0.01	0.15	0.01	0.01
мякоть	0.04	0.75	0.11	1.95	0.01	0.02	0.01	0.01	0.01	0.06	0.01	0.01

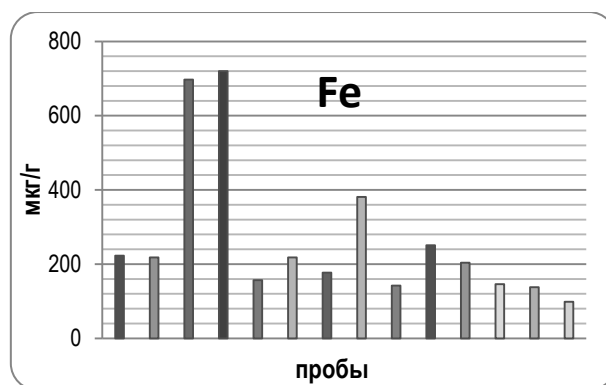
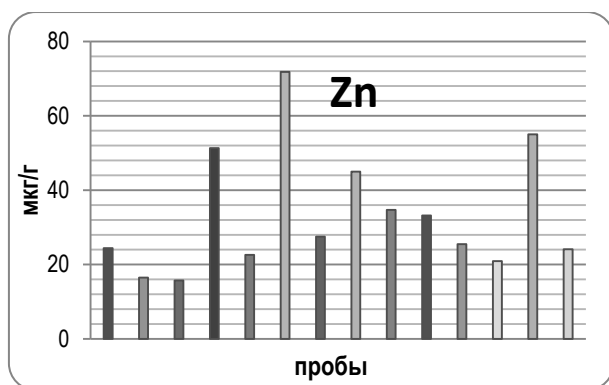


Рисунок 4. Диаграммы содержаний некоторых жизненно важных элементов в исследованных пробах

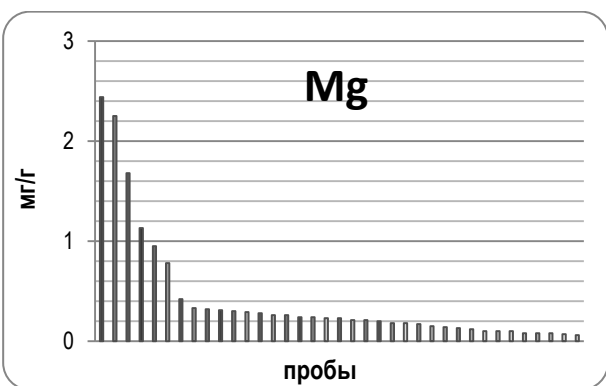
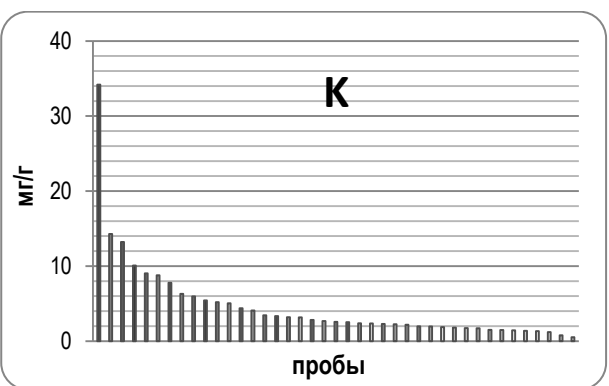
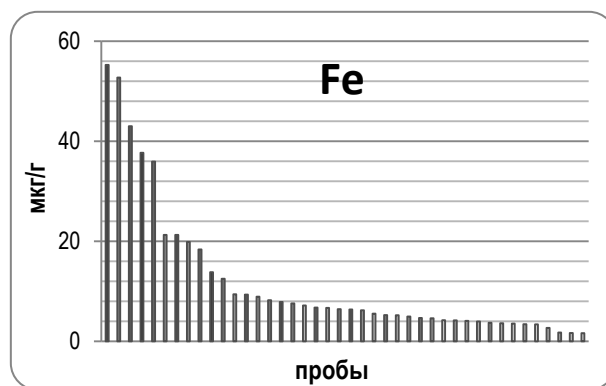
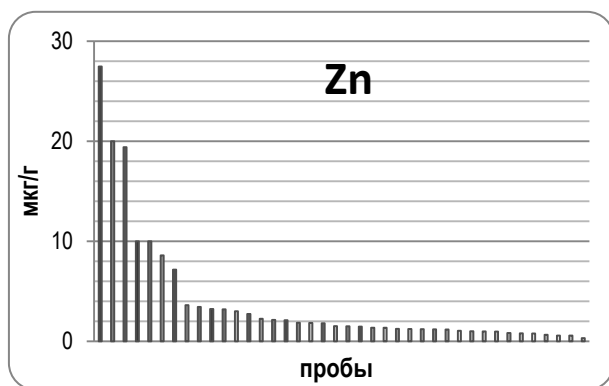


Рисунок 5. Максимальные содержания некоторых жизненно важных элементов в исследованных пробах

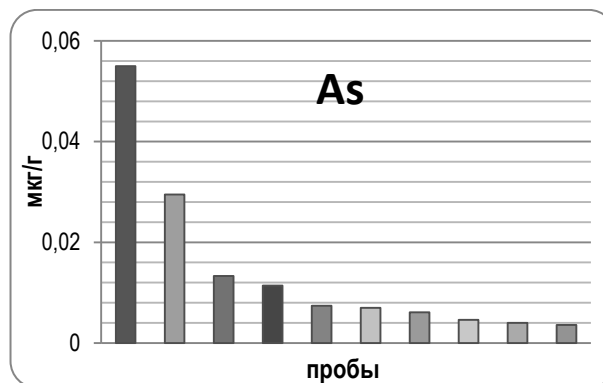
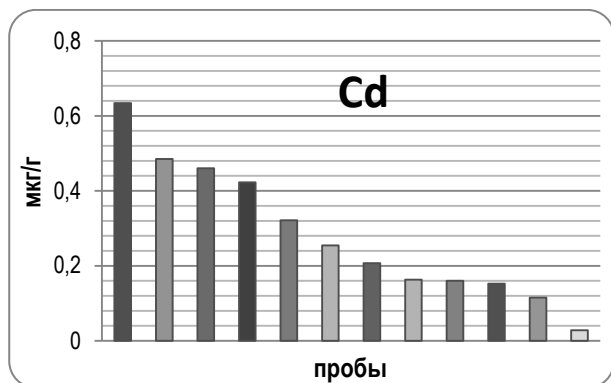


Рисунок 6 Максимальные содержания некоторых токсичных элементов в исследованных пробах

IV. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработана новая высокочувствительная нейтронно-активационная методика анализа растительных проб с определением в одной пробе до 40 химических элементов. Проведен анализ более 200 наименований продуктов растительного происхождения. Определены растения с наибольшими содержаниями жизненно важных элементов, которые могут быть рекомендованы в качестве корректирующих в диетологии при различных микроэлементозах.

Получен большой массив новой аналитической информации, существенно пополняющий банк научных данных по элементному составу растительных проб. Институт ядерной физики АН РУз готов рассмотреть вопрос о целесообразности использования данной методики анализа для проведения совместных работ, в том числе, выполнения совместных научных проектов по фундаментальным и прикладным исследованиям.

ЛИТЕРАТУРА

1. S.A. Bakiev. Radioanalytical and Nuclear Chemistry. / Bakiev S.A. / [et. al] // 2007.-P.272-281.
2. И.В. Меднис. Справочные таблицы для нейтронно-активационного анализа. / Меднис. В.И. / Рига, Зинатне, 1976.
3. И.В. Меднис. Гамма – излучение радионуклидов, применяемых в нейтронно - активационном анализе. [Справочник] / Меднис. В.И. / Рига, Зинатне, 1987.
4. И.А. Маслов. Справочник по нейтронному активационному анализу. / Маслов А.И. Лукницкий А.В. / Ленинград, 1977.

ӨСІМДІКТЕР, АЗЫҚ-ТҮЛІК ӨНІМДЕРІ, ДӘРІЛІК ШӨПТЕР МЕН ТОПТАМАЛАРЫҢ ҚҰРАМЫН ӨМІР ҮШІН МАҢЫЗДЫ ЖӘНЕ КЕЙБІР УЛЫ ЭЛЕМЕНТТЕРДІҢ БӨЛУ ТУРАЛЫ

Ахмедов Я.А., Бакиев С.А., Кульджанов Б.К., Рахманов Ж., Осинская Н.С.

Ўзбекистон, Тошкент, ЎзР ҒА Ядролық физика институты

Нейтронды-активтік анализ әдістемесінің көмегімен 200 түрлі өсімдіктердің түзілу құрамы, ұрықтары, дәруен жинақтары және азық-түлік өнімдерінің 400ге жуық үлгісі зерттелді. Адам организмі үшін ең қажет болған элементтер, сондай-ақ кейбір улы элементтердің көлемі өлшенді. Бұл элементтердің қабылдау мөлшеріде анықталды. Үлгілерде адам организміне өте қажет болған-14, зияны болған-3 элементтердің жоғары және төмен көлемдері анықталған. Биологиялық сіңіру коэффициенттері құрма үшін есептелді.

DISTRIBUTION OF VITAL AND SOME TOXIC ELEMENTS IN PLANTS, FRUITS, VEGETABLES AND MEDICINAL GATHERS

Ya.A. Akhmedov, S.A. Bakiev, B.K. Kuldzhanov, J. Rakhmanov, N.S. Osinskaya

Institute of Nuclear Physics AS RUz, Tashkent, Uzbekistan

Using neutron-activation technique analyzed about 400 samples for more than 200 species of plants and their constituents, seeds, medicinal gathers, fruits and vegetables. The data on contents for vital elements of the human body, as well as some toxic elements were obtained. The detection limits for these elements were determined. The samples with heightened and lowered contents of 14 vital and 3 toxic elements were defined. The biological absorption coefficients for persimmon were defined.

УДК 575.224; 575.167

ЦИТОГЕНЕТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ МЕДИЦИНСКИХ РАБОТНИКОВ КОНТАКТИРУЮЩИХ С ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩЕЙ РАДИАЦИИ

Чередниченко О.Г., Губицкая Е.Г.

Институт общей генетики и цитологии КН МОН РК, Алматы, Казахстан

Представлены результаты изучения *in vivo* эффектов хронического влияния γ -излучения на медицинских работников, а также оценена их радиочувствительность при дополнительном *in vitro* воздействии 1 Гр γ -излучения. Выявлено значительное повышение частоты хромосомных aberrаций у обследованной группы медицинских работников по сравнению с контролем. По результатам цитогенетического анализа определена средняя доза полученная медперсоналом (по общей частоте дицентриков и колец) – 0,072 Гр и проведена индивидуальная оценка (по общей частоте хромосомных aberrаций с использованием дозовой кривой) – 0 до 0,3 Зв (Гр). При изучении радиочувствительности медперсонала обнаружено, что в среднем группа проявляла радиочувствительность сравнимую с таковой здоровых доноров, при этом 17,6% обследованных проявляли радиорезистентность, 29,4% – радиочувствительность. Индивидуумы со средней радиочувствительностью составили 53,0%. Предложена математическая модель зависимости вида нарушений от дозы облучения с учетом уровня радиочувствительности профессиональных работников. На основании этой модели для радиочувствительных индивидуумов поглощенная доза радиации составила – 0,16 мЗв, для радиоустойчивых – 2,04 мЗв, для группы среднечувствительных – 0,52 мЗв.

Для изучения хронического влияния малых доз мутагенных факторов достаточно удобной моделью является когорта людей, профессионально подвергающихся воздействию радиации. В отличие от жителей экологически неблагоприятных регионов, где порой очень трудно вычленить преимущественный тип мутагенного воздействия, в данном случае мы можем даже говорить о типе радиационного воздействия. Ранее нами проведено обследование группы людей, подвергающихся рентгеновскому излучению в силу своей профессиональной деятельности. Настоящему обследованию подверглись 34 медицинских работника, хронически подвергающихся γ -облучению.

Цитогенетический анализ работников, контактирующих с источниками γ -излучения, выявил у них повышенный выход, как числа aberrантных клеток, так и числа aberrаций (таблица 1).

Средняя частота клеток с хромосомными нарушениями у них составила $3,48 \pm 0,31\%$, что более чем в 4 раза превышает контрольный уровень $0,87 \pm 0,1\%$ (п. Таусугур) ($p \leq 0,01$). Спектр хромосомных нару-

шений был представлен aberrациями aberrациями хромосомного типа ($2,1 \pm 0,25\%$) и хроматидного типа ($1,38 \pm 0,20\%$). При этом основную массу aberrаций хромосомного типа составляли разрывы и фрагменты ($1,84 \pm 0,23\%$). При анализе обследуемых медработников (жители г. Алматы) оправдано проведение сравнения с цитогенетическими данными алматинцев, не контактирующих с ионизирующей радиацией и не проходивших за последний год рентгеновского обследования [1]. Сравнительные данные свидетельствуют об одинаковой частоте aberrаций хроматидного типа, т.е. вклад химической составляющей идентичен в обеих выборках. А почти семикратное ($2,1 \pm 0,25\%$ по сравнению с $0,3 \pm 0,07\%$, $p \leq 0,01$) увеличение частоты aberrаций хромосомного типа свидетельствует о мутагенном эффекте радиационных факторов профессиональной среды. Корреляции между возрастом, продолжительностью работы во вредных условиях и выходом хромосомных нарушений, хромосомного типа в частности, не было отмечено.

Таблица 1. Цитогенетическое обследование медицинских работников, хронически подвергающихся γ -облучению

Шифр образца	Клеток с aberrациями	Частота aberrаций (%)	Типы aberrаций (%)				
			Хромосомные				Хроматидные
			Всего	Разрывы, фрагменты	Дицентр.+ кольца	Трансп.	
Среднее	$3,25 \pm 0,30^*$	$3,48 \pm 0,31^*$	$2,1 \pm 0,25^*$	$1,84 \pm 0,23^*$	$0,24 \pm 0,08$	$0,03 \pm 0,03$	$1,38 \pm 0,20^*$
к	$0,87 \pm 0,1$	$0,87 \pm 0,1$	$0,19 \pm 0,05$	$0,19 \pm 0,05$	-	-	$0,68 \pm 0,09$
гс	$1,6 \pm 0,12$	$1,6 \pm 0,12$	$0,3 \pm 0,07$	-	-	-	$1,3 \pm 0,15$

Примечания: к – п. Таусугур (контроль) (42 человека)
гс – г. Алматы (группа сравнения) (28 человек)
* $p \leq 0,01$

Индивидуальные колебания частот хромосомных нарушений составили 1-7%. У 11 человек (32%) она была относительно нормальной 1-2%, у 45% повышенной и у 8 человек (23%) высокой – 5 и более процентов хромосомных нарушений. Однако, у этих людей вклад частоты aberrаций хроматидного типа в общую сумму хромосомных нарушений был 45%, в то время как в группе с нормальной частотой хромосомных нарушений этот показатель составил 20%. Эти данные свидетельствуют, что в данной группе людей, вероятно, наблюдается общее снижение иммунитета или репарационной активности, так как на них значительное влияние оказывают еще и химические факторы.

Из всей когорты обследуемых заслуживают внимания два индивидуума.

Один по медицинским показаниям был подвергнут локальному (коленный сустав) радиационному γ -облучению в дозе 5 Гр за месяц до забора крови для нашего исследования. При этом у него наблюдалась нормальная частота хромосомных нарушений – 1%, что свидетельствует либо об адаптированности, либо о сниженной радиочувствительности данного индивидуума.

Второй был родом из региона СИП и проживал там до 17 лет. У него обнаружено 7% хромосомных нарушений, 5 из которых являются aberrациями хромосомного типа. В данном случае, скорее всего, имеет место радиосенсибилизация или радиационно-индуцированная нестабильность генома (РИНСГ). При обследовании нами жителей региона СИП проведенном ранее обнаружено, что наибольшая частота дицентриков наблюдается в младшей возрастной группе до 20 лет. Это подтверждает тезис о большей чувствительности детского организма. Полученные данные показывают не только текущее хроническое воздействие повышенного радиационного фона, но и состояние нестабильности генома, переданное от родителей, непосредственно подвергавшихся воздействию ядерных испытаний на СИП.

В аналогичных исследованиях, проведенных нами ранее при изучении медицинских рентгенологов, индивидуальные колебания частот клеток с хромосомными нарушениями составили в основном 1-10%. Цитогенетический анализ работников рентгенлабораторий выявил повышенный выход, как числа aberrантных клеток, так и числа aberrаций. Средняя частота клеток с хромосомными нарушениями у

них составила $6,3 \pm 0,54\%$, что более чем в 7 раз превышает контрольный уровень (п. Таусугур) [2].

Спектр хромосомных нарушений был представлен преимущественно aberrациями хромосомного типа, частота которых была в два раза выше $4,79 \pm 0,47\%$, чем aberrаций хроматидного типа $2,54 \pm 0,3\%$. При этом почти треть aberrаций хромосомного типа составляли обменные aberrации – дицентрики, кольца и транслокации ($1,42 \pm 0,16\%$). Корреляции между возрастом, продолжительностью работы во вредных условиях и выходом хромосомных нарушений, хромосомного типа в частности, также не было отмечено.

Различия в частотах и спектре хромосомных нарушений у медработников, подвергающихся рентгеновскому и γ -излучению возможно кроется не только в получаемых дозах, хотя по протоколу они не превышают суммарный предел дозовых нагрузок за 1 год, что составляет 10 мЗв для персонала, но и в типе радиационного воздействия.

Существует несколько основных методик ретроспективной оценки доз внешнего облучения в основном по частоте дицентриков и колец, при этом разные авторы используют частоту нарушений, рассчитанную либо на 1, либо на 100 клеток. В нашем исследовании при индивидуальном анализе медработников этот тип aberrаций был обнаружен только у некоторых обследуемых, несмотря на то, что у каждого индивидуума было просмотрено от 200 до 400 клеток.

На основании этого, исходя из общей частоты дицентриков и колец по группе, используя некоторые уравнения регрессии (таблица 2), можно определить, что средняя доза, полученная персоналом, составляет 0,072 Гр.

Оценку полученных медперсоналом доз по результатам цитогенетического анализа (по общей частоте хромосомных aberrаций) также проводили по построенной нами дозовой кривой. Зависимость доза-эффект получена для гамма-излучения образцов крови людей с использованием источника γ излучения ^{60}Co , при мощности дозы 0,1 Гр/мин. Для построения калибровочной кривой использованы дозы в диапазоне от 0 до 1 Гр (0,01; 0,05; 0,1; 0,5; 1 Гр). С целью построения максимально адекватной калибровочной кривой доза-эффект, проанализированы результаты цитогенетического исследования 20 клинически здоровых доноров. Усредненные значения цитогенетических данных по этим людям представлены на диаграмме (рисунок 1).

Таблица 2. Расчет средние групповых накопленных доз радиации по частоте дицентриков и центральных колец

Вариант	Частота дицентриков и колец	Доза внутреннего накопленного облучения Зв (Гр)		
		$D=y/0,022$ [3]	$Y=C+\alpha D+\beta D^2$ (МАГАТЭ)[4]	$y=0,1+1,5 D+6,3 D^2$ [5]
Медработники, контактирующие с источниками γ -радиации	0,24	0,11	0,059	0,072

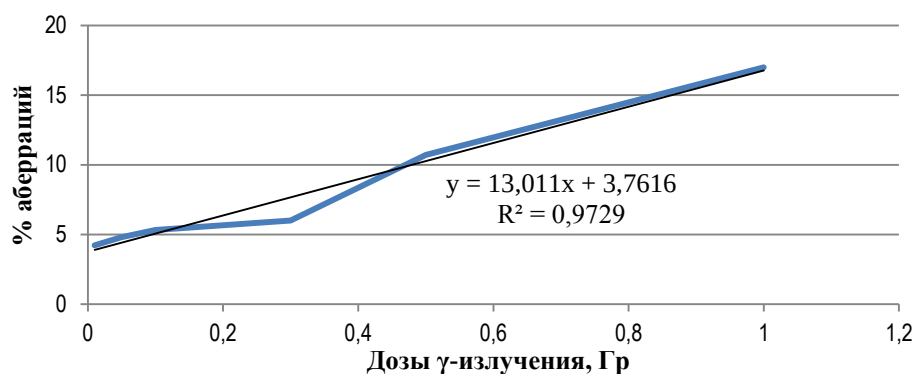


Рисунок 1. Усредненные данные частоты хромосомных aberrаций при γ-облучении культур лимфоцитов здоровых доноров в диапазоне доз 0,01-1 Гр

Используя данную калибровочную кривую с некоторой долей приближения можно вычислить индивидуальные накопленные дозы. При этом если исходить из индивидуальной вариации частоты хромосомных aberrаций (1-7%) поглощенная доза облучения также варьирует от 0 до 0,3 Зв (Гр).

В большинстве мониторинговых исследований негативное влияние средовых факторов оценивается лишь по частоте хромосомных aberrаций, не учитывая других генетических функций клеток. Если бы популяция была генетически «идеальной» (то есть бесконечной по численности, в которой все особи имели бы равную вероятность вклада своих генов в следующее поколение), около 50% особей должны были бы попасть в зону среднего значения признака, сверхчувствительные и сверхустойчивые должны были бы составлять по 2,5% популяции, а среди остальных 22,5% относились бы к более радиочувствительным, чем в среднем, другие 22,5% - к более радиорезистентным, чем в среднем. Эти теоретические расчеты далеки от реальности, поскольку «идеальных» популяций не бывает. Реальные популяции всегда имеют ограниченную численность, и панмиксис (свободное скрещивание) в них никогда не достигается в результате социальных, экономических, морально-этических и других ограничений [6]. Кроме того, многие неконтролируемые факторы могут быть ответственны за значительные ошибки биодиметрии [7].

В последнее время появилось достаточное количество работ, посвященных проблеме влияния индивидуальной радиочувствительности [8], которая вносит значительные коррективы при оценке дозы, так как эффект одного и того же по величине облучения будет различным для разных популяций и конкретных людей, в частности. Разница в реакции людей при одинаковой радиационной нагрузке между гипо- и гиперчувствительными особями может быть многократной [9]. Чувствительность людей к малым дозам облучения особенно велика: разные люди различались по этому признаку в 6,4 раза, а при дозах свыше 2,5 Гр - только в полтора раза [10]. Изучение закономерностей образования радиацион-

но-индуцированных aberrаций хромосом в лимфоцитах человека с учетом его ИРЧ дало ответ относительно формирования плато в области малых доз. Установлено, что с повышением ИРЧ изменяются границы расположения плато (дозонезависимого участка) на калибровочной кривой [11]. В обстоятельной сводке данных по индивидуальной изменчивости радиочувствительности млекопитающих [12] показано, что в популяциях человека существует диапазон распределения особей по радиочувствительности: большая часть особей характеризуется средней чувствительностью к действию ионизирующей радиации, 14 - 20 % оказываются заметно более радиорезистентными, а 10-20 % - заметно более радиочувствительными.

Исходя из этого, было изучено состояние радиочувствительности у людей, хронически подвергающихся радиационному воздействию в связи с профессиональной деятельностью.

Для изучения индивидуальной радиочувствительности лимфоциты периферической крови медицинских работников *in vitro* облучали 1 Гр γ-излучения на G₀ стадии клеточного цикла. Радиочувствительность оценивали по степени увеличения хромосомных aberrаций после *in vitro* облучения лимфоцитов, по сравнению с аналогичными данными контрольной группы. Контрольным вариантом служили данные по индукции радиочувствительности в лимфоцитах периферической крови здоровых доноров при тех же режимах облучения (таблица 3).

В среднем группа обследованных проявляла радиочувствительность сравнимую с таковой здоровых доноров по всем типам исследуемых aberrаций. Тем не менее, 17,6% обследованных проявляли радиорезистентность, 29,4% – радиочувствительность. Индивидуумы со средней радиочувствительностью составляют 53,0%. При этом у индивидуумов, охарактеризованных с помощью дополнительного облучения как радиочувствительные наблюдался наиболее высокий уровень спонтанных aberrаций хромосомного типа – $2,6 \pm 0,36\%$, у людей со средней радиочувствительностью – $1,86 \pm 0,22$, у радиорезистентных – $1,5 \pm 0,35\%$.

**ЦИТОГЕНЕТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ МЕДИЦИНСКИХ РАБОТНИКОВ
КОНТАКТИРУЮЩИХ С ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩЕЙ РАДИАЦИИ**

Таблица 3. Изучение радиочувствительности лимфоцитов медицинских работников, профессионально контактирующих с источниками ионизирующей радиации, под воздействием 1 Гр γ -излучения in vitro

Вариант	Клеток с абберациями (%)	Всего аббераций (%)	Хромосомного типа (%)					Хроматидного типа (%)
			Всего	Дицентрики	Кольца	Транслокации	Разрывы, фрагменты обмена	
Мед. работники	14,92±0,61	18,4±0,66	16,7±0,64	3,83±0,33	2,21±0,25	1,03±0,17	9,6±0,51	1,66±0,22
Контрольная группа (к)	15,0±0,8	17,0±0,84	15,0±0,8	3,0±0,36	2,0±0,31	1,0±0,22	9,0±0,64	2,0±0,31

Примечание: к – лимфоциты здоровых доноров, облученные 1 Гр γ -излучения in vitro

Таблица 4. Модель зависимости вида нарушений от дозы облучения с учетом уровня чувствительности профессиональных работников

Вид нарушений	Признак	Линейная модель ($Y = A + K \times D + \alpha \times D$)					
		A±SE	K ± SE	$\alpha \pm SE$	Df	r ²	p
Всего аббераций хромосомного типа (%)	радиоустойчивые	1,01±0,91	-1,4±0,18	1,64±0,38	123	0.88	0.00
	средне-радиоустойчивые		0,00±0,00				
	радиочувствительные		8,4±0,72				

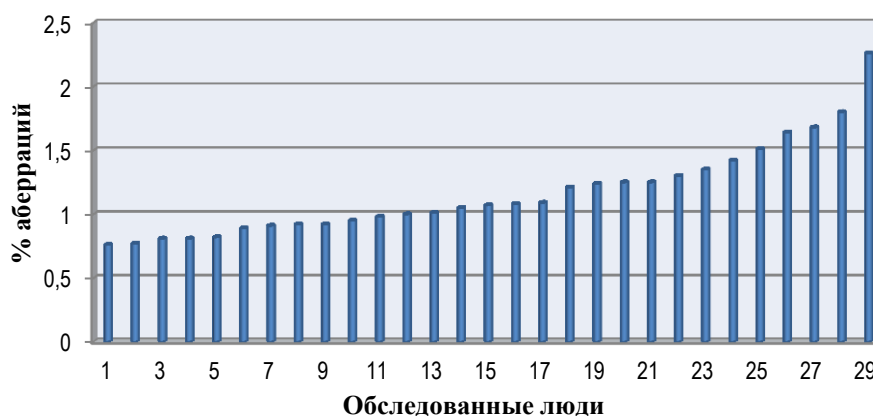


Рисунок 2. Распределение коэффициентов радиочувствительности при облучении лимфоцитов обследуемых 1 Гр γ -излучения

Коэффициент радиочувствительности у обследуемого медперсонала колебался в пределах 0,55-2,26. Спектр распределения «коэффициентов радиочувствительности» при облучении лимфоцитов обследуемых 1 Гр γ -излучения представлен на рисунке 2.

Указанный подход разделения обследуемых людей по признаку радиочувствительности в большей степени позволяет надеяться на более обоснованную оценку поглощенных доз радиации и проведение регрессионного анализа. Эти исследования по моделированию системы цитогенетических показателей только начаты и сейчас мы представляем предварительные данные.

Данный подход позволил ввести для регрессионного анализа фиктивные переменные, такие как градации признака по уровню радиочувствительности. В таблице 4 приведены результаты линейной модели для различных видов нарушений с учетом уровня чувствительности. Линейный и квадратичный коэффициенты приблизительно одинаковы для всех видов аббераций. Коэффициент регрессии равен нулю для клеток с абберациями. Коэффициент K возрастает от радиоустойчивых к радиочувствительным.

На основании предложенной модели для радиочувствительных особей поглощенная доза радиации составила – 0,16 мЗв, для радиоустойчивых – 2,04 мЗв, для группы среднечувствительных – 0,52 мЗв.

Таким образом для оценки дозовой нагрузки на организм человека при хроническом воздействии γ -радиации низкой интенсивности становится актуальной задача установления количественных характеристик степени радиочувствительности, и адаптивности, что может значительно уменьшить величину неопределенности при определении воздействия доз радиационных факторов и даст возможность учитывать их комплексное влияние на частоту индуцируемых цитогенетических нарушений. Эти показатели могут служить прогностически важными критериями при оценке риска радиационного воздействия. Также проведение этих исследований необходимо для оценки радиочувствительности или радиорезистентности людей при приеме на работу, связанную с повышенным риском воздействия радиационных факторов или планированием лучевой терапии у онкобольных.

ЛИТЕРАТУРА

1. Губицкая Е.Г., Чередниченко О.Г., Байгушикова Г.М., Ахматуллина Н.Б. Цитогенетический статус жителей Алматинской области // Вестник Каз. НУ им. аль-Фараби. Серия биологическая. - 2007. - № 2. - С.86-90.
2. Цитогенетическая оценка хронического влияния рентгеновского излучения на человека Тезисы докладов IV международной научно-практической конференции «Семипалатинский испытательный полигон. Радиационное наследие и перспективы развития» 25-27 августа 2010 г. С. 123-124.
3. Lloyd D.C., Edwards A.A., Leonard A. et al. Chromosomal aberrations in human lymphocytes induced in vivo by very low doses of X-rays. International Journal Radiation Biology. 1992. - Vol.61, I.23. - P.335-343.
4. Cytogenetic Analysis for Radiation Dose Assessment // Technical Reports Series № 405.- Vienna: IAEA, 2014.- 57 p.
5. Снигирева Г.П. Биологическая дозиметрия на основе цитогенетического анализа Вестник РНЦПР МЗ РФ 2011 № 11 // http://vestnik.mccr.ru/vestnik/v11/papers/snigir_v11.htm.
6. Яблоков А.В. Миф о безопасности малых доз радиации. М., 2002.- 180 с.
7. Mosse I.B. Genetic effects of ionizing radiation – some questions with no answers // Environmental Radioactivity. – 2012. – Vol. 112. - P. 70-75.
8. Сальникова Л.Е., А.Г. Чумаченко, И.Н. Веснина, Н.Ш. Лаптева, Г.И. Кузнецова, С.К. Абилов, А.В. Рубанович Анализ генотипической зависимости частот хромосомных aberrаций в лимфоцитах человека при облучении in vivo и in vitro // Радиационная биология. Радиоэкология. - 2010.- Т. 50, № 3. - С. 340-344.
9. Пилинская М.А., Шеметун А.М., Дыбский С.С., и др. Результаты 15-летнего цитогенетического мониторинга за контингентами приоритетного наблюдения, пострадавшими от последствий Чернобыльской аварии // Тез. 3-й Межд. конф. «Мед. послед. Чернобыльской катастрофы: итоги 15-летних исследований».- Киев, 2001. - с. 268.
10. Плачинда Ю.И. Применение дискриминантного анализа в биологической дозиметрии // Тез. 3-й Межд. конф. «Мед. послед. Чернобыльской катастрофы: итоги 15-летних исследований».- Киев, 2001.-С. 271–272.
11. Демина Э.А., Е.Н. Демченко, И.Р. Бариляк Характер калибровочных кривых в цитогенетической дозиметрии // Вестник украинского товарищества генетиков и селекционеров. -2009.-Т. 7, № 2. - С. 184-190.
12. Kovalev E.E., Smirnova O.A. 1996. Estimation of radiation risk based on the concept of individual variability of radiosensitivity. AFRRI Contact Report № 96—1. Bethesda, V + 202 p.

ИОНДАУШЫ СӘУЛЕ КӨЗДЕРІМЕН ЖАНАСАТЫН МЕДИЦИНА ҚЫЗМЕТКЕРЛЕРІНЕ ЦИТОГЕНЕТИКАЛЫҚ ТАЛДАУ ЖҮРГІЗУ

Чередниченко О.Г., Губицкая Е.Г.

Казахстан, Алматы, Жалпы генетика және цитология институты БҒМ ҒК ҚР

Бұл жұмыста in vivo жағдайында, медицина қызметкерлеріне γ -сәулеленудің созылмалы әсері эффектісінің нәтижелері көрсетілген, және сонымен қатар қосымша in vitro жағдайында 1 Гр γ -сәулелендіру әсерінің нәтижесінде олардың радиосезімталдылығы бағаланды. Бақылау тобымен салыстырғанда медицина қызметкерлерінің зерттелген тобында хромосомалық ауытқулардың жиілігі айтарлықтай жоғарлағандығы байқалды. Цитогенетикалық талдаудың нәтижелері бойынша медициналық қызметкерлерден алынған (дицентрик және сақиналардың жалпы жиілігі бойынша) орташа дозасы анықталды – 0.072 гр және жеке бағалау (доза қисығын қолдануымен хромосома ауытқуларының жалпы жиілігі негізінде) жүргізілді – 0-ден 0,3 Зв (Гр) дейін. Медицина қызметкерлердің радиосезімталдылығын зерттеу кезінде, сау донорлармен салыстырғанда осы топ сәулеленуге сезімтал болып келетіні анықталды, және сонымен бірге тексерілген зерттеу топтың 17,6% радиорезистенттілігін, 29,4% -радиосезімталдығын көрсетті. Радиосезімталдығы бірқалыпты орташа жеке тұлғалар, 53,0% -ды құрады. Сәулелену дозасы бойынша ауытқу бұзылыстардың түрлеріне негізделген, кәсіби мамандардың радиосезімталдылық деңгейін есепке ала отырып математикалық модель ұсынылды. Осы модель негізінде радиосезімтал тұлғаларға жұтылған радиация дозасы – 0,16 мЗв құрады, радиорезистентті тұлғалар – 2,04 мЗв, ал орташа сезімтал топтар – 0,52 мЗв құрады.

**CYTOGENETIC ANALYSIS MEDICAL WORKERS
CONTACTING IONIZING RADIATION SOURCES**

O.G. Cherednichenko, E.G. Gubitskaya

Institute of General Genetics and Cytology, Almaty, Kazakhstan

The results of the study in vivo effects of chronic effect of γ -radiation on the health of employees and estimated their radiosensitivity in vitro with additional exposure to 1 Gy of γ -rays. There was a significant increase in the frequency of chromosomal aberrations in the examined group of health workers compared to the control. According to the results of cytogenetic analysis determined the average dose received by medical staff (based on the total frequency dicentric and ring) – 0.072 Gy and conducted an individual assessment (based on the total frequency of chromosomal aberrations using the dose curve) – 0 to 0.3 Sv (Gy). In the study of the radiosensitivity of nurses found that on average the group showed radiosensitivity comparable to that of healthy donors, with 17.6% of the patients showed radioresistance, 29.4% – radiosensitivity. Individuals with moderate radiosensitivity totaled 53.0%. A mathematical model based on the type of violation of the radiation dose according to the level of radiosensitivity professionals. Based on this model for the radiosensitive individuals absorbed dose of radiation was – 0.16 mSv, for radioresistant – 2.04 mSv and for a group with moderate radiosensitivity – 0.52 mSv.

УДК 621.039.75

ПРИМЕНЕНИЕ МИРОВОГО ОПЫТА ДЛЯ РЕШЕНИЯ ПРОБЛЕМЫ ЗАХОРОНЕНИЯ ОТХОДОВ ВЫСОКОЙ АКТИВНОСТИ В БЕЛАРУСИ

Салтанова И.В.

*Объединённый институт энергетических и ядерных исследований «Сосны»
Национальной академии наук Беларуси, г. Минск, Беларусь*

В настоящее время важное значение для Беларуси имеет проблема окончательного захоронения радиоактивных отходов высокой активности (ВАО). Сегодня в мире не существует единой эффективной стратегии окончательного захоронения ВАО. Наиболее эффективным и безопасным решением проблемы долговременной изоляции ВАО принято считать их захоронение в могильниках на глубине не менее 300–500 м в глубинных геологических формациях с соблюдением принципа многобарьерной защиты и обязательным переводом жидких радиоактивных отходов в отвержденное состояние.

В работе проанализирован опыт других стран по обращению с ВАО. Изучены перспективы решения проблемы долговременной изоляции ВАО в Беларуси. Проанализирована возможность захоронения отходов высокого уровня активности Белорусской АЭС в глубокие геологические формации. В докладе указаны условия, при которых в Беларуси возможно строительство глубокого геологического захоронения.

Проблема захоронения высокоактивных радиоактивных отходов (РАО) для Беларуси возникла и стала особенно актуальной в связи с реализацией проекта строительства Белорусской АЭС. Выход высокоактивных РАО (ВАО) планируется 0,5 м³ в год [1]. Кроме того, на данный момент окончательно не решён вопрос с отходами от отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). Проект будущей АЭС предусматривает хранение высокоактивных твёрдых РАО в течение всего срока службы станции, что указывает на временной интервал, в течение которого Республика Беларусь должна решить проблему захоронения высокоактивных РАО.

На сегодняшний день наиболее эффективным и безопасным решением проблемы долговременной изоляции ВАО является их захоронение в могильниках на глубине не менее 300 - 500 м в глубинных геологических формациях с соблюдением принципа многобарьерной защиты и обязательным переводом жидких РАО в отверждённое состояние [2-6].

Такой подход закреплён законодательно или объявлен принципом политики правительства в Бельгии, Германии, Китае, Финляндии, Индии, Японии, Швеции, Швейцарии, России, США. Исключением является Франция. В принятом во Франции законе указано, что, кроме захоронения отходов в глубокие геологические формации, могут применяться два других способа обращения с отходами (долгосрочные хранилища и трансмутация), и пока окончательно этот вопрос не решён.

Некоторые страны (Швеция) намерены захоранивать в глубокие геологические формации также отходы среднего уровня активности (САО).

Анализ изучения вопросов обращения с ВАО в различных странах мира показал, что основными условиями реализации проекта могильника ВАО являются следующие:

1. Страна должна иметь подходящие геологические и климатические условия.

Накопленный мировой опыт свидетельствует, что для сооружения геологического хранилища, предназначенного для захоронения высокоактивных долгоживущих отходов, могут быть пригодными различные типы геологических формаций.

Наиболее безопасно и эффективно использовать такие формации, как соляные залежи, кристаллические горные породы типа гранитов, мощные толщи глины или тяжелых суглинков, а также вулканические породы. Так, например, Великобритания, Канада, Финляндия, Франции, Швеция применяют или предполагают использовать с этой целью массивы кристаллических пород; в Германии, США, Нидерландах, России используют соленосные, а в Бельгии – глинистые отложения [7].

Площадку для геологического хранилища следует размещать в таких условиях, где существующие геодинамические процессы и явления с большой долей вероятности не приведут к недопустимой утечке радионуклидов в окружающую среду в течение требуемого периода времени [8]. Выбранная территория должна характеризоваться отсутствием даже минимальных проявлений таких поверхностных процессов, как оползни, эрозия, выветривание и т.д. Активность тектонических и сейсмических процессов должна гарантировать низкую вероятность повреждения защитных барьеров и структур могильника. Исключаются и места, где есть предпосылки для заболачивания, подтопления [9].

Районирование территории Беларуси по условиям подземного захоронения РАО и простейшие геолого-гидрогеологические модели подземного захоронения радиоактивных отходов описаны в [10].

С точки зрения возможных методов реализации общей концепции подземного захоронения РАО, Беларусь разделена на несколько зон с различными

перспективами и условиями изоляции РАО от среды активной жизнедеятельности.

Благоприятными условиями в геологическом отношении для подземного захоронения твёрдых отходов характеризуется зона, занимающая почти всю Брестскую область, за исключением территории к западу от линии Ружаны – Берёза – Городец и почти всю Гродненскую область, исключая территорию севернее Островца – Жодишки, а также значительную часть Минской области западнее линии Зембин – Смолевичи – Минск – Руденск. Территория зоны, располагающейся в административных границах Витебской области, также перспективна для захоронения твёрдых отходов в глубоко залегающие геологические формации. Зона, располагающаяся на территории Припятского прогиба (в административном отношении, в основном, относящаяся к Гомельской области, захватывая отдельные районы Брестской и Могилёвской областей), характеризуется благоприятными условиями для захоронения жидких РАО различной активности.

Геологами Беларуси подробно рассмотрены различные группы пород с целью выбора оптимального варианта геологической среды для сооружения хранилища САО и ВАО [11]. Благоприятными геологическими объектами для размещения последних признаны формации кристаллического фундамента, галогенных (солевых) толщ и крупные залежи мономинеральных глин.

Анализ геологического строения Беларуси с точки зрения выбора глубокозалегающих геологических формаций, пригодных для захоронения высокоактивных РАО приведён также в [12].

При исследовании изверженных кристаллических пород выявлено, что на глубинах 300 – 500 м в пределах Центрально-Белорусского массива могут быть обнаружены геологические тела, пригодные для заложения захоронений ВАО.

Выявлено, что в качестве геологических объектов для оборудования могильников ВАО интерес представляют тиллитовые глинистые пачки, для которых характерны очень плотная структура упаковки и слабая проницаемость не только для воды, но и для газа. В качестве перспективной для размещения могильника ВАО рассматривается верхнемозырская глинистая подсвита.

В качестве глинистых отложений, пригодных для оборудования глубинных хранилищ РАО геологами исследованы разновидности тиллитов в южной части Оршанской впадины, на северном склоне Жлобинской седловины, а также в районах Осиповичей, Глусска и Старых Дорог [12].

При исследовании восточной части соленосных отложений Припятского прогиба установлено, что глубина залегания соленосных отложений значительно превышает оптимальные глубины для оборудования хранилищ ВАО (>2000 м), что делает их малопригодными для этих целей.

Таким образом, по результатам исследований, имеющихся на сегодняшний день, наиболее перспективной территорией для глубинного заложения захоронений РАО является западная часть Припятского прогиба, где наблюдается приемлемая для исследуемых целей глубина.

2. Необходима правовая основа: чёткая национальная стратегия в сфере обращения с радиоактивными отходами и необходимое законодательство по завершению ЯТЦ.

На данном этапе в нашей стране разработана и в июне 2015 года утверждена стратегия обращения с радиоактивными отходами Белорусской АЭС. Как отмечается в тексте Стратегии, в соответствии с проектом БелАЭС предусматриваются функционирование системы обращения с РАО и их хранение в пристанционном хранилище в течение десяти лет с последующим их перемещением в пункт захоронения РАО, сооружение которого проектом не предусмотрено.

Среди задач и основных направлений Стратегии планируется *проработка* вопроса о сооружении пункта захоронения высокоактивных РАО в глубокой геологической формации.

3. Для осуществления проекта могильника ВАО требуются значительные финансовые вложения.

В таблице приведены сравнительные тарифы на захоронение по классам и видам РАО для разных стран.

Цены на захоронение ВАО в данной таблице не приведены, поскольку на сегодняшний день в мире не существуют пункты захоронения для данного вида отходов. Однако, имеющиеся сравнительные тарифы на захоронение по классам и видам РАО для разных стран позволяют утверждать, что для осуществления проекта могильника ВАО требуются значительные финансовые вложения. Как указывается в белорусской Стратегии, предварительный объём финансовых средств для строительства пункта захоронения РАО оценен в сумме приблизительно 60 млн. долларов США. В этом смысле необходимо трезво оценить способность страны финансировать столь масштабный проект, и при отсутствии таковой способности рассмотреть варианты участия страны в международном проекте строительства геологического хранилища.

Таблица. Сравнение тарифов на захоронение различных классов РАО по абсолютному значению в разных странах [13]

Класс РАО для целей захоронения	Виды РАО, передаваемых на захоронение	Международный опыт		
		Страна	Расчётный тариф, USD/м ³	Расчётный тариф, тыс. руб./м ³
Класс 1	Твёрдые ВАО с предварительной выдержкой в целях снижения их тепловыделения (остаточное тепловыделение – не более 1 кВт/м ³)	В настоящий момент ПЗРО (пункты захоронения РАО) для захоронения данного вида ВАО в мире не существуют. В отдельных странах построены подземные лаборатории для проведения исследований с целью подтверждения безопасности строительства ПЗРО.		
Класс 2	Твёрдые ВАО и твёрдые долгоживущие САО	В настоящий момент ПЗРО для захоронения данного вида ВАО в мире не существуют. В отдельных странах построены подземные лаборатории для проведения исследований с целью подтверждения безопасности строительства ПЗРО.		
Класс 3	Твёрдые САО и твёрдые долгоживущие низкоактивные отходы (НАО)	Финляндия Olkiluoto	7193	221,1
		Финляндия Loviisa	8508	261,5
		Швеция SFR	4723	145,2
		Германия Konrad	4813	147,9
		Корея	7429	228,3
		Швейцария Wellenberg	8143	250,3
Класс 4	Твёрдые НАО (включая очень низкоактивные отходы)	Чехия Dukovany	731	22,5
		Франция Aube	764	23,5
		Япония Rokkasho	16432	505,1
		Испания El Cabril	2471	75,9
		Великобритания Drigg	473	14,5
		Бельгия	5100	156,8
		Венгрия Udvari	2294	70,5

4. При реализации проекта могильника ВАО важными условиями являются размер атомной отрасли и объём собственных ВАО.

В Республике Беларусь (Гродненская область) осуществляется строительство атомной электростанции по российскому проекту АЭС-2006 в составе двух блоков суммарной мощности порядка 2400 МВт.

Согласно проектным данным АЭС-2006, для энергоблоков с реакторными установками ВВЭР - 1200 общее количество высокоактивных твёрдых РАО, образующихся за год на одном энергоблоке в условиях нормальной эксплуатации, оценивается значением 0,5 м³, а исходное значение объёма общего выхода кондиционированных и отверждённых РАО низкой и средней активности на один энергоблок принято 100 м³/год [14].

Таким образом, в течение срока эксплуатации атомной электростанции (60 лет) прогнозируется образование 60 м³ ВАО.

Согласно предварительной оценке [15] прогнозируемый объём образующихся высокоактивных твёрдых РАО в результате вывода атомной электростанции из эксплуатации составляет 85 м³ на один энергоблок атомной электростанции.

5. Общественное одобрение.

Национальные программы по обращению с отходами часто делали акцент на планировании, выборе места хранилища и сталкивались с мощным общественным противодействием. Во многих странах именно противостояние общества вынудило власти отложить реализацию проекта геологического хранилища ВАО (например, в Бельгии, Аргентине, Ис-

пании, Италии и др.). В данном вопросе являются крайне важными мнение и поддержка общества. Вероятно, по этой причине, национальная политика общей стратегии обращения с отходами в Канаде и Великобритании формируется только после активных консультаций с общественностью.

Автором, совместно с коллегами из различных ВУЗов страны, проведены исследования по восприятию строительства АЭС в Беларуси молодой частью населения – студентами [16]. Студенты – это наиболее активная, мобильная, наделённая определённым максимализмом и остротой реакции часть населения, это – будущая административно-интеллектуальная элита страны. Она принесёт в жизнь не только профессиональные знания, но и нравственные критерии отношения к безопасности общества, также и свои аспекты восприятия рисков различной природы, в том числе и рисков, связанных с развитием атомной энергетики. В связи с этим, особый интерес вызвала позиция именно этой части населения по вопросам, связанным со строительством АЭС в нашей республике. С целью анализа уровня информированности студентов о строительстве АЭС, о воздействии АЭС на здоровье человека и окружающую среду, об опасности радиоактивных отходов были разработаны опросные карты, которые были адаптированы в нескольких учреждениях образования (УО) Республики Беларусь. В опросе принимали участие студенты УО «МГЭУ им. А.Д. Сахарова» (факультета мониторинга окружающей среды), УО «Белорусский государственный университет» (физический факультет), ГУ «Гомельский государственный медицинский университет» (лечебный факуль-

тет, кафедра общей гигиены, экологии и радиационной медицины), а также УО «Минский государственный политехнический колледж» (технология машиностроения).

Результаты анкетирования студентов по вопросам обращения с РАО показали, что:

- оптимистическая оценка готовности опрашиваемых согласиться с планами строительства хранилища ядерных отходов подтверждается только при условии строительства далеко от места проживания;
- по вопросу реализации проекта могильника ВАО необходима развёрнутая широкомасштабная работа с населением при помощи специалистов с це-

люю информирования и достижения общественного единства.

Анализ технологических решений по организации системы захоронения ВАО в геологических формациях, определение возможного места размещения, а также разработка проекта по сооружению геологического глубинного захоронения требуют значительных объёмов исследований, участия в этих исследованиях специалистов различных профессий и значительных временных и финансовых затрат для разработки согласованного подхода. Всё это необходимо принять во внимание, приступая к решению задачи сооружения пункта захоронения высокоактивных отходов в Беларуси.

ЛИТЕРАТУРА

1. Разработать стратегии обращения с радиоактивными отходами и отработавшим ядерным топливом в Республике Беларусь при вводе АЭС в энергосистему страны и подготовить исходные данные для разработки обоснования инвестиций в строительство республиканского пункта захоронения радиоактивных отходов: отчёт о НИР/ ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси; отв.исп. В.В. Скурат. – Минск, 2009. – 220 с. – Инв.№667.
2. Решения в отношении обращения с отходами [Электронный ресурс] / Бюллетень МАГАТЭ. – Вена, 2013. – Режим доступа: https://www.iaea.org/sites/default/files/publications/magazines/bulletin/bull54-1/54104711011_ru.pdf – Дата доступа: 02.12.2014.
3. Управление высокоактивными отходами [Электронный ресурс] / Российское атомное общество. – М., 2008. – Режим доступа: <http://www.atomic-energy.ru/articles/2008/10/05/440>. – Дата доступа: 01.12.2014.
4. Узуньян, Ж. Геологическое захоронение долгоживущих РАО во Франции / Ж. Узуньян // Международный атомный журнал. Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. – 2011. – №1. С.41–46.
5. Нидер-Вестерманн, Г.Х. Захоронение РАО в Германии. / Г.Х. Нидер-Вестерманн, Э. Бьюррун, В. Боллингерфер // Международный атомный журнал. Безопасность ядерных технологий и окружающей среды. – 2011. – №1. С.64–68.
6. Шишиц И.Ю. Основы инженерной георадиоэкологии: Учебное пособие для вузов.-М.: Изд-во Московского государственного горного университета, 2005.-711 с.
7. Горбунова, О.А. Освоение подземного пространства при утилизации техногенных отходов. Часть 2. Захоронение радиоактивных отходов в горных выработках и геологических формациях: учеб. пособие/ О.А. Горбунова. –М.: Изд-во «Горная книга», 2011. –133 с.
8. Кочкин Б.Т. Геологический подход к выбору районов захоронения радиоактивных отходов/ Б.Т. Кочкин; Ин-т геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии.- М.-Наука, 2005.-115 с.
9. Изучить системы инженерных и естественных барьеров при глубинном захоронении САО и ВАО в геологическую среду в условиях Беларуси и проанализировать их с целью выбора предпочтительного варианта месторасположения: отчёт о НИР/ ГНУ «ОИЭЯИ – Сосны» НАН Беларуси; отв.исп. И.В. Салтанова. – Минск, 2011. – 220 с. – Инв.№1078.
10. Кудельский, А.В. Геолого-гидрогеологические предпосылки подземного захоронения радиоактивных отходов в Белоруссии. Районирование и простейшие модели./ А.В. Кудельский, М.Г. Ясовеев// Атомная энергия. – 1991. – Т.70, вып.5. –С.310–314
11. Кудельский, А.В. Возможности и геолого-гидрогеологические условия захоронения отходов в Республике Беларусь / А.В.Кудельский, А.В.Матвеев, Л.Д. Лебедева // Доклады НАН Беларуси. –2000. – Т.44, №1. –С.87–90.
12. Подготовить отчёт с предложениями участков геосреды, перспективных для сооружения подземного хранилища высокоактивных РАО и обоснованием инвестиций в дальнейшие исследования для характеристики и утверждения участка и объекта: отчёт о НИР (заключительный) / РУП «Белгео»; рук.темы Л.А.Поливко. – Минск, 2010. – 74 с.
13. Абрамов, А.А. Концепция обращения с радиоактивными отходами в России [Электронный ресурс] / ГК «Росатом». – М., 2014. – Режим доступа: http://www.osatom.ru/mediafiles/u/files/VIII_forum_2013/Abramov_A.A.pdf. –Дата доступа: 10.12.2014.
14. Определение характеристик отходов среднего и высокого уровней (объём, физико-химические характеристики, радионуклидный состав и др.), образующихся в Беларуси и требующих глубинного захоронения: эксплуатационные высокоактивные отходы (m^3 / год); эксплуатационные среднеактивные долгоживущие отходы; промышленные радиоактивные отходы в Беларуси; закрытые источники; отходы переработки ОЯТ. Выполнение анализа опыта обращения с отходами высокого и среднего уровней активности и разработка предложений по использованию этого опыта для создания системы обращения с отходами в Беларуси: отчёт о НИР (промеж.)/ ГНУ «Объед. ин-т энергет. и ядер. исслед. – Сосны» НАН Беларуси; отв. исп. И.В.Салтанова.– Минск, 2014.– 105с. – №1488.
15. Белорусская АЭС. Блок 1 : предварительный отчёт по обоснованию безопасности. Глава 10 Обращение с радиоактивными отходами / ГК «Росатом». ОАО «Нижегородская инжиниринговая компания «Атомэнергопроект» (ОАО «НИАЭП»). – 2013.
16. Социально-психологические проблемы ядерной энергетики: восприятие строительства АЭС и экологический риск. А.Ф. Маленченко, И.В. Салтанова [и др.]// Экологический вестник.- 2013.- №3(25).- С.25-34.

**БЕЛАРУСИЯДА ЖОҒАРЫ АКТИВТІЛІК ҚАЛДЫҚТАРЫН КӨМУ
МӘСЕЛЕСІН ШЕШУ ҮШІН ӘЛЕМДІК ТӘЖІРИБЕНІ ҚОЛДАНУ**

Салтанова И.В.

*Беларусь, Минск қ., Беларусия Ұлттық ғылым академиясы, «Сосны»
энергетикалық және ядролық зерттеулердің бірлескен институты*

Қазіргі уақытта Беларусия үшін маңызды мағынасы жоғары активтілігінің радиоактивтік қалдықтарды (ЖАҚ) соңғы көму мәселесі бар. Бүгінгі күні әлемде ЖАҚ соңғы көмудің бірыңғай тиімді стратегиясының болмауы. Сұйық радиоактивтік қалдықтарды міндетті ауыстыру және көп барьерлік қорғау принципін сақтаумен тереңдік геологиялық формацияларда 300-500 м кем емес тереңдікте оларды обаларға көмуін, ЖАҚ ұзақ уақытылы оқшаулау мәселесінің ең тиімді және қауіпсіз шешімі деп есептеу.

Жұмыста ЖАҚ айналысу бойынша басқа елдердің тәжірибесі талданды. Беларусияда ЖАҚ ұзақ уақытылы оқшаулау мәселесін шешу келешегі зерттелді. Беларусия АЭС терең геологиялық формацияда активтілігінің жоғары деңгейінің қалдықтарын көму мүмкіндігі талданды. Баяндамада Беларусияда терең геологиялық көму құрылысы мүмкін болатын жағдайлар белгіленді.

**APPLICATION OF THE WORLD EXPERIENCE TO THE HIGH-LEVEL
RADIOACTIVE WASTE DISPOSAL IN BELARUS**

Irina Saltanova

*Joint Institute for Power and Nuclear Researches "SOSNY"
of the National Academy of Sciences of Belarus, Minsk, Belarus*

Final disposal of High-Level radioactive Waste (HLW) is currently a very important issue for Belarus. There is no unified effective strategy for final disposal of HLW in the World. Disposing HLF in Deep Geological Repositories (DGRs) at depths of at least 300 - 500 m while complying with the defense-in-depth principle and mandatory solidification of liquid HLW is considered to be the safest and most effective solution.

In this paper, HLW-disposition experience of several countries is considered. Perspective solutions to the problem of long-term HLW isolation in Belarus are discussed. A possibility of deep geological disposal of HLW in Belarus is analyzed. Conditions under which a DGR is possible in Belarus are presented.

УДК 614.7, 614.8

SECURITY RESEARCH PERFORMED BY SURO

P. Kuca, J. Koc

National Radiation Protection Institute (SURO), Prague, Czech Republic

The paper presents actual aspect of security research in the Czech Republic organized by the Ministry of Interior, aimed at Emergency Preparedness and Response in case of Nuclear and/or Radiological Emergency. Results of selected projects, solved by the National Radiation Protection Institute (SURO) in recent years, are presented:

- Prevention and severe accident consequences mitigation analyses performed for Czech NPPs in connection with the new experience obtained from the stress tests after the Fukushima accident.
- Research of advanced methods of detection, assessment and mastering of radioactive contamination aimed at modernization of appropriate parts of system for ensuring protection of public and selected critical infrastructures of the Czech Republic related to radiological attack or large-scale radiological emergency.
- Radiation Monitoring Network for institutions and schools for assuring early awareness and enhancing safety of citizens.

The paper is drawn upon the basis of Ministry of Interior of the Czech Republic projects ID VG20132015105 et al.

INTRODUCTION

Security research in the Czech Republic, organized by the Czech Ministry of Interior, is aimed at development of novel approaches, methodologies, guides and equipment for monitoring and evaluation of radiation situation, preparing measures for protecting both public and responding personnel and at development of novel equipment for monitoring of radiation situation. Another part of the research is aimed at

- Increasing the level of security of citizens by exploitation of newest technologies and knowledge according to state of national and international security;

- Improvement the quality of identification of, prevention to and protection against threats endangering security of critical infrastructures, including reduction of their consequences;

- Formation and improvement of technologies, techniques, process, approaches, practices and their application in praxis aimed at effective crisis management and response on both national and international level;

- Optimizing the emergency workers response strategy is to identify potential radiation source terms in different serving areas of the NPP, together with dominant exposure pathways, timescales over which the dose will be received, potential effectiveness of the individual protective options and ability of the data enable assessing of the radiation situation in the time and place of the response actions performed. Knowledge of the timescales over which exposures by emergency workers will be received informs decision makers about the lead times available to organize the implementation of necessary emergency response on the technology, if necessary.

Results of selected parts of three of the projects, solved by SÚRO, are presented here.

Project: “Prevention and severe accident consequences mitigation analyses performed for Czech NPPs in connection with the new experience obtained from the stress tests after the Fukushima accident”

This project is solved by four participants – Czech Technical University of Prague, Faculty of Nuclear Sciences and Physical Engineering (FJFI – coordinator), Research Centre Rez (CVR), National Institute for Nuclear, Chemical and Biological Protection (SUJCHBO) and National Radiation Protection Institute (SURO). SURO contribution is aimed at evaluation of the potential radiation doses for the emergency workers during and in the recovery phase of the severe accident.

One of the basic tasks for optimizing the emergency workers response strategy is to identify potential radiation source terms in different serving areas of the NPP, together with dominant exposure pathways, timescales over which the dose will be received, potential effectiveness of the individual protective options and ability of the data enable assessing of the radiation situation in the time and place of the response actions performed. Knowledge of the timescales over which exposures by emergency workers will be received informs decision makers about the lead times available to organize the implementation of necessary emergency response on the technology, if necessary.

During radiation accident at nuclear power plant it is likely that potential exposure rates in different parts of the plant and airborne activity will vary in space and time significantly, and consequently the doses received by emergency workers will vary, both as a result of the variations in exposure rates and as a result of differences of potential spread of the fission and activation products activity within the technology or as a result of the atmospheric release.

Emergency workers, engaged in emergency response, are usually properly trained and prepared for fulfilling their tasks in advance within emergency re-

sponse organization. But before involving them to the actual response it is necessary to evaluate habitability and radiation condition at the place of the intervention aimed to avoiding unforeseen exposures. Data and information, necessary for this assessment, are usually assessed from the NPP's information systems during normal operation of the nuclear power plant. Nevertheless, as the Fukushima accident showed, different situation may arise after severe radiation accidents? These questions were analyzed in the course of the project research.

Potential spread part of core fission radionuclides inventory into the rooms and corridors next to the containment or directly to the environment (Fig. P1) have been evaluated.

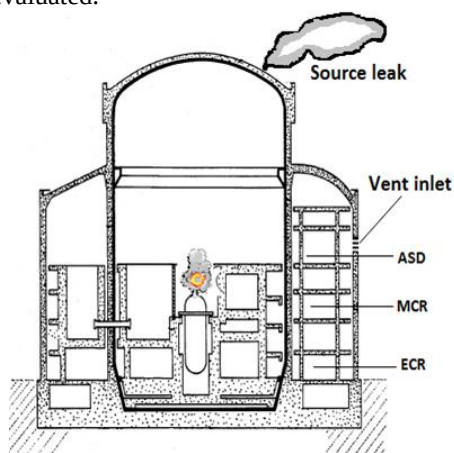


Figure P1

In order to develop an emergency plan, it is first necessary to evaluate the projected doses for the situations being considered. The purpose of estimating projected doses and their likely spatial and temporal distributions have to be taken into account. As a part of these analyses a set of reasonably conservative accident conditions was established and calculations of dose rates and radionuclide volume concentrations as a function of the time were calculated for different assessing points.

The doses individuals receive depend on two factors – the levels of radiation or radioactivity in the working space (for example in main control rooms, emergency control rooms, radiation protection control rooms, utility main gate, emergency response centres, shelters and other working points where emergency response is considered during the emergency) and the time the individuals stay in affected area. Other factors, such as application of personal protection tools or means may also play a part, especially in the case of radionuclide intakes.

Radiological conditions have to be evaluated first for example in the main control room. A lot of simulation calculations for WWER 440 within the range of the predefined parameter were performed. Some types of potential outputs results described the exposure situation

in the main control room in graphic form are expressed on the Fig. P2, P3, P4.

Fig. P2 describes the course of the effective dose rates [Sv/h] from different exposition pathways in the WWER 440 main control room.

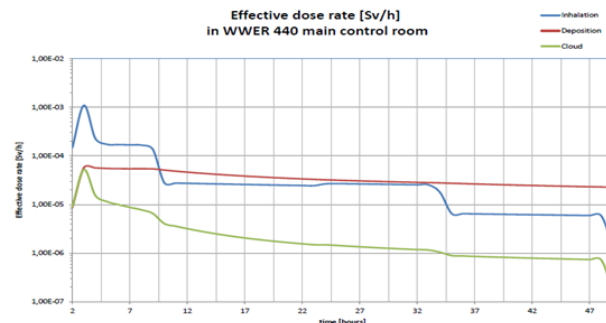


Figure P2

Fig. P3 summarized the results of the time course of ^{131}I in organic and inorganic form and ^{134}Cs and ^{137}Cs volume activity ($\text{Bq}\cdot\text{m}^{-3}$) in the main control room.

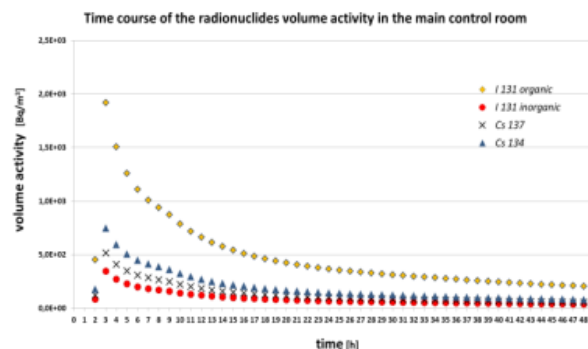


Figure P3

Time dependences of the ^{137}Cs time integrated air concentration ($\text{Bq}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$) and ^{137}Cs summary air concentration ($\text{Bq}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^{-3}$) calculated for each hourly time interval in the main control room are presented on Fig. P4 [1].

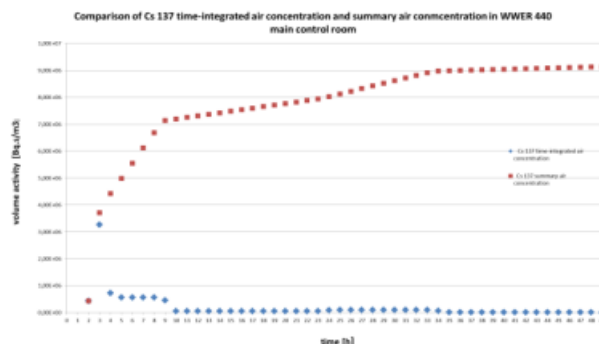


Figure P4

Prognosed doses for intervene persons from intakes of individual radionuclides by inhalation can be estimated by multiplying the calculated values of the time integrated air concentration by the breathing rate and by

appropriate dose conversion coefficient. The calculation would have to be performed for each relevant radionuclide separately and the results then summed. The knowledge of these values of the prognosed doses is necessary for the timely and correct emergency response decision making.

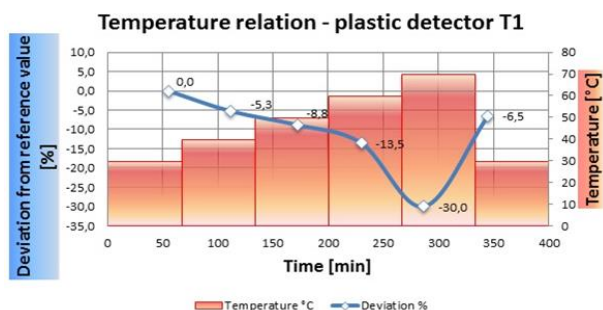


Figure P5

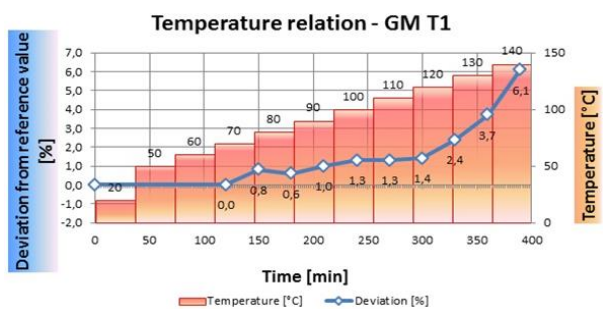


Figure P6

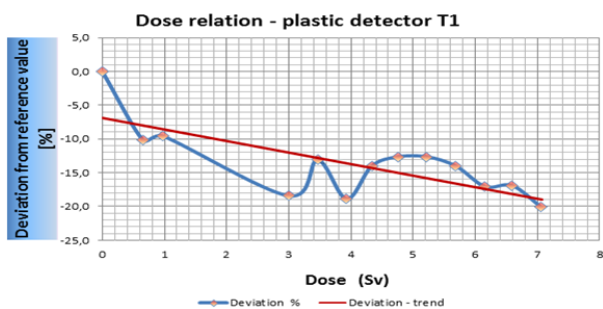


Figure P7

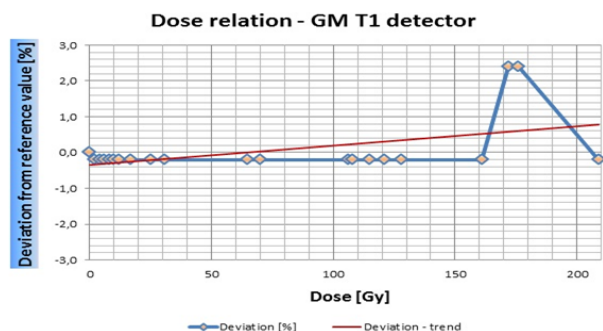


Figure P8

In the second part of the project we decided to evaluate the operability of the detection parts of the radiation monitoring systems in different areas of the NPP under changing radiation conditions during and after severe accident. We have evaluated radiation monitoring systems dedicated for both technological and areal measurement of the dose rates. Different types of detectors used on Czech NPP, but only those dedicated to operate within the frame of the design basis accident were evaluated.

Each of the chosen detectors have undergone the special load tests to determine if there are able to respond after being loaded above the producer declared working conditions. Detectors were metrologically verified first and the average value of the reference response was determined. Then the detector was affected by the parameters of the load test and after each step of the load tests the reference response was measured again and deviation from reference value was calculated. Variable parameters of the load test were: dose rate, dose, temperature, temperature aging, vibration and combined effects of different previous mentioned parameters.

Three detector types including integral electronics were evaluated: Geiger-Müller counters, proportional tubes and plastic detectors. Detectors chosen are commonly used for detection of the radiation fields in the areas where the nuclear technology equipment is located or in the areas where radiation workers have performed their normal working activities. Some of the results from testing plastic and GM detectors are presented on Fig. P5, P6, P7, P8 [2].

Project: „Research of advances methods of detection, assessment and mastering of radioactive contamination aimed at modernization of appropriate parts of system for ensuring protection of public and selected critical infrastructures of the Czech Republic related to radiological attack or large-scale radiological emergency“

Objectives of this project covers a wide range - detection of radioactive matters, early warning and providing information on radiation situation and its expected/predicted development to both public and responding personnel, education of public, methodology for and training of responding personnel, foreknowledge of public and of touched subjects and bodies.

Part of the project aimed at modern methods of analysis including field tests is described in more details.

Dispersion of radionuclide ^{140}La by a small-range blast in free space (Fig. R1: Locality of field tests) was performed to simulate a „dirty bomb“ attack, followed by monitoring of atmospheric and surface activity concentrations and of dose-rates (Fig. R2a: Scheme of monitoring points, R2b: Sampling points around the blast point, Fig. R3: Equipment for air and surface concentrations monitoring (a-b-c) and for mobile monitoring (d-e), and observing meteorological parameters in the locality [3].

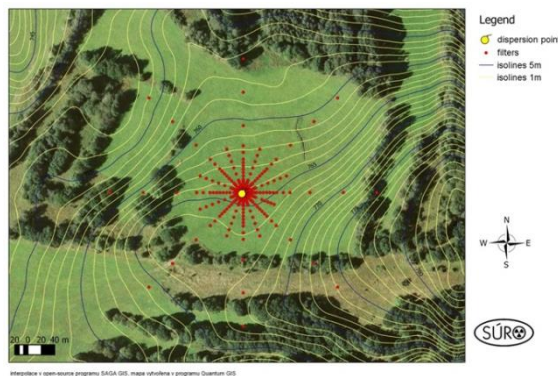


Figure R1

Results obtained during this test (Fig. R4: Surface activity concentration by fallout sampling and by dose rates, Fig. R5: Time course of air activity concentration near the blast point) are in good accordance with previous similar tests with partially driven direction of dispersion ([4], [5]) and confirm that (except others)

- character of such event could be expected as rather local with only a limited area affected;
- meteorological situation in time of the blast is dominant factor for determining the direction of the dispersion and size of the affected area in comparison with blast configuration;
- fast decrease of the volume activity of the air can be considered for decision on appropriate personal protective equipment;
- further development of mobile monitoring on small-scale level is necessary, especially for formulating methodology and approaches for both UGV and UAV usage.

Experiences gained during this field tests [3] will be used for solving project tasks.

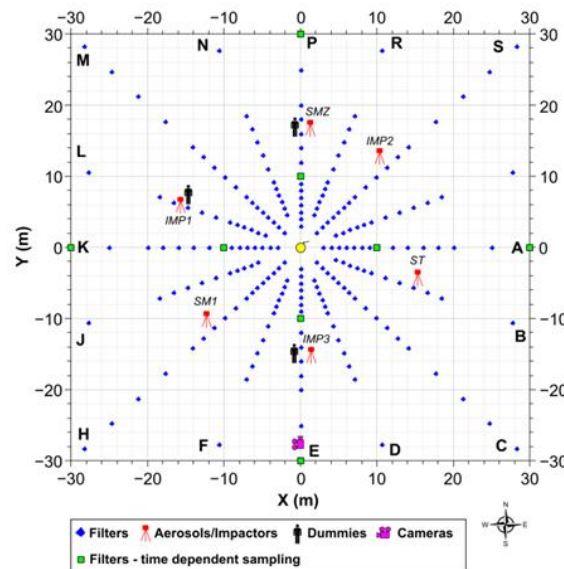


Figure R2a



Figure R2b



Figure R3a



Figure R3b



Figure R3c



Figure R3d



Figure R3e

Table R1. Surface activity of figurines' clothing

Figurine	Height of figurine, [m]	Surface area of clothing (estimate), [m ²]	Distance from the blast point, [m]	Radius	Activity of front part of clothing, [Bq]	Activity of rear part of clothing, [Bq]
woman	1.7	0.4	16	P	< 1	< 1
man	1.9	0.57	16	E	5.38 ± 0.92	5.00 ± 0.98
child	1.5	0.3	16	L	0.92 ± 0.31	0.58 ± 0.25

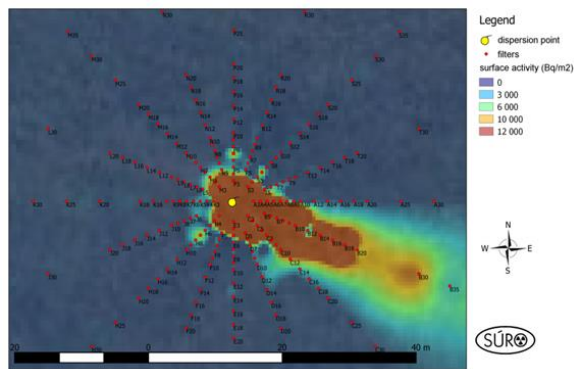


Figure R4a

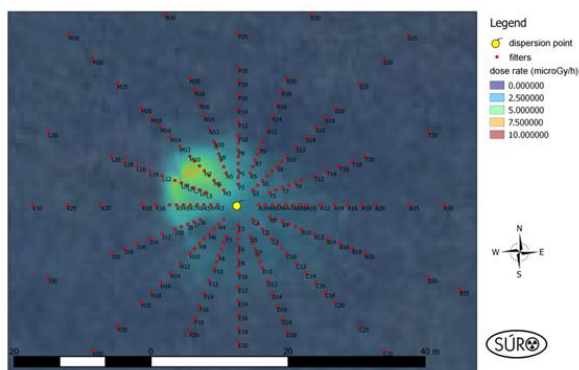


Figure R4b

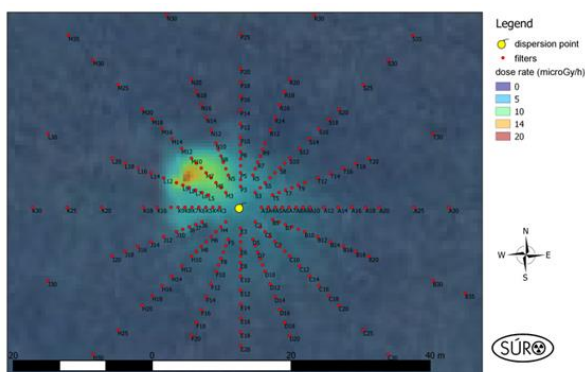


Figure R4c

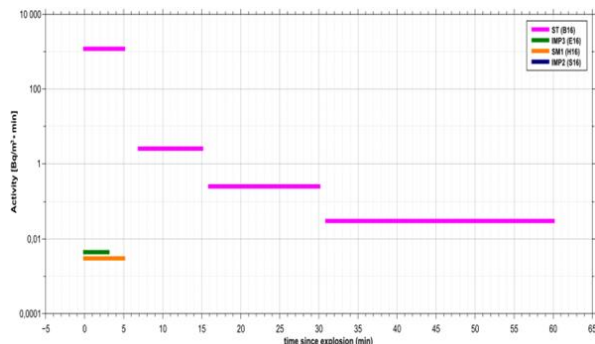


Figure R5

Project: “Radiation Monitoring Network for institutions and schools for assuring early awareness and enhancing safety of citizens (RAMESIS)”

This project is solved by three participants – National Radiation Protection Institute (SURO - coordinator), Czech Technical University of Prague, Institute of Experimental and Applied Physics (UTEF) and NUVIA ENVINET Company.

Project is aimed at improvement safety of population through introducing of radiation monitoring systems at level of institutions, schools and citizens in accordance with current international trends. The instrumentation necessary, include central application for receipt, storage, administration and publication of monitoring results, will be analyzed, projected, developed and obtained, and the system will be implemented at select-ed institutions and schools including training and informational materials for understanding radiation problematics developed during solution of this project’s tasks.

In 2015 the first phase of the Project has been started, covering

- analysis of current status of citizens networks performed over the world, especially those created after the Fukushima accident, and expected trends of their future development and progress;
- specification of general requirements on properties and parameters of detectors and probes suitable for usage in such monitoring networks;
- analysis of technical and economical potentialities of realization of detectors and probes fulfilling above specified requirements;
- analysis and design of technical platform (hardware and software environment) suitable for central application;
- specification of general requirements on central application of such monitoring networks;
- specification of general requirements on such monitoring networks.

Actually testing of set of detectors from different producers including the widely used SAFECAST bGeigie Nano detectors [6] [7] (see Fig. S1, S2) is performed in SURO aimed at their dosimetry parameters and performance in field conditions – see Fig. S3.

Results of the tests and analysis of features and performance of these detectors will be used in formulation of requirements for new detectors and systems developed in this project.

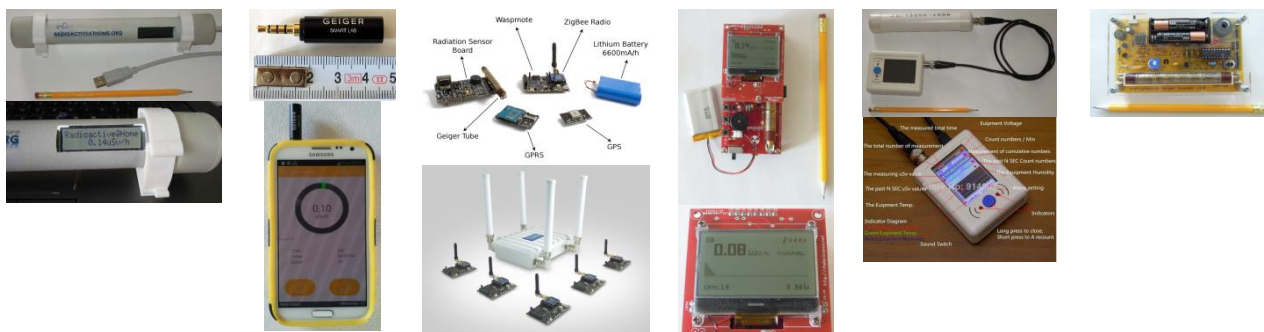


Figure S1. Examples of detectors tested (from left to right)

Radioactive@home, FTLab SmartGeiger, Libelium Waspnote, MyGeiger, Xwopen Geiger Counter, MightyOhm Geiger Counter

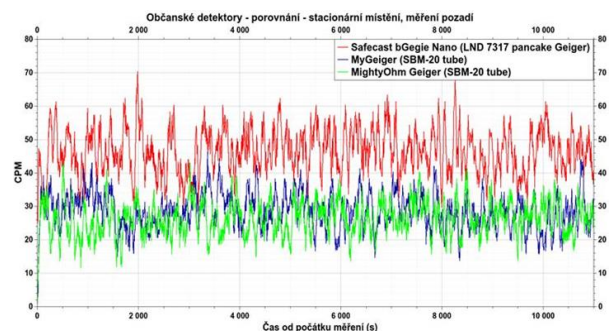
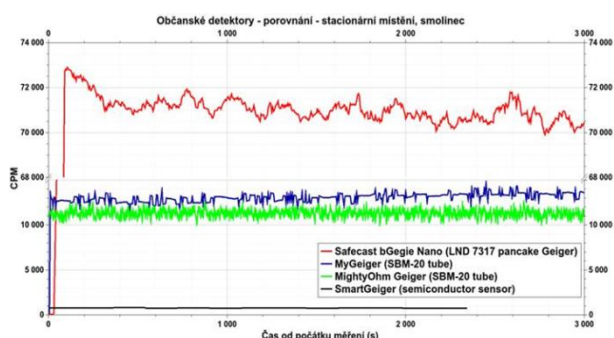


Figure S3. Example of response comparison



Figure S2. SAFECAST bGeigie Nano

CONCLUSIONS

Activities in the frame of Security Research, aimed at development of novel approaches, methodologies, guides and equipment for monitoring and evaluation of radiation situation, preparing measures for protecting both public and responding personnel and at development of novel equipment for monitoring of radiation situation, resulting into development of novel monitoring systems and improved methodics and procedures based on deeper understanding of the problematics, contribute significantly to improvement effectiveness of Emergency Preparedness and Response to both Nuclear and Radiological Emergency in the Czech Republic.

REFERENCE

1. Hájek, P.: Program zátěžového testu detektoru s GM Trubicí, AE_ZE14025_TD_P1, AFRAS Energo, České Budějovice, 2014 (Project Report, in Czech)
2. Průběžná zpráva k plnění projektu VG20132015105 za rok 2014, FJFI, SURO, CVŘ, SÚJCHBO, Praha 2014 (Project Report, in Czech)
3. Kuča, P., Helebrant, J.: Terénní experimenty ve VVP Boletice – ŽC Sádln, Zpráva SÚRO č. 5/2014 ,Praha, SÚRO, 201 (Project Report, in Czech)
4. Prouza, Z., Beckova, V., Cespirova, I., Helebrant, J., Hulka, J., Kuca, P., Michalek, V., Rulik, P., Skrkal, J., Hovorka, J. Field Test Using Radioactive Matter. Radiation Protection Dosimetry. 2010, vol. 139, no. 4, s. 519-531
5. Rulik, P., Prouza, Z., Hovorka, J., Beckova, V., Cespirova, I., Fronka, A., Helebrant, J., Hulka, J., Kuca, P., Skrkal, J. Field Test Using Radioactive Matter 2. Radiation Protection Dosimetry. 2013, vol. 154, no.2, s. 207-216
6. <http://blog.safecast.org>
7. www.bit.ly/nanotranslate

МРҚИ ЖҮРГІЗІЛГЕН ҚАУІПСІЗДІК САЛАСЫНДАҒЫ ЗЕРТТЕУЛЕР**Куча П., Коц Й.***Чех Республикасы, Прага, Мемлекеттік радиациялық қорғау институты (МРҚИ)*

Мақалада ішкі істер Министрлігімен ұйымдастырылған Чех Республикасында қауіпсіздік саласындағы өзекті зерттеулер қарастырылады. Осы зерттеулердің мақсаты ядролық және /немесе радиациялық шабуыл жағдайында оған жауапты реакцияны және радиациялық төтенше жағдайға дайындығын қамтамасыз ету. Соңғы жылдары Мемлекеттік радиациялық қорғау институтымен (МРҚИ) әзірленген жеке жобалардың нәтижелері енгізеді:

- Фукусимадағы апаттан кейінгі стресс-тесттерде алынған жаңа нәтижелерге байланысты Чех Республикасында ядролық электрстанциялары үшін әзірленген апаттардың ауыр нәтижелерін азайтуды талдау және алдын алу.

- Ірі масштабты радиологиялық апатпен және радиологиялық шабуылмен байланысты Чех Республикасында таңдалған сынды инфрақұрылымдарды және халық қорғанысын қамтамасыз ету үшін жүйенің сәйкес құрамдық бөлігін жаңартуға бағытталған радиациялық ластануды анықтау, бағалау және бақылаудың озық әдістерін зерттеу.

- Халық қауіпсіздігін жақсарту және уақытылы ақпараттандыруды қамтамасыз ету үшін мекемелер мен мектептер үшін радиациялық мониторингтің жүйесі.

Жұмыс Чех Республикасының ішкі істер министрлігінің ID VG20132015105 және басқа жобасының құрамды бөлігі ретінде орындалды.

ИССЛЕДОВАНИЯ В ОБЛАСТИ БЕЗОПАСНОСТИ ПРОВЕДЁННЫЕ ГИРЗ**Куча П., Коц Й.***Государственный институт радиационной защиты (ГИРЗ),
Прага, Чешская Республика*

В статье рассматриваются актуальные исследования в области безопасности в Чешской Республике, организованные Министерством внутренних дел. Целью настоящих исследований является обеспечение готовности к радиационной чрезвычайной ситуации и ответной реакции на неё в случае ядерной и/или радиологической атаки. Результаты отдельных проектов, разработанных Государственным институтом радиационной защиты (ГИРЗ) за последние годы, включают:

- Профилактику и анализ уменьшения тяжелых последствий аварий, разработанный для ядерных электростанций в Чешской Республике в связи с новыми результатами, полученными при стресс-тестах после аварии на Фукусиме.

- Исследование передовых методов определения, оценки и контроля радиационного загрязнения, направленных на модернизацию соответствующих составных частей системы для обеспечения защиты населения и выбранных критических инфраструктур в Чешской Республике в связи с радиологической атакой или радиологической аварией крупного масштаба.

- Сеть радиационного мониторинга для учреждений и школ для обеспечения своевременной информированности и улучшения безопасности населения.

Работа выполнена как составная часть проекта ID VG20132015105 и др. Министерства внутренних дел Чешской Республики.

УДК 633.18: 631.52

ВЛИЯНИЕ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА РОСТОВЫЕ ПРОЦЕССЫ РАСТЕНИЙ РИСА И ЯЧМЕНЯ ПРИ ИСПОЛЬЗОВАНИИ УСКОРИТЕЛЯ ЭЛЕКТРОНОВ АО «ПАРК ЯДЕРНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ»

¹⁾ Бакирулы К., ¹⁾ Тохетова Л.А., ²⁾ Ершин З.Р., ²⁾ Касымжанов М.Т.

¹⁾ ТОО «Казахский научно-исследовательский институт рисоводства им. И. Жахаева»,
г. Кызылорда, Республика Казахстан

²⁾ АО «Парк ядерных технологий», г. Курчатов, Республика Казахстан

В статье приведены результаты лабораторных исследований по изучению влияния различных доз радиационной обработки на рост и развитие растений риса и ячменя в начальных стадиях онтогенеза. Сравнительный анализ ростовых процессов показал дифференцированное влияние ионизирующего излучения и позволил определить тестовые показатели наиболее эффективного мутагенного воздействия радиационной обработки в разрезе культур.

Товарищество с ограниченной ответственностью «Казахский научно-исследовательский институт рисоводства» (ТОО «КазНИИР») проводит научно-исследовательские работы в рисоводческой отрасли Казахстана и внедряет их в производство. КазНИИР основан в 1972 году. Основная миссия – научное обеспечение потребностей сельскохозяйственных товаропроизводителей в новых, конкурентоспособных сортах риса и культур рисового севооборота, ресурсосберегающих технологиях рисоводства. В системе Министерства сельского хозяйства Республики Казахстан с 2002 года, с 2007 года – научный исследовательский институт в составе АО «КазАгроИнновация». С 19 января 2015 года между КазНИИР и Парком ядерных технологий действует меморандум о сотрудничестве и о взаимопонимании. Главная цель этого меморандума, является использование ускорителей электронов разной мощности в процессах мутационной селекции риса и других сельскохозяйственных культур.

Кызылординская область территориально находится в экстремально неблагоприятных условиях осуществления растениеводческого производства, где наблюдается интенсивное опустынивание, засоление и дефляция почв. Успешное освоение засоленных земель может быть достигнуто путем умелого сочетания агромелиоративных приемов с подбором наиболее солеустойчивых, продуктивных культур и сортов, способных вынести действие стрессовых факторов среды, формируя высокую урожайность. В связи с этим, стратегия селекции сельскохозяйственных культур в регионе Приаралья, предусматривает создание солеустойчивых сортов, определяемая высокой продуктивностью, скороспелостью, с благоприятным сочетанием межфазных периодов, интенсивностью начального роста, с низким поражением или устойчивых к болезням и вредителям, с высоким качеством зерна. Однако для создания таких сортов потребуются много времени и сил. Кроме того, они пригодны лишь для благоприятных условий выращивания. А сегодня нужны сорта, даю-

щие пусть не очень высокие, но гарантированные урожаи, т.е. хорошо приспособленные к различным условиям возделывания в конкретных зонах, и кроме того, отвечающие традиционным вкусам потребителя. Если учесть, что недостаток влаги, высокие температуры с резким ее перепадом в дневное и ночное время, засуха, суховеи, возврат холодов, засоление, снижение уровня плодородия пахотного слоя почв являются главными лимитирующими факторами региона Приаралья, а наиболее эффективный и экономичный способ снижения их негативных воздействий на культурную растительность – селекционно-генетический, то исследовательские работы по изучению и созданию новых резистентных сортов риса и ячменя являются весьма актуальными. В этом отношении, при выведении новых сортов, приспособленных к конкретным почвенно-климатическим условиям отдельных зон рисосеяния, значительная роль отводится радиационной селекции, которая позволяет получить мутантные линии, отличающиеся устойчивостью к абиотическим стрессовым факторам, а также значительно сокращающая сроки выведения новых сортов путем прямого размножения мутантных линий с комплексом положительных признаков.

С целью получения исходного материала для селекции риса и ячменя в виде мутантных линий с селекционно-ценными признаками, посредством обработки семян ионизирующим излучением был использован ускоритель электронов АО «Парк ядерных технологий» (г. Курчатов, РК). Радиационной обработке были подвергнуты семена четырех сортов риса и двух сортов ячменя по 500 зерен в каждом варианте. При этом энергия электронов составило 5 МэВ, средний ток пучка – 0,04; 0,08; 0,12; 0,16; 0,2 мА, скорость лучевой секции конвейера – 9 м/мин, диапазон поглощенных доз – 50±10%; 100±10%; 150±10%; 200±10% и 250±10% Гр. Контроль – необработанные семена данных сортов риса и ячменя.

Начальный этап исследований включал изучение влияния различных доз ионизирующих излучений

на рост и развитие растений риса и ячменя в ранних стадиях онтогенеза (энергия прорастания, лабораторная всхожесть, высота, длина, масса ростков и корешков 10 и 15-дневных проростков) с целью определения тестового показателя наиболее эффективного мутагенного воздействия радиационной обработки (рисунок).



а



б

Рисунок. Лабораторный опыт: «Влияние различных доз радиационной обработки на ростовые процессы растений риса (а) и ячменя (б)»

Радиационная обработка семян сорта риса Маржан на промышленном ускорителе электронов

Таблица 1. Анализ ростовых процессов растений риса сорта Маржан при различных уровнях радиационной обработки семян на промышленном ускорителе электронов ИЛУ-10, 2015 г.

№ п/п	Средний ток пучка электронов, мА	Диапазон поглощенных доз, Гр	Количество проросших (через 4 дня) семян, шт.	Количество проросших (через 10 дней) семян, шт.	Длина 10-ти дневных ростков, см	Показатели 15-ти дневных проростков			
						длина проростков, см	масса проростков, г	длина корешков, см	масса корешков, г
1.	0,04	50±10 %	99,3±0,52	99,3±0,52	3,6±0,29	5,9±0,70	0,016±0,002	5,8±0,66	0,015±0,002
2.	0,08	100±10 %	100,0±0,00	100,0±0,00	3,0±0,46	6,0±0,22	0,014±0,001	6,4±0,70	0,014±0,002
3.	0,12	150±10 %	98,7±0,97	99,3±0,97	1,7±0,08	0,4±0,07	0,001±0,000	0,4±0,07	0,001±0,000
4.	0,16	200±10 %	99,3±0,52	99,3±0,52	0,9±0,01	0,0	0,000	0,0	0,000
5.	0,20	250±10 %	99,3±0,52	99,3±0,52	0,0±0,52	0,0	0,000	0,0	0,000
6.	контроль	не обработан	98,7±0,97	98,7±0,97	6,3±0,29	12,4±0,97	0,047±0,002	11,5±1,37	0,043±0,002

ИЛУ-10 показала, что высокие дозы ионизирующих излучений оказали сильное воздействие на ростовые процессы растений риса. При этом действие обработки на энергию прорастания и всхожесть семян было незначительным и их показатели во всех дозах оказались на одном уровне (98,7-100%). Однако действие на длину 10 и 15-дневных проростков высоких доз обработки оказались резко отрицательными (таблица 1). Так, по длине 10-дневных проростков по мере увеличения поглощенных доз идет снижение длины от 3,6 см до 0,0 см, а по длине 15-дневных проростков от 5,9 см до 0,0 см, при 6,3 см и 12,4 см на контрольных вариантах. По длине 15-дневных корешков идет снижение от 6,4 см до 0,0 см, при 11,5 см на контроле. Аналогичная картина наблюдается по массе 15-дневных проростков и корешков. Следует отметить, что относительно нормальные всходы получены только в дозах облучения 50 и 100 Гр, в дозе 150 Гр ростовые процессы были сильно приторможены, а в дозах 200 и 250 Гр - всходы полностью погибли.

Интересно отметить, что у ячменя при минимальной дозе излучения 50 Гр наблюдалось заметное снижение всхожести до 85,4 %, тогда как на других вариантах с повышенной дозой этот показатель был на уровне контроля в пределах от 91,6-94,6 %. По признакам «длина 10-ти и 15-ти дневных проростков и их сырой массе» не обнаружено существенных различий между вариантами, что подтверждается значением критерия $F_{\text{факт}} < F_{\text{теор.}}$. Хотя выявлена некоторая закономерность в прибавке роста 15-ти дневных проростков в сравнении с 10-ти дневными от 2,0 до 3,5 см по мере увеличения поглощенных доз (Гр). Дисперсионный анализ данных показал, что НСР для 95 %-го доверительного уровня (0,24 см и 0,002 г) по длине и массе корешков ячменя с пропорциональным снижением их значений по мере увеличения доз облучений указывает на существенные различия между вариантами опыта, которые могут служить одним из информативных (тестовых) показателей при оценке эффективных доз ионизирующего излучения (таблица 2).

Таблица 2. Анализ ростовых процессов растений ячменя сорта Сыр Аруы при различных уровнях радиационной обработки семян на промышленном ускорителе электронов ИЛУ-10, 2015 г.

№ п/п	Средний ток пучка электронов, мА	Диапазон поглощенных доз, Гр	Количество проросших (через 4 дня) семян, шт.	Всхожесть, %	Длина 10-ти дневных ростков, см	Показатели 15-ти дневных проростков			
						длина проростков, см	масса проростков, г	длина корешков, см	масса корешков, г
1.	0,04	50±10 %	42,7	85,4	14,4	17,1	0,169	5,1	0,087
2.	0,08	100±10 %	47,3	94,6	13,7	17,4	0,171	7,0	0,123
3.	0,12	150±10 %	46,7	93,4	14,0	16,0	0,173	7,9	0,112
4.	0,16	200±10 %	46,3	92,6	13,2	16,4	0,163	7,1	0,103
5.	0,2	250±10 %	45,8	91,6	13,4	16,9	0,157	6,3	0,117
6.	контроль	-	48,3	96,6	14,4	18,3	0,173	8,5	0,145
	НСР ₀₅		0,15	0,84	F _ф <F _т	F _ф <F _т	F _ф <F _т	0,24	0,002

Таким образом, анализ ростовых процессов в начальных фазах онтогенеза показал дифференцированное влияние ионизирующего излучения в разрезе культур. Так, увеличение дозы ионизирующего излучения до 250 Гр не оказывала сильного угнетающего воздействия на семена и растения ячменя, тогда как у риса дозы облучения от 200 Гр и выше оказались летальными концентрациями. В связи с этим, наиболее оптимальными дозами для получения нормальных всходов растений риса, где можно ожидать мутагенное воздействие являются дозы облучения 50 и 100 Гр, а для ячменя в диапазоне от 50 до 250 Гр.

В текущем году также заложены полевые опыты по изучению мутагенного воздействия различных доз ионизирующего излучения на растения риса и ячменя. По предварительным данным на посевах ячменя обнаружены две видимых доминантных мутации – изменение колосьев. На посевах риса, обработанных мутагеном обнаружены растения с очень высоким ростом и широкими крупными листьями. Окончательные результаты будут известны после завершения уборки и проведения биометрического анализа растений.

«ЯДРОЛЫҚ ТЕХНОЛОГИЯЛАР ПАРКІ» АҚ-НЫҢ ЭЛЕКТРОНДАР ҮДЕТКІШІН ҚОЛДАНУ АРҚЫЛЫ КҮРІШ ЖӘНЕ АРПА ӨСІМДІКТЕРІНІҢ ӨСУ ПРОЦЕСІНЕ ИОНДАУШЫ СӘУЛЕЛЕРДІҢ ӘСЕРІ

¹⁾ Бәкірұлы Қ., ¹⁾ Тохетова Л.А., ²⁾ Ершин З.Р., ²⁾ Қасымжанов М.Т.

¹⁾ Қазақстан, Қызылорда қ., «Б.І. Жақаев атындағы Қазақ күріш шаруашылығы ғылыми зерттеу институты» ЖШС

²⁾ Қазақстан, Курчатов қ., «Ядролық технологиялар паркі» АҚ

Мақалада күріш пен арпа өсімдіктері онтогенезінің алғашқы кезеңдеріндегі өсіп-жетілуіне радиациялық өңдеудің әртүрлі дозаларының әсерін лабораториялық зерттеу нәтижелері келтірілген. Өсу процесін салыстырмалы түрде сараптау, иондаушы сәулелердің әсері әртүрлі болатынын көрсетті және радиациялық өңдеудің неғұрлым тиімді мутагендік әсерінің дақылдар бойынша тесттік көрсеткіштерін анықтауға мүмкіндік берді.

EFFECT OF IONIZING RADIATION ON THE GROWTH PROCESSES OF PLANTS RICE AND BARLEY BY THE USING OF ELECTRON ACCELERATORS JSC “PARK OF NUCLEAR TECHNOLOGIES”

¹⁾ K. Bakiruly, ¹⁾ L. Tokhetova, ²⁾ Z. Ershin, ²⁾ M. Kasymzhanov

¹⁾ LLP “Kazakh scientific research Institute of rice production named of I. Zhakhaev”

²⁾ JSC “Park of nuclear technologies”

The article shows the results of laboratory studies on the effect different doses of radiation treatment on plant growth and development of rice and in the initial stages of ontogenesis. Comparative analysis of growth processes showed differential effects of ionizing radiation and allowed us to determine the most effective test indicators mutagenic effects of radiation treatment in the context of culture.

УДК 621.384.6.004.14

УСКОРИТЕЛИ ЭЛВ – ИНСТРУМЕНТ ДЛЯ ИННОВАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ

Куксанов Н.К., Салимов Р.А., Фадеев С.Н., Немытов П.И., Корчагин А.И., Лаврухин А.В., Семенов А.В., Черепков В.Г., Когут Д.А., Домаров Е.В., Воробьев Д.С., Голубенко Ю.И., Голковский М.Г.

ФАНО России, Федеральное государственное бюджетное учреждение науки Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера Сибирского отделения Российской академии наук, Новосибирск, Россия

ИЯФ СО РАН предлагает серию ускорителей электронов типа ЭЛВ перекрывающих диапазон энергий от 0,25 до 2,5 МэВ, с максимальным током пучка ускоренных электронов до 100 мА и максимальной мощностью выведенного пучка до 100 кВт. Для природоохранного назначения разработаны ускорители с током пучка до 500 мА и мощностью до 400 кВт.

В представленной работе приведены характеристики мощных ускорителей электронов ЭЛВ. Описаны системы ускорителя и широкий набор дополнительных устройств, расширяющих диапазон применения ускорителей. Показаны основные направления применений ускорителей в промышленности.

Ключевые слова: ускорители заряженных частиц, пучок электронов

Современная промышленность широко использует технологические процессы с использованием пучков электронов для радиационной модификации полимеров, стимулирования или инициирования химических реакций, очистки газов (дыма) и сточных вод, дезинфекции зерна и так далее. Электронно-лучевые технологии широко используются в промышленности для радиационной сшивки полимерных композиций кабельной изоляции. Использование этих технологий позволило освоить производство широкого ассортимента термостойких и радиационно-стойких проводов, кабелей, термоусаживаемых изделий. Все они обладают повышенной надежностью при монтаже и эксплуатации, как в обычных, так и в экстремальных условиях.

Наиболее совершенным инструментом для радиационной обработки являются мощные промышленные ускорители электронов. Процесс радиационной обработки требует применения дорогостоящего оборудования, поэтому задача повышения эффективности его использования является достаточно актуальной. Оптимизируя способ облучения изделий электронным пучком, можно существенно поднять качество облучения и эффективность использования пучка.

Институт ядерной физики Сибирского отделения Российской академии наук является одним из мировых лидеров в области разработки, проектирования, производства и поставки в промышленность электронных ускорителей. Ускорители электронов типа ЭЛВ являются машинами постоянного тока, предназначенными для широкого применения в различных технологических процессах. Благодаря совершенной системе управления эти ускорители легко интегрируются в любой технологический процесс. Ускорители типа ЭЛВ разработаны с использованием унифицированных узлов и систем, что позволяет легко адаптировать их к специфическим требованиям потребителя по основным параметрам: диапазон рабочих энергий, мощность пучка

ка ускоренных электронов, размер выпускного окна и т.д. Имеется широкий набор дополнительных устройств, расширяющий возможные применения ускорителей. Конструктивные и схемные решения обеспечивают непрерывный круглосуточный режим работы в условиях промышленного производства. Специфическими чертами ускорителей ЭЛВ являются конструктивная простота, удобство управления, надежность в эксплуатации. ИЯФ предлагает серию ускорителей электронов типа ЭЛВ перекрывающих энергетический диапазон от 0,25 до 2,5 МэВ, с максимальным током пучка ускоренных электронов до 100 мА и максимальной мощностью выведенного пучка до 100 кВт для обычных машин и 500 мА и 400 кВт для ускорителей природоохранного назначения.

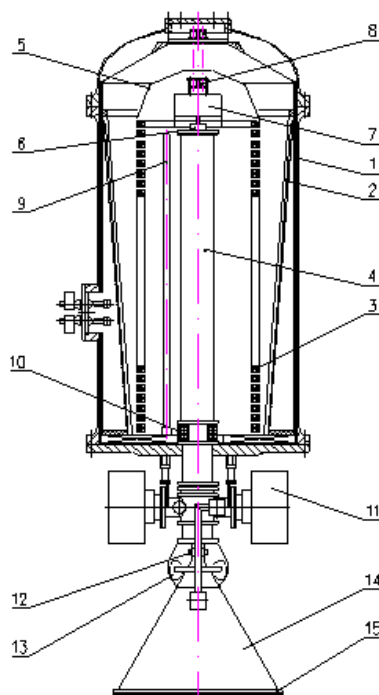
Ускорители серии ЭЛВ – наиболее массовый тип отечественных российских ускорителей, нашедший практическое применение во многих областях радиационной химии, а также благодаря созданию системы выпуска в атмосферу мощного сфокусированного электронного пучка, давшей толчок развитию радиационно-термических технологий. Ускорители ЭЛВ хорошо известны во всем мире. К настоящему времени более 140 ускорителей поставлено от Германии на западе до Филиппин и Малайзии на востоке. Можно формализовать ускорители по параметрам, как, например, приведено в таблице 1. Практически же ускорители могут быть изготовлены в соответствии с любыми специфическими требованиями пользователя.

По своим параметрам ускорители ЭЛВ не только не уступают лучшим мировым образцам, но во многом и превосходят их. Поэтому ИЯФ традиционно занимает ведущие позиции среди мировых фирм-производителей ускорителей электронов.

Общий вид ускорителя ЭЛВ приведен на рис. 1. При одинаковом диаметре основания сосуда, высота его зависит от максимальной энергии ускоренных электронов.

Таблица 1. Основные параметры ускорителей серии ЭЛВ

Ускоритель	Диапазон энергий, МэВ	Мощность в пучке, кВт	Максимальный ток пучка, мА
ЭЛВ-мини	0.2-0.4	20	50
ЭЛВ-0.5	0.4-0.7	25	40
ЭЛВ-1	0.4-0.8	25	40
ЭЛВ-2	0.8-1.5	20	25
ЭЛВ-3	0.5-0.7	50	100
ЭЛВ-4-1	0.5-1.0	100	100
ЭЛВ-4-1.5	1.0-1.5	100	66
ЭЛВ-6	0.8-1.2	100	80
ЭЛВ-6М	0.7-0.9	160	200
ЭЛВ-8	1.0-2.5	100	50
ЭЛВ-12	0.5-0.9	400	500



1 – сосуд, 2 – первичная обмотка, 3 – выпрямительные секции, 4 – ускорительная трубка, 5 – высоковольтный электрод, 6 – инжектор, 7 – блок управления инжектором, 8 – оптическая система управления током пучка, 9 – делитель энергии, 10 – магнитная линза, 11 – вакуумные насосы, 12, 13 – электромагниты сканирования, 14 – выпускное устройство, 15 – фольга выпускного окна ускорителя

Рисунок 1. Общий вид ускорителя ЭЛВ

Источником высокого напряжения в ускорителях ЭЛВ является каскадный генератор с параллельной индуктивной связью. Колонна секций высоковольтного выпрямителя расположена внутри первичной обмотки. Каждая выпрямительная секция состоит из катушки вторичной обмотки и схемы выпрямления напряжения. Выпрямительные секции соединяются либо последовательно, либо последовательно-параллельно. Заканчивается колонна высоковольтным электродом, в нем находится блок управления инжектором. Ускорительная трубка расположена внутри колонны выпрямительных секций. Все указанные

элементы конструкции размещены внутри сосуда высокого давления, заполненного элегазом. В силу этого обстоятельства ускорители ЭЛВ наиболее компактны среди машин своего класса. Компоненты вакуумной системы и выпускное устройство крепятся к днищу сосуда. Электроны, эмитированные катодом, расположенным на верхнем конце ускорительной трубки, приобретают на ее выходе полную энергию eU_0 . Электромагнитами сканирования электронный пучок равномерно распределяется по фольге выпускного окна и выводится в атмосферу. Пучок сканируется в двух направлениях: вдоль и поперек фольги. Обрабатываемый материал движется под выпускным окном ускорителя. В отличие от других ускорителей специальная электроника позволяет непрерывно контролировать положение раstra пучка.

Для ускорителей разработано следующее дополнительное оборудование:

Система кольцевого и двухстороннего облучения. Система кольцевого облучения предназначена для облучения изоляции проводов большого диаметра (до 50 мм) и толстостенных термоусаживаемых труб. Использование этой системы позволяет получить равномерное по азимуту облучение изоляции за один проход провода под пучком. Схематически система кольцевого облучения показана на рис. 2. На рисунке цифрой 1 обозначены траектории электронов, которые, выйдя из выпускного окна ускорителя 2, попадают в поле электромагнитов 3 с полюсными наконечниками, обеспечивающими поворот траекторий электронов в воздухе, как показано на рисунке. Изменение формы полюсных наконечников на более протяженные в направлении вдоль выпускного устройства, позволяет получить систему двухстороннего облучения. Система двусторонняя предназначена для облучения более тонких (до 10 мм наружный диаметр) проводов при многократном прохождении провода под пучком и обеспечивает двухстороннее облучение провода (сверху и снизу) при ширине раскладки до 60 см.

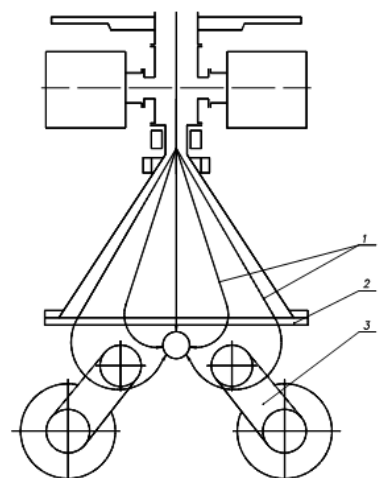


Рисунок 2. Система кольцевого облучения

Для повышения однородности облучения изоляции проводов применяют способ 4-х стороннего облучения. Раскладка провода под пучком выполнена таким образом, что на каждом витке верхняя и нижняя поверхность провода меняются местами. Электронный пучок выводится под углами $\pm 45^\circ$ к вертикали, траектории пучков перекрещены под углом 90° , поэтому, учитывая смену поверхностей, в итоге получается четырехстороннее облучение изделия. Принцип работы устройства показан на рис. 3 и основан на отклонении электронного пучка магнитным полем. Выходящий из ускорителя электронный пучок сканируется в плоскости рисунка электромагнитами развертки 2. Далее он попадает в постоянное поле электромагнитов 4. Это поле изменяет траектории электронов так, что, независимо от места входа, на выходе все электроны, проходящие левый магнит, имеют угол с вертикальной осью $-45^\circ \pm 5^\circ$, а правый, соответственно, $45^\circ \pm 5^\circ$.

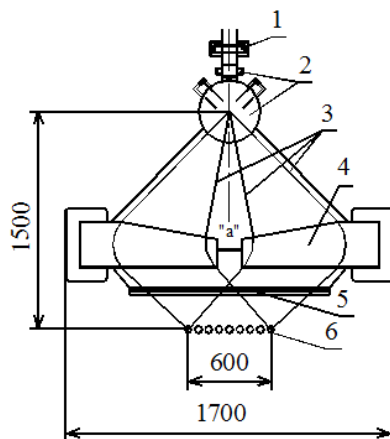


Рисунок 3. Система 4-стороннего облучения

Транспортные устройства. Совместно с ускорителем ЭЛВ могут поставляться транспортные устройства для перемотки провода, термоусаживаемой трубки или ленты под пучком. На рис. 4 показана конструкция устройства для транспортировки провода или трубки. Устройство содержит ведущий барабан 7, ведомый барабан 2, направляющие валы 4, сепараторы 5. Все устройство собрано на станине 3. Ведущий барабан приводится во вращение электродвигателем 11. Облучаемая трубка или провод поступает на ведущий барабан сверху, проходит через сепараторы на низ ведомого барабана, огибает его и возвращается на низ ведущего барабана. Этот путь повторяется многократно. В месте перекрестия провод (трубка) попадает под электронный пучок. Асинхронный двигатель совместно с системой управления обеспечивает диапазон регулирования скорости до 10^3 , что позволяет соблюдать постоянство дозы при пуске ускорителя или его останове при любых случайных отключениях системы. Принятая схема транспортировки (повернутая “восьмерка”) обеспечивает двухстороннее облучение.

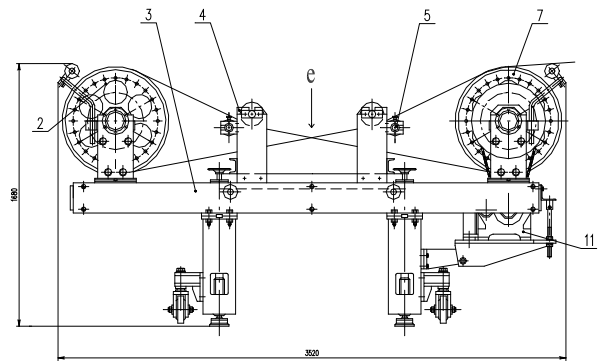


Рисунок 4. Транспортное устройство

Для размещения ускорителей необходим специальный бункер, являющийся радиационной защитой. Для ускорителей с энергией выше 0.7 МэВ бункер, как правило, является бетонным. Существует несколько версий, определяемых типом используемого ускорителя. ЭЛВ в своем классе энергий и мощностей имеют минимальные размеры, т.е. сокращаются затраты на строительство. На рис. 6 приведен вариант размещения ускорителя ЭЛВ-4 с наземным расположением камеры облучения. Ввод и вывод обрабатываемой продукции расположены с противоположных сторон бункера. Довольно часто используется вариант, когда они расположены с одной стороны. Бункер оборудован откатной стальной защитной дверью.

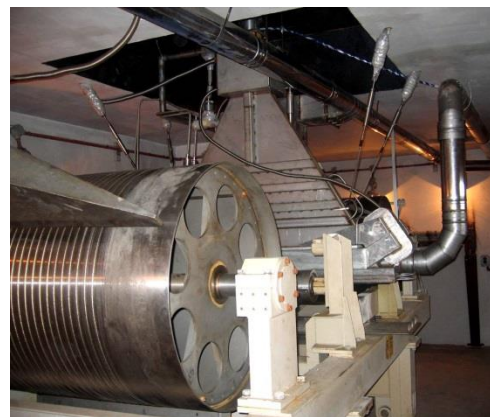


Рисунок 5. Камера облучения ускорителя, оборудованного транспортным устройством и системой 4-стороннего облучения

Существует вариант с подземным расположением камеры облучения. В этом случае защитная дверь не требуется, а вход в камеру облучения осуществляется через лабиринт, снижается высота крюка подъемного механизма, уменьшается количество бетона.

Ускорители с энергией ниже 0.7 МэВ могут располагаться в локальной радиационной защите. Как правило, она изготавливается из стали с добавлением в отдельных местах свинца. На рис. 7 приведен ускоритель на энергию 0.5 МэВ и ток 100 мА в локальной защите.

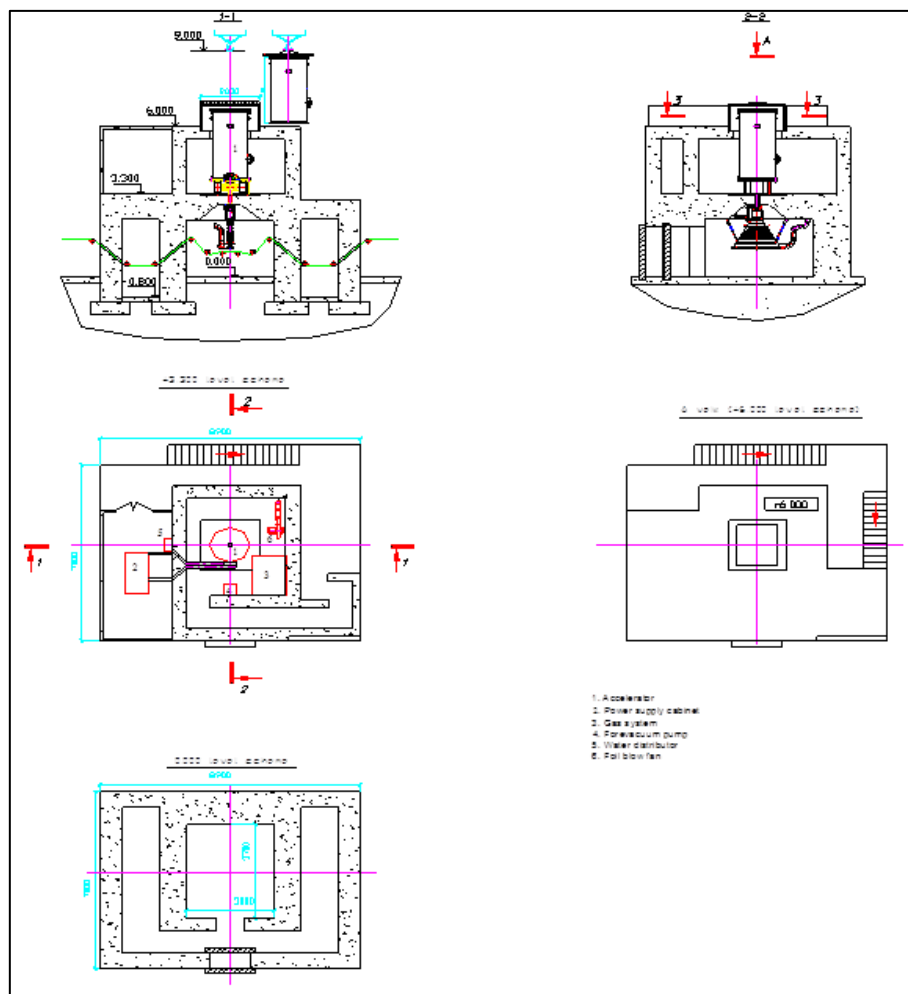


Рисунок 6. Размещение ускорителя с надземной камерой облучения

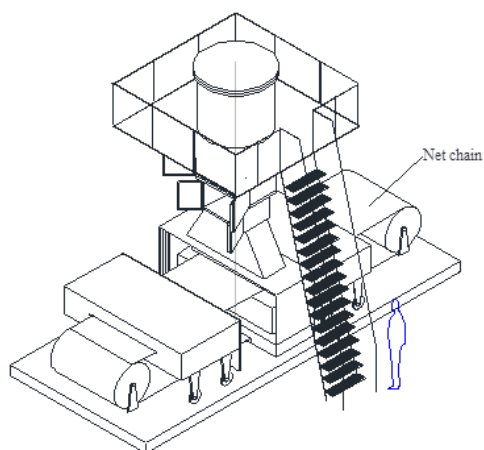


Рисунок 7. Схематический чертеж ускорителя 0.5 МэВ×100 мА в локальной защите

На рис. 8 приведено фото модернизированного ускорителя 0.8 МэВ×40 мА, установленного на Ижевском заводе пластмасс. Ускоритель был изготовлен НИИЭФА им. Ефремова и впоследствии модернизирован ИЯФ СО РАН.



Рисунок 8. Фото ускорителя на Ижевском заводе пластмасс

Совместно с Южно-корейской фирмой были разработаны и изготовлены 2 передвижных (мобильных) ускорителя. Основное назначение этих машин – демонстрация эффективных методов электронно-лучевой обработки. На рис. 9 приведены фото этой машины. Двери камеры облучения открыты.



Рисунок 9. Камера облучения передвижного ускорителя



Рисунок 10. Передвижной ускоритель в процессе транспортировки

В ходе испытаний ускоритель за 4 часа проехал 135 км и в течение 15 минут после прибытия на конечный пункт был выведен на рабочие параметры. Такой же ускоритель был транспортирован в Саудовскую Аравию и после проведения экспериментов возвращен в Южную Корею.

Ускорители ЭЛВ используются практически во всех технологиях, где необходимо применение электронного пучка.

1. Основным применением ускорителей ЭЛВ является модификация изоляции проводов и кабелей. Облучение изменяет свойства изоляции: делает ее термо-, огне-, масло-, радиационно-стойкой по отдельности или комбинированно к перечисленным агентам. На ускорителях ЭЛВ обрабатываются провода сечением от 0.1 до 120 кв.мм. Производительность (в зависимости от размеров провода и состава композиции) может достигать 500 м/мин. Система 4-стороннего облучения улучшает качество обработки, в частности – однородность распределения поглощенной дозы по азимуту. При фиксированной

неоднородности возможно уменьшение энергии необходимой для облучения, т.е. повышения эффективности. Применение системы 4-стороннего облучения особенно эффективно для обработки проводов большого диаметра со значительной толщиной изоляции.

2. Еще одним выгодным применением ускорителей ЭЛВ является производство термоусаживаемых изделий: трубы, мерные куски, муфты, ленты и пленки. Производительность может достигать 1000 кг в час. Как правило, ускорители для обработки кабеля и термоусаживаемых изделий работают круглосуточно.

3. Производство искусственной кожи и защитных покрытий. Это означает полимеризацию электронным пучком для производства кожеподобных материалов с тепло-, огне-, масло-, холодо- и т.д. стойкостью. Радиационно-химическая технология позволяет получать материал для укрытий, спецодежды, обуви и сумок.

4. Производство самоклеящихся полос и резинотехнических изделий

5. Композитный материал для мягкой кровли. Предназначен для изготовления крыш жилых, общественных и промышленных зданий и сооружений. Он формируется из резиновой смеси на основе каучуков общего применения с последующим вулканизацией электронным пучком.

6. Отдельные ускорители используются для производства геля и пререгов, использующих углеродные волокна и полимерные связующие.

7. Отверждение лакокрасочных покрытий для стройиндустрии. Имело широкое применение, в настоящее время не используется.

8. Дезинсекция зерна. Проводилась в Одессе 2-мя ускорителями по 20 кВт с производительностью 200 т/час каждый. В Китае работает установка с 2-мя ускорителями ЭЛВ-8, мощностью 100 кВт каждый. Производительность каждой установки составляет 1000 т/час.

9. Электронно-лучевая обработка сточных вод. В России такая установка с двумя ускорителями мощностью 40 кВт работала в г. Воронеже для очистки загрязненных подземных вод. В настоящее время ее работа прекращена, поскольку водоносные горизонты очищены. Пилотная установка для очистки стоков красильного производства с ускорителем ЭЛВ-12, мощностью выведенного пучка которого составляет 400 кВт, запущена в Южной Корее.

10. Ускорители ЭЛВ могут быть оборудованы системой вывода в атмосферу сфокусированного электронного пучка. Это позволяет использовать ускоритель в совершенном в ином качестве. Электронный пучок используется как тепловой источник с высокой удельной плотностью мощности. Он может использоваться для испарения любых материалов с целью получения нанопорошков, производства катализатора для синтеза аммиака, поверхностной

наплавки и заковки металлов, плавки и резки металлов, производства специальных керамик, и пр. Однако в промышленности это устройство не используется.

11. В ИЯФ имеется стенд с ускорителем ЭЛВ для проведения исследований в области радиационных технологий. Потенциальные клиенты могут проводить на нем эксперименты по отладке технологии.

ЭЛВ ҮДЕТКІШТЕР – ИННОВАЦИЯЛЫҚ ТЕХНОЛОГИЯЛАРҒА АРНАЛҒАН ҚҰРАЛ

Кукусанов Н.К., Салимов Р.А., Фадеев С.Н., Немытов П.И., Корчагин А.И., Лаврухин А.В., Семенов А.В., Черепков В.Г., Когут Д.А., Домаров Е.В., Воробьев Д.С., Голубенко Ю.И., Голковский М.Г.

Ресей, Новосибирск, Ресей ғылым академиясының Сібір бөлімшесінің Г.И. Будкер атындағы Ядролық физика институты Федералдық мемлекеттік бюджеттік ғылым мекемесі, ФАНО Ресей

РФА СБ ЯФИ 100 кВт дейін шығарылған шоқтың максимальды қуатымен және 100мА дейінгі үдеткіш электрондар шоғының максимальды тоғымен 0,25 тен 2,5 МэВ дейін энергия диапазонын жабатын ЭЛВ типті электрондар үдеткіштерінің сериясын ұсынады. Табиғатты қорғау міндеті үшін 400 аВт дейін қуатымен және 500 мА дейін шоқ тоғымен үдеткіштер әзірленді.

Ұсынылған жұмыста ЭЛВ электрондардың қуатты үдеткіштердің сипаттамалары келтірілді. Үдеткіштерді қолдану диапазонын кеңейтетін қосымша қондырғылардың кең жинағы мен үдеткіш жүйелері сипатталды. Өнеркәсіпте үдеткіштерді қолданудың негізгі бағыттары көрсетілді.

Түйін сөздер: зарядталған бөліктердің үдеткіштері, электрондар шоғы

ELV ACCELERATORS – THE TOOL FOR INNOVATIVE TECHNOLOGIES

N.K. Kuksanov, R.A. Salimov, S.N. Fadeev, P.I. Nemytov, A.I. Korchagin, A.V. Lavruchin, A.V. Semenov, V.G. Cherepkov, D.A. Kogut, E.V. Domarov, D.S. Vorobiev, Y.I. Golubenko, M.G. Golkovsky

Budker Institute of Nuclear Physics, Siberian Branch of the Russian Academy of Sciences, Novosibirsk, Russia

BINP of the Siberian Branch of the Russian Academy of Sciences offers a series of electron accelerators of ELV type of the energy range from 0,25 to 2,5 MeV, with maximum electron beam current up to 100 mA, and maximum electron beam power up to 100 kW. Accelerators with the beam current up to 500 mA and power up to 400 kW are developed for environmental protection.

Characteristics of powerful ELV electron accelerators are given in the present work. Accelerator systems and a wide set of additional devices expanding the range of accelerator application are described. The main directions of accelerator usage in industry are indicated.

УДК:618.19.1-616.65.2:615.849.2

ПЯТЬ ЛЕТ ЭКСПЛУАТАЦИИ ГЕНЕРАТОРА ^{99m}Tc , ОТЕЧЕСТВЕННОГО ПРОИЗВОДСТВА

Тажединов И.Т., Аманкулов Ж.М., Жунусов К.Т.

Казахский НИИ онкологии и радиологии, Алматы, Казахстан

Выпуск генератора ^{99m}Tc с наборами реагентов, является значительным достижением и открывает новые перспективы в развитии Ядерной медицины в Республике. В настоящее время «Гель-генератор ^{99m}Tc переносной», выпуска ИЯФ, получают гг. Алматы, Астана и Семей. Чтобы снизить сроки доставки потребителю необходимо на правительственном уровне решить вопрос перевозки отечественного генератора по внутренней авиалинии. Для того, чтобы сполна использовать производственную мощность отечественного генератора и охватить всех нуждающихся пациентов в Республике, важно максимально увеличить количество лабораторий радионуклидной диагностики.

Переносной генератор ^{99m}Tc , производства ИЯФ, успешно прошел экспериментальные (2007 г.) и все 1-2 (2008 г.) и 3 (2009 г.) фазы клинических испытаний в Казахском НИИ онкологии и радиологии (КазНИИОиР) г. Алматы. В последней фазе клинического испытания участвовал Центр ядерной медицины (ЦЯМ) Республиканского диагностического центра (РДЦ) г. Астана. В настоящее время генератор ^{99m}Tc выпуска ИЯФ, под коммерческим названием «Гель-генератор ^{99m}Tc переносной», с 2010 года получают КазНИИОиР и ЦЯМ РДЦ, а с 2013 г. ЦЯМ Регионального онкологического диспансера г. Семей. Для того, чтобы сполна использовать производственную мощность отечественного генератора и охватить всех нуждающихся в радионуклидных исследованиях в ближайшие годы, лаборатории радионуклидной диагностики должны функционировать во всех городах Республики, а в крупных городах – несколько лабораторий.

В табл. представлены результаты проведенных радионуклидных исследований с «Натрия пертехнетат- ^{99m}Tc , раствор для инъекций из переносного гель-генератора» по годам с 2010 по 2014 гг. За 5 лет всего обследовано 4593 пациентов с использованием 23 генератора. В первый день эксплуатации выход активности в зависимости от мощности генератора составляет 14 до 26 ГБк натрия пертехнетат- ^{99m}Tc . В эксплуатации «Гель-генератор ^{99m}Tc транспортируемый» каких-либо сбоев не замечено.

Из таблицы видно, как из года в год увеличивалось число обследованных пациентов. Так, ежегодный показатель за 2010-2014 года от 497 возросло до 1501 обследованных, за исключением 2012 г., когда была поломка гамма-камеры. При этом количество генератора и число обследованных на один генератор также повышались от 165 до 250. С целью повышения эффективности использования генератора в течение срока эксплуатации генератора, работа велась и в первые выходные – субботу и воскресенье, когда выход радиоактивности еще высок.

По видам исследования значительно превосходит сцинтиграфия скелета, что важно в онкологии для поиска метастазов, в том числе метастазов в костях. Это, в первую очередь, рак молочной железы у женщин и рак простаты у мужчин в II-IV стадии. По частоте метастазирования на втором плане находятся: рак легкого, рак почки и рак щитовидной железы. На третьем – миеломная болезнь, меланомы, лимфомы и нейробластомы. В принципе, почти все остальные злокачественные опухоли метастазируют в кость, при которых, кроме клинических проявлений, показанием для сцинтиграфии скелета может служить гиперкальциемия или повышение уровня щелочной фосфатазы в биохимическом анализе крови. Малочисленность исследований по другим органам связано со слабой осведомленностью специалистов в радионуклидной диагностике и отсутствием серийного выпуска некоторых реагентов в отечественном производстве.

Таблица. Виды исследования и количество больных, обследованных радионуклидным методом, по годам

№	Вид исследования	2010	2011	2012	2013	2014	Всего
1	Сцинтиграфия скелета	353	667	576	1095	1441	4132
2	Сцинтиграфия щитовидной железы	130	94	23	56	48	351
3	Динамическая сцинтиграфия почек	14	17	22	25	6	84
4	Сцинтиграфия печени	—	18	1	1	6	26
ВСЕГО		497	796	622	1177	1501	4593
Генераторы		3	6	3	5	6	23
На 1 генератор		165	111	207	235	250	200

С 2001 года в ИЯФ была основана технология стационарного генератора с централизованной поставкой готового Натрия пертехнетат- ^{99m}Tc в медицинские учреждения г. Алматы. Для сравнения приведем радионуклидные исследования за 2007-2009 года с использованием натрия пертехнетат- ^{99m}Tc , из стационарного генератора проведено: сцинтиграфия скелета - 243, щитовидной железы - 197, почек - 43, печени - 6 пациентам. Переносной генератор повышает эффективность охвата нуждающихся в радионуклидном исследовании, и в тоже время требует организации, направленной на эффективное использование в период эксплуатации генератора. Стационарный генератор находится в ИЯФ, готовый ^{99m}Tc с $T_{1/2}$ всего 6 часов, что позволяло развозить только по лабораториям радионуклидной диагностики г. Алматы. Самым главным преимуществом переносного генератора, перед стационарным, является возможность поставки его в другие города Республики. Если учесть, что из всех процедур радионуклидных исследований 70-75% проводятся с ^{99m}Tc и мечеными им радиофармацевтическими препаратами (РФП), трудно переоценить важность освоения технологии переносного генератора и поставку производства его на промышленную основу.

В мировой практике разработки технологии и эксплуатации генератора ^{99m}Tc доведена до совершенства [1-3]. В лаборатории радионуклидной диагностики КазНИИ онкологии и радиологии имеется опыт испытания и эксплуатации генераторов ^{113m}In и ^{99m}Tc производства СССР [6-8].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

За пять лет эксплуатации генератора ^{99m}Tc , производства ИЯФ, с коммерческим названием «Гель-генератор ^{99m}Tc переносной» показал его высокие эксплуатационные качества. Сопроводительные документы, кроме финансовых, содержат сертификат качества, руководство на понятном казахском и русском языках, практически можно легко воспроизводить все манипуляции, связанные с эксплуатацией генератора. Монтаж и демонтаж не вызывают осо-

бых затруднений. В наборе имеется достаточное количество флаконов с 10 мл стерильным физиологическим раствором и вакуумированными флаконами на 20 мл. По конструкции и мощности (выход радиоактивности) генератор «Гель-генератор ^{99m}Tc переносной», производства ИЯФ РК, не уступает зарубежным аналогам.

В силу специфики все радионуклиды с «рождения» начинают распадаться со скоростью соответственно периоду их полураспада $T_{1/2}$. Генератор ^{99m}Tc тоже не исключение. Чтобы минимизировать неизбежные потери необходимо снизить срок доставки генератора из Алматы в другие города Республики. Только тогда генератор отечественного производства будет конкурентоспособным с зарубежными аналогами. А последние уже готовы внедриться в ядерную медицину Республики. В поддержку отечественного производителя необходимо решить вопрос перевозки отечественного генератора по внутренней авиалинии на правительственном уровне, например, лицензивав новую авиакомпанию «АЭР Казахстан».

Выводы

1. «Гель-генератор ^{99m}Tc переносной» производства ИЯФ достаточно комплектован, прост в эксплуатации, с достаточно высоким выходом «Натрия пертехнетат- ^{99m}Tc , раствор для инъекций» и по всем другим параметрам не уступает зарубежным аналогам.

2. Чтобы сполна использовать производственной мощностью отечественного генератора и охватить всех нуждающихся в радионуклидных исследованиях, лаборатории радионуклидной диагностики должны функционировать во всех городах Республики, а в крупных городах даже несколько лабораторий.

3. Для эффективной доставки генератора из Алматы в другие города Республики, необходимо решить вопрос перевозки отечественного генератора по внутренней авиалинии на правительственном уровне.

ЛИТЕРАТУРА

1. R.E. Boyd. Recent developments in generators of ^{99m}Tc . Australian Atomic Energy Commission Research Establishment, Sutherland, N.S.W., Australia. Radio pharmaceuticals and Labelled Compounds. Proceedings of a Symposium, Copenhagen, 26 - 30 March 1973 organized by the IAEA and WHO. Vol. I International Atomic energy agency. - Vienna. - 1973. - P. 3-26.
2. R. Constant, C. Fallais, R. Charlier, P. Bievez. Institut national des radioelements, Mol Belgiqu. Le generateur Controle de purete et controle de production of ^{99m}Tc . Radio pharmaceuticals and Labelled Compounds. Proceedings of a Symposium, Copenhagen, 26 - 30 March 1973 organized by the IAEA and WHO. Vol. I International Atomic energy agency. - Vienna. - 1973. - P. 27-38.
3. H. Meinhold, B. Herzberg, A. Kaul, H.D. Roedler. Radioactive impurities of nuclide generators and Estimation of resulting absorbed dose in Man. Klinikum Sterglitz der Fleien Universitat Berlin, Berlin. Radio pharmaceuticals and Labelled Compounds. Proceedings of a Symposium, Copenhagen, 26 - 30 March 1973 organized by the IAEA and WHO. Vol. I International Atomic energy agency. - Vienna. - 1973. - P. 39-52.
4. Каратаев К.М., Джалмукашев У.К., Тажединов И.Т. Скенирование печени коллоидным раствором ^{113m}In индия у онкологических больных. Мед. радиология, 1979. Т.24, №7. С.32-37.
5. Джалмукашев У.К., Каратаев К.М., Тажединов И.Т. Визуализация селезенки с помощью коллоидного ^{113m}In . Мед радиология, 1981. Т.26, №1. С.37-40.

6. Тажединов И.Т. Цитрат и пирофосфат меченые ^{99m}Tc в диагностике и оценке эффективности лечения первичных опухолей костей. Тезисы Всесоюзного симпозиума. Радиоизотопная диагностика опухолей (25-26 ноября 1982 г.). г. Ленинград, 1982. С.75-77.
7. Джалмукашев У.К., Каратаев К.М., Тажединов И.Т. Сканирование печени коллоидным раствором In-113m у онкологических больных. В кн.: Советская онкология, Москва, Медицина, 1981. С.32-34.
8. Тажединов И.Т., Джалмукашев У.К. Клиническое применение генераторов короткоживущего изотопа ^{99m}Tc с высокой активностью. В кн.: Вопросы онкологии и радиологии. Выпуск V, Алма-Ата, 1983. С. 173-177.

ОТАНДЫҚ ӨНДІРІСТІ ^{99m}Tc ГЕНЕРАТОРЫН БЕС ЖЫЛ ПАЙДАЛАНУ

Тажединов И.Т., Аманкулов Ж.М., Жунусов К.Т.

Қазақстан, Алматы, Онкология және радиология Қазақ ҒЗИ

^{99m}Tc генераторын шығару Республикамызда Ядролық медицинаны кеңінен дамытуына жол ашатын елеулі жетістік. Қазіргі таңда отандық генераторды Алматы, Астана және Семей қалаларындағы радионуклидтік диагностика зертханалары қолдануда. Тұтынушыға жеткізу мерзімін мейлінше қысқарту үшін, ішкі авиа қатынасын пайдалану мәселесін үкімет деңгейінде шешу керек. Отандық генератордың өндірістік қуатын толық қолданып, Республикамыздағы қажет ететіндердің науқастардың бәрін қамту үшін радионуклидтік диагностика лабораторияларының санын барынша көбейту қажет.

FIVE YEARS EXPLOITATION OF ^{99m}Tc GENERATOR OF NATIVE PRODUCTION

I.T. Tazhedinov, Zh.M. Amankulov, K.T. Zhunusov

Kazakh Research Institute of Oncology and Radiology, Almaty, Kazakhstan

Producing ^{99m}Tc generators is a significant achievement and opens new perspectives in the development of Nuclear Medicine in the Republic. Currently ^{99m}Tc generator of Institute of Nuclear Physics is being used in radionuclid diagnostic laboratories in the cities of Almaty, Astana and Semey. To reduce the time of delivery to the consumer it must be solved the problem of transportation of the generator on domestic airlines at the governmental level. In order to full use of the production capacity of domestic generator and cover all needy patients in the Republic, it is important to maximize the number of radionuclide diagnostics laboratories.

УДК 577.4:504.064:539.16

**ИССЛЕДОВАНИЕ ПЛОЩАДНОГО РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ
ИСПЫТАТЕЛЬНОЙ ПЛОЩАДКИ «ОПЫТНОЕ ПОЛЕ» (2012-2014 гг.)**

¹⁾ Умаров М.А., ¹⁾ Лукашенко С.Н., ¹⁾ Мошков А.С., ²⁾ Батырбеков Э.Г.,
²⁾ Березин С.А., ¹⁾ Дмитропавленко В.Н., ²⁾ Осинцев А.Ю., ¹⁾ Новиков А.А.

¹⁾ *Институт радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК, г. Курчатов, Казахстан*

²⁾ *Национальный ядерный центр Республики Казахстан, г. Курчатов, Казахстан*

В статье приведены результаты пешеходной гамма-спектрометрической съемки, которые позволили охарактеризовать особенности пространственного распределения радиоактивного загрязнения в наиболее «грязном» месте Семипалатинского испытательного полигона – испытательной площадке «Опытное поле». Определены все эпицентрально-зональные места проведения наземных ядерных испытаний. Обозначены и охарактеризованы все следы радиоактивных выпадений, как от ядерных испытаний, так и от неядерно-взрывных экспериментов. Выявлены участки радиоактивного загрязнения, ранее неизвестных, и не указанных в доступной официальной литературе, ядерных испытаниях СССР [1].

ВВЕДЕНИЕ

Основной площадкой для проведения наземных испытаний на Семипалатинском полигоне являлась площадка «Опытное поле», где было проведено 86 воздушных и 30 наземных ядерных испытаний. Площадка представляет собой открытую равнинную местность площадью ~300 кв.км. Очевидно, что такое количество ядерных испытаний на сравнительно небольшой территории должно было сформировать масштабное радиоактивное загрязнение почвенного покрова. Это подтверждается результатами многочисленных исследований, проведенных на площадке «Опытное поле» в период с 1991 по 2012 гг.

Наиболее важными в понимании характера пространственного распределения радионуклидов на площадке стали исследования 2010-2011 гг., которые заключались в отборе и лабораторном анализе проб почвы, отобранных по регулярной сети 500x500 м (более 1000 проб). Тем не менее, данное исследование вскрыло несколько проблемных моментов, касающихся интерпретации некоторых результатов. Так, были обнаружены участки, радиоактивное загрязнение которых, сформировано преимущественно америцием и плутонием, при практически полном отсутствии продуктов деления (цезий, стронций); в некоторых случаях выявлялось аномально высокое изотопное соотношение Pu/Am (40-50), в то время, как в подавляющем большинстве случаев это соотношение лежит в диапазоне 5-15. Но самое главное это то, что применяемый метод обследования (анализ образцов почвы, отобранных по регулярной сети) не позволил идентифицировать эпицентры большинства, проведенных на ней ядерных испытаний.

Для получения полной картины пространственного распределения техногенных радионуклидов в поверхностном слое почвы необходимо было существенно сгущать сеть обследования. Однако, данный подход экономически не эффективен и потребовал бы, помимо огромных финансовых вложений, зна-

чительных временных затрат, связанных с анализом сотен тысяч проб.

В этой связи, для детального обследования площадки был разработан и впервые применен метод пешеходной гамма-спектрометрической съемки, который позволил определять активность в поверхностном слое почвы таких радионуклидов, как ²⁴¹Am, ¹³⁷Cs и ¹⁵²Eu.

Данные элементы, собственно, перекрывают весь основной диапазон типов продуктов, образующихся при ядерном взрыве – продукты деления, продукты активации и материал ядерного заряда. Это позволяет оценить активность других техногенных радионуклидов, образованных в результате испытаний, но анализ которых сопряжен с сложностью его выполнения, используя изотопные отношения. Для каждого испытания изотопные отношения продуктов деления, продуктов активации и материала ядерного заряда будут стабильными, с известной долей вероятности. Естественно, что для разных ядерных испытаний такое соотношение также будет разным.

Так, по активности цезия-137 можно оценивать активность ⁹⁰Sr (тоже продукт деления ядерного взрыва); по активности ²⁴¹Am – ²³⁹⁺²⁴⁰Pu (оба являются элементами материала ядерного заряда); по активности ¹⁵²Eu – ³H (продукты активации).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ ЧАСТЬ

Принцип исследования площадного радиоактивного загрязнения площадки «Опытное поле» заключался в наборе массива данных - гамма-спектров, во время движения оператора с гамма-спектрометром по заданному маршруту. Для этого, предварительно, вся площадка и прилегающая к ней территория (1 км от границы площадки) была разбита на элементарные секторы размером 500x500 м. На каждый сектор была наложена сеть профилей, с расстоянием между ними - 20 м, т.е. рассчитаны координаты начала и конца профилей. Далее, оператор осуществлял движение по заданным профилям.

Для проведения пешеходной гамма-спектрометрической съемки применялось следующее оборудование:

- а) Полевой гамма-спектрометр со сцинтилляционным детектором на основе кристаллов бромида лантана ($\text{LaBr}_3(\text{Ce})$)
- б) Анализатор импульсов ORTEC DigiBase.
- в) Ноутбук или подобный PC для управления системой набора гамма-спектров.
- г) Wi-Fi-адаптер «TP-LINK» с внешней антенной для передачи данных в пункт управления работой оператора.
- д) Система навигации – GPS Garmin Oregon 550 – для движения «оператора» строго вдоль профиля.
- е) Программное обеспечение:
 - «Spectrool» (ИРБЭ) – программа пакетной обработки гамма-спектров;
 - SpectroolsFisher (ИРБЭ) – программа записи спектров и их синхронизации с координатами в месте набора спектров.

Время набора каждого гамма-спектра составляло 10 с.

Высота расположения детектора над поверхностью – 0,5 м.

Скорость движения оператора – 2-3 км/ч.

Применение выбранного оборудования и заданных параметров его использования позволило detec-

тировать радионуклиды в почве в единицах удельной активности – ^{137}Cs на уровне ~150 Бк/кг; ^{241}Am – ~450 Бк/кг, ^{152}Eu – ~300 Бк/кг.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Обследование всей площадки «Опытное поле», а также прилегающей территории (1 км от границы площадки), было проведено за три года – 2012-2014 гг. Общая площадь обследования составила 350 км².

По результатам пешеходной гамма-спектрометрической съемки построены карты-схемы распределения ^{137}Cs , ^{152}Eu и ^{241}Am (cps) на обследованной территории (рисунки 1-3).

Как видно из представленных карт (рисунки 1-3) площадное распределение исследуемых техногенных радионуклидов несколько различается между собой. Эти различия показывают, что привычный взгляд на радиоактивное загрязнение площадки «Опытное поле», как результат только ядерных испытаний, не является полным. Радиоактивное загрязнение площадки сформировано как ядерными испытаниями, так и различными экспериментами с ядерными материалами (плутоний и уран), которые не сопровождались цепной реакцией, и как следствие, не приводили к образованию изотопов, образующихся в результате деления ядра заряда и нейтронной активации объектов окружающей среды.

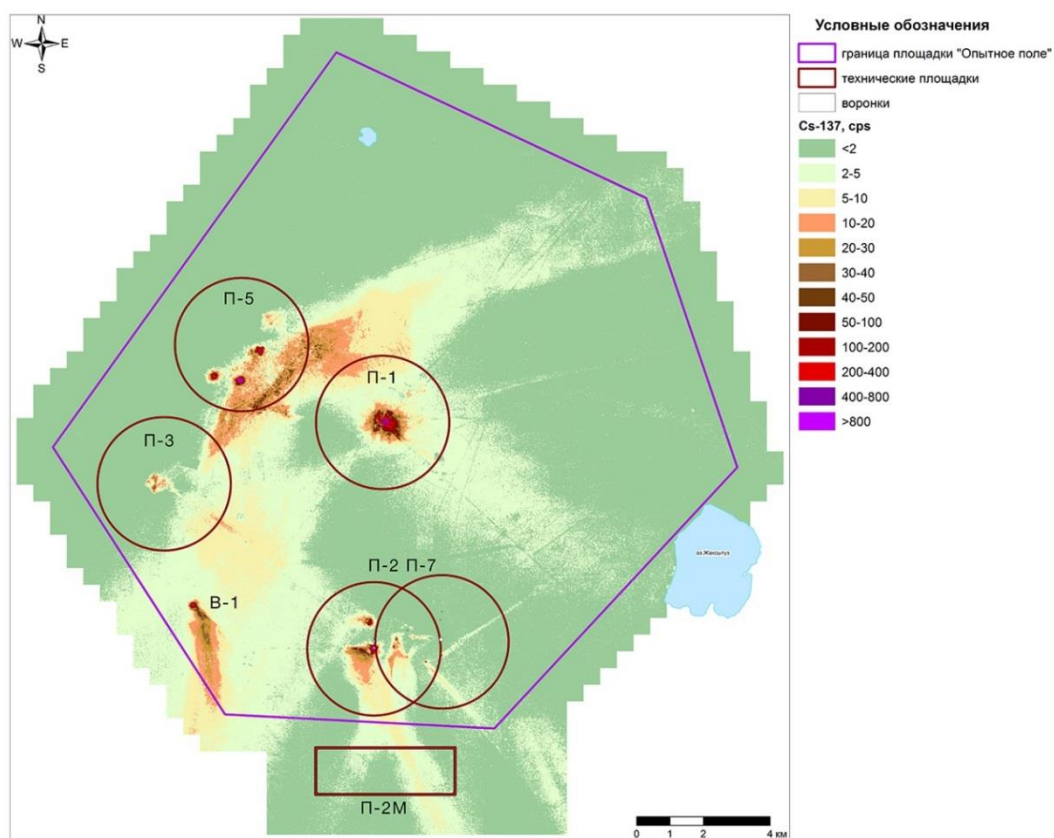


Рисунок 1. Площадное распределение ^{137}Cs на территории площадки «Опытное поле»

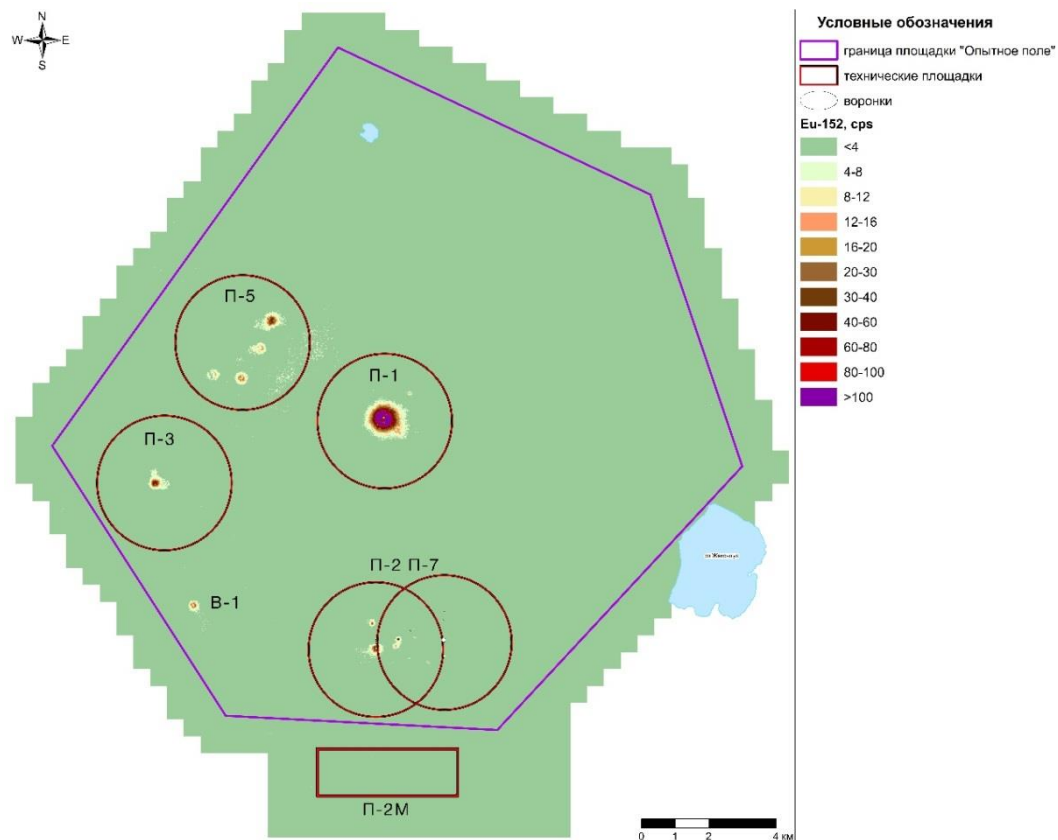


Рисунок 2. Площадное распределение ^{152}Eu на территории площадки «Опытное поле»

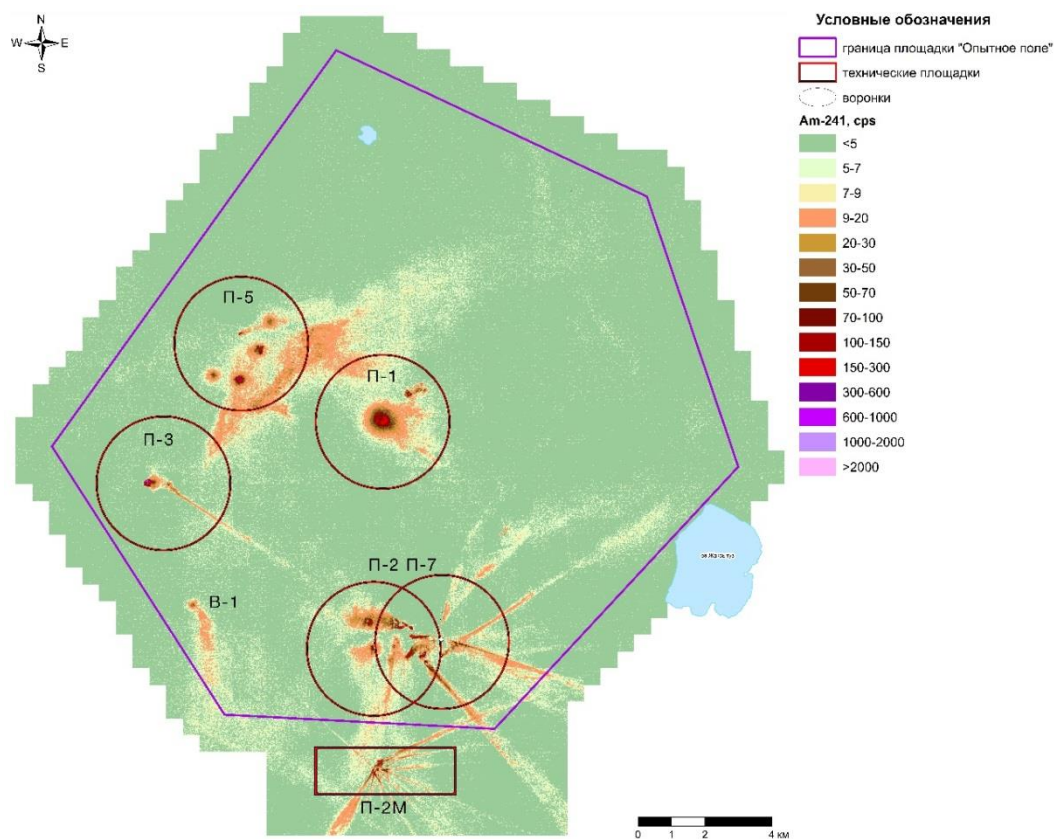


Рисунок 3. Площадное распределение ^{241}Am на территории площадки «Опытное поле»

«Классическому» представлению о радиационной обстановке на площадке «Опытное поле» соответствует карта площадного распределения ^{137}Cs (рисунок 1). На ней можно выделить несколько областей радиоактивного загрязнения, приуроченные к

техническим площадкам П-1, П-3, П-5, П-2, П-7 (рисунок 4).

Кроме этого, хорошо детектируются следы радиоактивных выпадений, ширина которых достигает нескольких километров (рисунок 5).

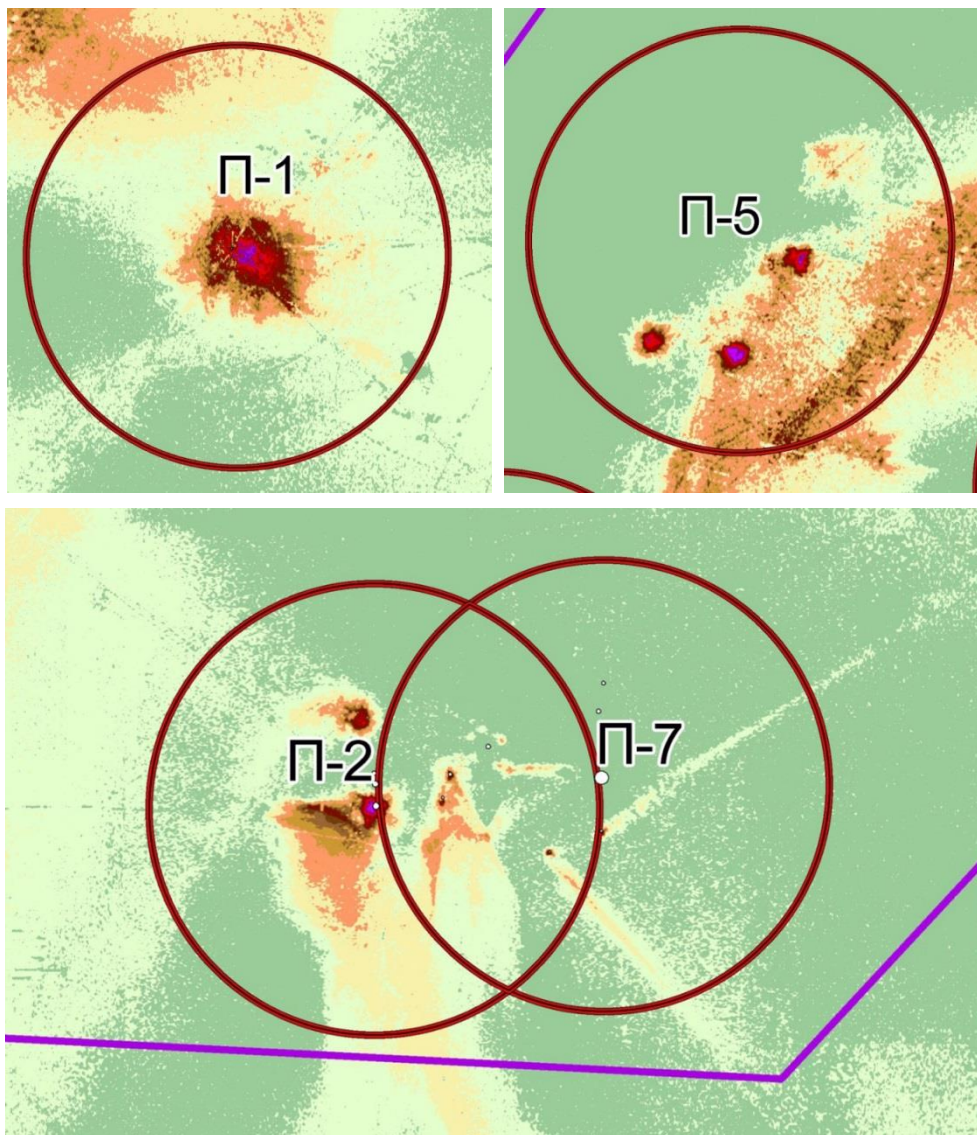


Рисунок 4. Технические площадки на «Опытном поле»

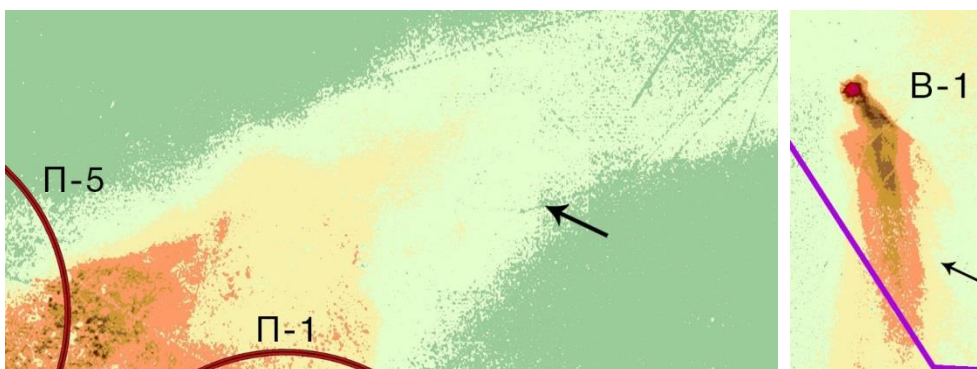


Рисунок 5. Следы радиоактивных выпадений от ядерных испытаний

Эпицентры ядерных испытаний отчетливо проявились на карте площадного распределения ^{152}Eu (рисунок 2). Здесь также можно отметить, что практически все эпицентры расположены в пределах технических площадок П-1, П-3, П-5, П-2, П-7 (рисунок 6).

Лабораторные анализы проб, отобранных в эпицентральных зонах, показали, что отношение радионуклидов $^{241}\text{Am}/^{137}\text{Cs}$ лежит в диапазоне 0,1-30. Достаточно малые коэффициенты соотношения $^{241}\text{Am}/^{137}\text{Cs}$ свидетельствует о принадлежности областей радиоактивного загрязнения цезием к ядерным испытаниям с высоким коэффициентом реализации ядерной реакции. Говоря «достаточно малые коэффициенты», подразумевается, что были зафиксированы и аномально высокие коэффициенты соотношения $^{241}\text{Am}/^{137}\text{Cs}$, достигающие значения 1000,

т.е. имеются участки, где произошло диспергирование ядерного материала без ядерной реакции. Это могла быть как аварийная ситуация при проведении ядерного испытания, так и специальные неядерно-взрывные эксперименты с ядерным зарядом, так называемые гидроядерные или гидродинамические эксперименты.

Анализ площадного распределения ^{241}Am показал, что таких участков на площадке «Опытное поле» несколько, самый показательный из которых, это площадка П-2М (рисунок 7).

Как видно из рисунка 7 радиоактивное загрязнение площадки П-2М обусловлено, в значительной степени, радионуклидом ^{241}Am . ^{137}Cs является принесенным от других испытаний элементом. Кроме того, радиоактивное загрязнение характеризуется многочисленными следами выпадений.

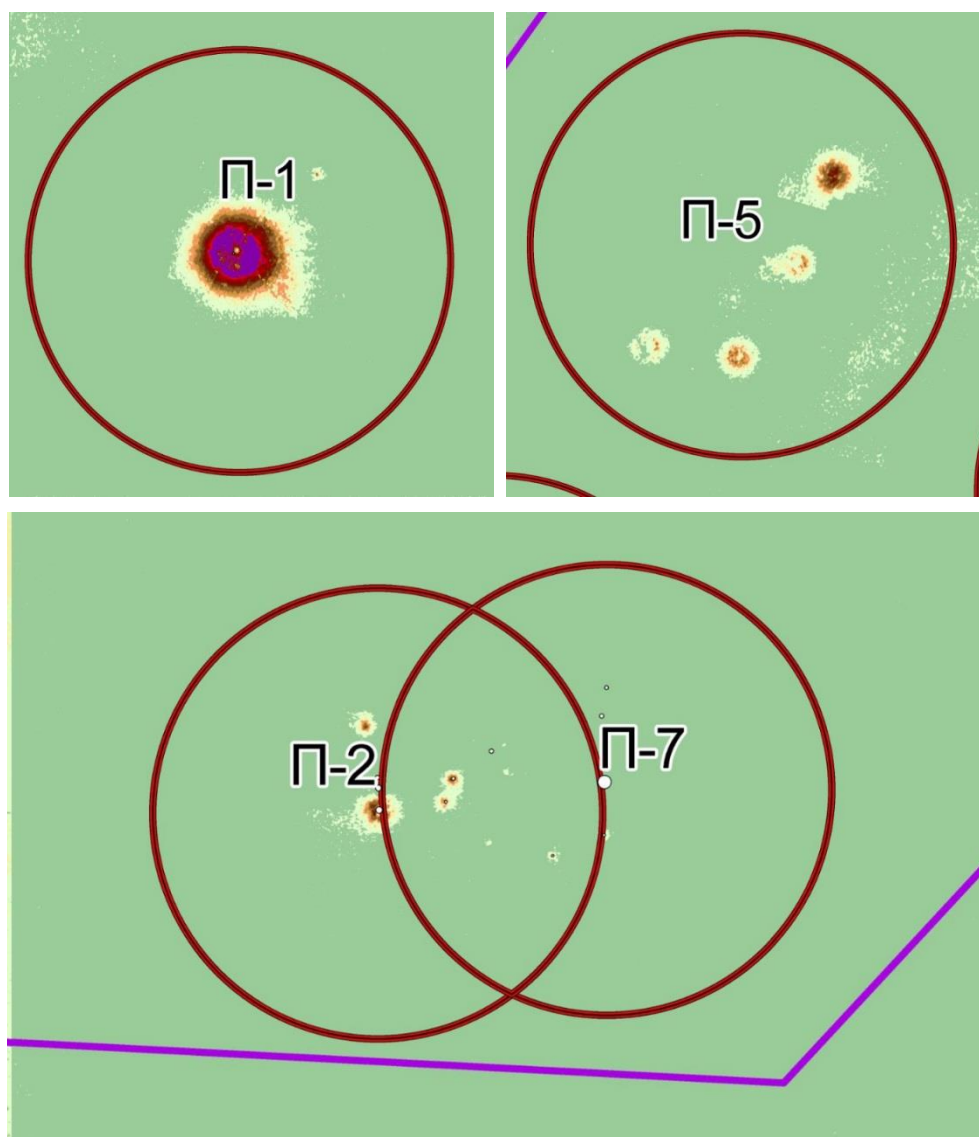


Рисунок 6. Места эпицентров ядерных испытаний

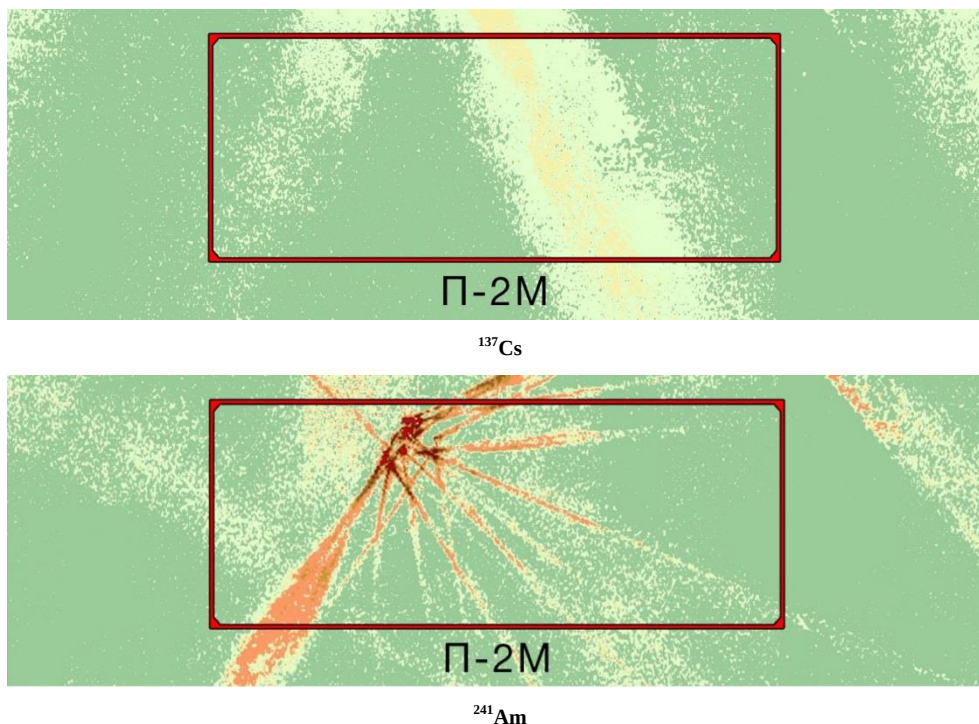


Рисунок 7. Площадка П-2М

Данный тип радиоактивного загрязнения местности имеет несколько характерных признаков, которые отличают его от радиоактивных выпадений от ядерных взрывов, и тем более, от глобальных выпадений.

Во-первых, это пространственные характеристики радиоактивного загрязнения. Речь идет не о размерах следов, так как очевидно, что следы выпадений от неядерно-взрывных экспериментов гораздо меньше следов от «классических» ядерных испытаний, так как мощность таких экспериментов не превышает сотен кг в тротиловом эквиваленте. Длина следов радиоактивных выпадений от гидроядерных и гидродинамических экспериментов достигает 3-5 км, ширина – <100 м (рисунок 8). При этом, характерной особенностью является то, что ширина следа сохраняется от начала, и практически, до конца (~80-90 м), т.е. не наблюдается какого-либо значительного расширения радиоактивной полосы по мере удаления от эпицентра, как при ядерных взрывах большой мощности.

Кроме этого, направление следа выпадений от неядерно-взрывных экспериментов остается неизменным на всей его протяженности. Оба эти факта (неизменная ширина и направление следа) могут свидетельствовать о том, что формирование следов данного типа происходило без влияния метеорологических условий на момент испытаний. Другими словами, радиоактивные частицы от подобных испытаний переносились не ветром, а иным способом. По одному из предположений – направленным (коллимированным) взрывом.

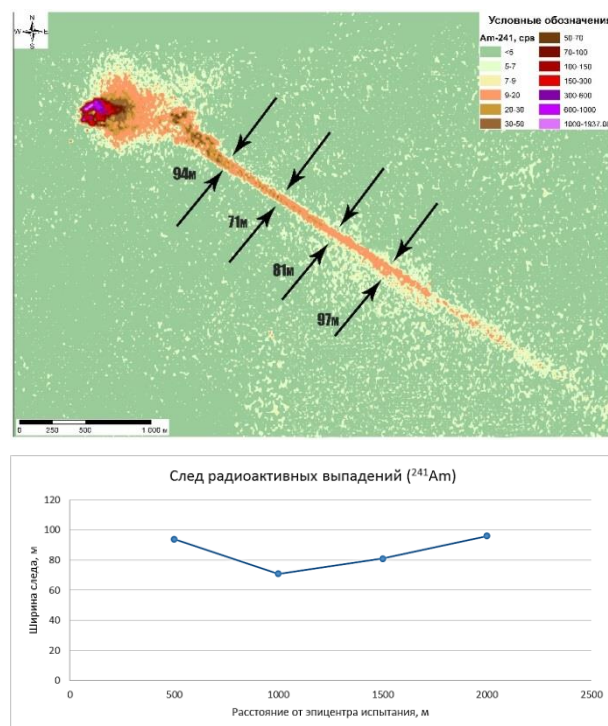


Рисунок 8. След радиоактивных выпадений (^{241}Am) от эксперимента на технической площадке П-3

Второй отличительной особенностью следов радиоактивных выпадений от гидроядерных и гидродинамических экспериментов является их специфичный изотопный состав. Радиоактивное загрязнение местности в таких местах обусловлено исключительно радионуклидами, входящими в состав ядер-

ного заряда – плутоний (его изотопы), уран-235, америций-241. Другие радионуклиды (продукты деления и активации, такие как ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{60}Co , ^{152}Eu и др.) либо полностью отсутствуют, либо их количество незначительно, а сами они привнесены в результате выпадений от других ядерных испытаний.

Таким образом, можно утверждать, что в настоящее время «белых пятен» – неизвестных локальных участков радиоактивного загрязнения на площадке «Опытное поле», нет.

Кроме того, необходимо отметить, что на площадке «Опытное поле» проводились не только ядер-

ные испытания с характерным радиоактивным загрязнением местности, но и другие эксперименты, где основными загрязняющими радионуклидами являются трансурановые элементы, а их концентрации чрезвычайно высокие.

Проведенные исследования площадного радиоактивного загрязнения «Опытного поля» являются основой для дальнейшей детальной характеристики площадки, включая пространственное распространение техногенных радионуклидов в глубину почвенного покрова, физико-химические особенности загрязнения и др.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ядерные испытания СССР. Семипалатинский полигон. Под ред. Логачева В.А. – Москва. ИздАТ. 1997 г.

«РИБЕ АЛАҢЫ» СЫНАҚ АЛАҢЫНЫҢ АЛАҢДЫҚ РАДИОАКТИВТІ ЛАСТАНУЫН ЗЕРТТЕУ (2012-2014 жж.)

¹⁾ Омаров М.А., ¹⁾ Лукашенко С.Н., ¹⁾ Мошков А.С., ²⁾ Батырбеков Е.Г.,
²⁾ Березин С.А., ¹⁾ Дмитропавленко В.Н., ²⁾ Осинцев А.Ю., ¹⁾ Новиков А.А.

¹⁾ ҚР ҰЯО Радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Курчатов, Қазақстан
²⁾ Қазақстан, Курчатов қ., «Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы» РМК

Мақалада Семей сынақ полигонының неғұрлым «ластанған» жері – «Тәжірибе алаңы» сынақ алаңындағы радиоактивті ластанудың кеңістікке таралу ерекшеліктерін сипаттауға мүмкіндік берген гамма-спектрометрлік жаяу түсірудің нәтижелері келтірілген. Жер үстіндегі ядролық сынақтар өткізілген жерлердің барлық эпиорталық аймақтары анықталды. Ядролық сынақтардың, сондай-ақ, ядролық емес-жарылысты эксперименттердің радиоактивті түсулерінің барлық іздері белгіленді және сипатталды. КСРО-ның ядролық сынақтарының бұған дейін белгілі болмаған, қол жетімді ресми әдебиеттерде берілмеген радиоактивті учаскелері анықталды [1].

STUDY OF AREAL RADIOACTIVE CONTAMINATION AT “EXPERIMENTAL FIELD” TESTING SITE (2012-2014)

¹⁾ M.A. Umarov, ¹⁾ S.N. Lukashenko, ¹⁾ A.S. Moshkov, ²⁾ E.G. Batyrbekov,
¹⁾ S.A. Berezin, ¹⁾ V.N. Dmitropavlenko, ²⁾ A.Yu. Oussintsev, ¹⁾ A.A. Novikov

¹⁾ Institute of Radiation Safety and Ecology of NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan
²⁾ RSE “National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan”, Kurchatov, Kazakhstan

The article presents the results of pedestrian gamma-spectrometric survey which allowed characterizing the features of spatial distribution of radioactive contamination in the most “dirty” place of the Semipalatinsk Test Site – “Experimental Field” testing site. All epicentral zones of underground nuclear tests were defined. All radioactive fallout traces caused by nuclear tests and nonnuclear explosive experiments were marked and characterized. There were defined radioactive contamination areas of USSR nuclear tests which were previously unknown and not indicated in available literature [1].

СПИСОК АВТОРОВ

- Artemov S.V., 82
 Baimatov P.J., 34
 Batyrbekov E.G., 25
 Bottomley P.D.W., 19
 Bremier S., 19
 Burtabayev N., 82
 Djumanov Sh.S., 34
 Dzhumanov S., 34
 Endo H., 13
 Gaidaichuk V.A., 13
 Igamov S.B., 82
 Kamiyama K., 13, 25
 Katoh A., 25
 Koc J., 123
 Kolodeshnikov A.A., 13
 Konishi K., 13
 Kotake S., 13
 Koyama K., 13
 Koryt D.A., 133
 Kubo S., 13, 25
 Kuca P., 123
 Lamia L., 77
 Manara D., 19
 Matsuba K., 13, 25
 Pakhnits A.V., 13, 25
 Payot F., 25
 Pizzone R.G., 77
 Ponkratenko O.A., 93
 Rondinella V.V., 19
 Rudchik A.T., 93
 Sakuta S.B., 82
 Sato I., 13
 Serre F., 25
 Shyrma Yu.O., 93
 Spitaleri C., 77
 Stepanenko Yu.M., 93
 Suteau C., 25
 Tobita Y., 13, 25
 Toyooka J., 13, 25
 Trotignon L., 25
 Uleshchenko V.V., 93
 Vassiliev Y.S., 13
 Vityuk V.A., 13, 25
 Vurim A.D., 13, 25
 Wiss Th., 19
 Yarmukhamedov R., 82
 Zuyev V.A., 13
 Азизов Э.А., 51
 Аманкулов Ж.М., 139
 Артемов С.В., 87
 Ахмеджанов Ф.Р., 39
 Ахмедов Я.А., 106
 Бакиев С.А., 106
 Бакирулы К., 130
 Барсуков Н.И., 61
 Батырбеков Э.Г., 5, 61, 73, 142
 Березин С.А., 142
 Болтабаев А.Ф., 39
 Большаков В.В., 31
 Буртебаев Н., 87
 Буртебаева Д.Т., 87
 Виелеба В.К., 73
 Витюк В.А., 42
 Волинска-Цихоцка М., 87
 Воробьев Д.С., 133
 Вурим А.Д., 42
 Гарнер Ф.А., 66
 Глущенко Н.В., 87, 98
 Голковский М.Г., 133
 Голубенко Ю.И., 133
 Гордиенко Ю.Н., 61
 Горлачев И.Д., 98
 Губицкая Е.Г., 112
 Диков А.С., 47
 Дмитропавленко В.Н., 142
 Домаров Е.В., 133
 Дуйсебаев А., 87
 Ершин З.Р., 130
 Жолдыбаев Т., 87
 Жунусов К.Т., 139
 Заурбекова Ж.А., 61
 Здоровец М.В., 98
 Иванов И.А., 98
 Караходжаев А.А., 87
 Касымжанов М.Т., 130
 Керимкулов Ж.К., 87
 Кислицин С.Б., 47
 Кличевски С., 87
 Корчагин А.И., 133
 Котов В.М., 73
 Кузнецова Л.К., 51
 Куксанов Н.К., 133
 Кульджанов Б.К., 106
 Кульсартов Т.В., 61
 Курахмедов А.Е., 98
 Курталиев Э.Н., 39
 Лаврухин А.В., 133
 Ларионов А.С., 47
 Лукашенко С.Н., 142
 Максимкин О.П., 66
 Мошков А.С., 142
 Насурлла М., 87
 Немытов П.И., 133
 Новиков А.А., 142
 Осинская Н.С., 106
 Осинцев А.Ю., 142
 Платов А.В., 98
 Понкратов Ю.В., 61
 Пясецки Е., 87
 Рахманов Ж., 106
 Рофман О.В., 66
 Рубан С.В., 66
 Русек К., 87
 Сакута С.Б., 87
 Салимов Р.А., 133
 Салихбаев У.С., 87
 Салтанова И.В., 118
 Сатпаев Д.А., 47
 Семенов А.В., 133
 Скаков М.К., 73
 Сураев А.С., 73
 Сюдак Р., 87
 Тажединов И.Т., 139
 Тохетова Л.А., 130
 Трубников А.С., 51
 Трчинска А., 87
 Тулубаев Е.Ю., 61
 Умаров М.А., 142
 Фадеев С.Н., 133
 Хасенов М.У., 61
 Хвостенко П.П., 51
 Цай К.В., 66
 Чередниченко О.Г., 112
 Черепков В.Г., 133
 Эшниязов О.И., 39

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи предоставляются в электронном виде (на CD, DVD диске или по электронной почте присоединенным [attachment] файлом) в формате MS WORD и печатной копии.

Текст печатается на листах формата A4 (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 подписанных подписей.

Текст печатается через одинарный межстрочный интервал, между абзацами – один пустой абзац или интервал перед абзацем 12 пунктов.

В левом верхнем углу должен быть указан индекс УДК. Название статьи печатается ниже заглавными буквами. Через 3 интервала после названия, печатаются фамилии, имена, отчества авторов и полное наименование, город и страна местонахождения организации, которую они представляют. После этого, отступив 2 пустых абзаца или с интервалом перед абзацем 24 пункта, печатается аннотация к статье на русском языке, ключевые слова и основной текст. В конце статьи, после списка литературы, повторяются блоки «название, авторы, организации, аннотация, ключевые слова» на казахском и английском языке.

Максимально допустимый объем статьи – 10 страниц.

При написании статей необходимо придерживаться следующих требований:

- Статья должна содержать аннотации на казахском, английском и русском языках (130-150 слов) с указанием ключевых слов, названия статьи, фамилии, имени, отчества авторов и полного названия организации, города и страны местонахождения, которую они представляют;
- Ссылки на литературные источники даются в тексте статьи цифрами в квадратных [1] скобках по мере упоминания. Список литературы следует привести по ГОСТ 7.1-2003;
- Иллюстрации (графики, схемы, диаграммы) должны быть выполнены на компьютере (ширина рисунка 8 или 14 см), либо в виде четких чертежей, выполненных тушью на белом листе формата A4. Особое внимание обратите на надписи на рисунке – они должны быть различимы при уменьшении до указанных выше размеров. На обороте рисунка проставляется его номер. В рукописном варианте на полях указывается место размещения рисунка. Рисунки должны быть представлены отдельно в одном из форматов *.tif, *.gif, *.png, *.jpg, *.wmf с разрешением 600 dpi.
- Математические формулы в тексте должны быть набраны как объект Microsoft Equation или MathType. Химические формулы и мелкие рисунки в тексте должны быть вставлены как объекты Рисунок Microsoft Word. Следует нумеровать лишь те формулы, на которые имеются ссылки.

К статье прилагаются следующие документы:

- 2 рецензии высококвалифицированных специалистов (докторов наук) в соответствующей отрасли науки;
- выписка из протокола заседания кафедры или методического совета с рекомендацией к печати;
- акт экспертизы (экспертное заключение);
- сведения об авторах (в бумажном и электронном виде): ФИО (полностью), наименование организации и ее полный адрес, должность, ученая степень, телефон, e-mail.

Текст должен быть тщательным образом выверен и отредактирован. В конце статья должна быть подписана автором с указанием домашнего адреса и номеров служебного и домашнего телефонов, электронной почты.

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

Ответственный секретарь к.ф.-м.н. У.П. Козтаева
тел. (722-51) 2-33-35, E-mail: KOZTAEVA@NNC.KZ

Технический редактор И.Г. Перепелкин
тел. (722-51) 2-33-33, E-mail: IGOR@NNC.KZ

Адрес редакции: 071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 2, зд. 054Б
<http://www.nnc.kz/vestnik>

© Редакция сборника «Вестник НЯЦ РК», 2016

Регистрационное свидетельство №1203-Ж от 15.04.2000 г.
Выдано Министерством культуры, информации и общественного согласия Республики Казахстан

Тираж 300 экз.

Выпуск набран и отпечатан в типографии
Национального ядерного центра Республики Казахстан
071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 2, зд. 054Б

