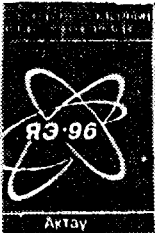


ИРН KZ9700122 - 150



Ядерная энергетика в Республике Казахстан

Перспективы развития.

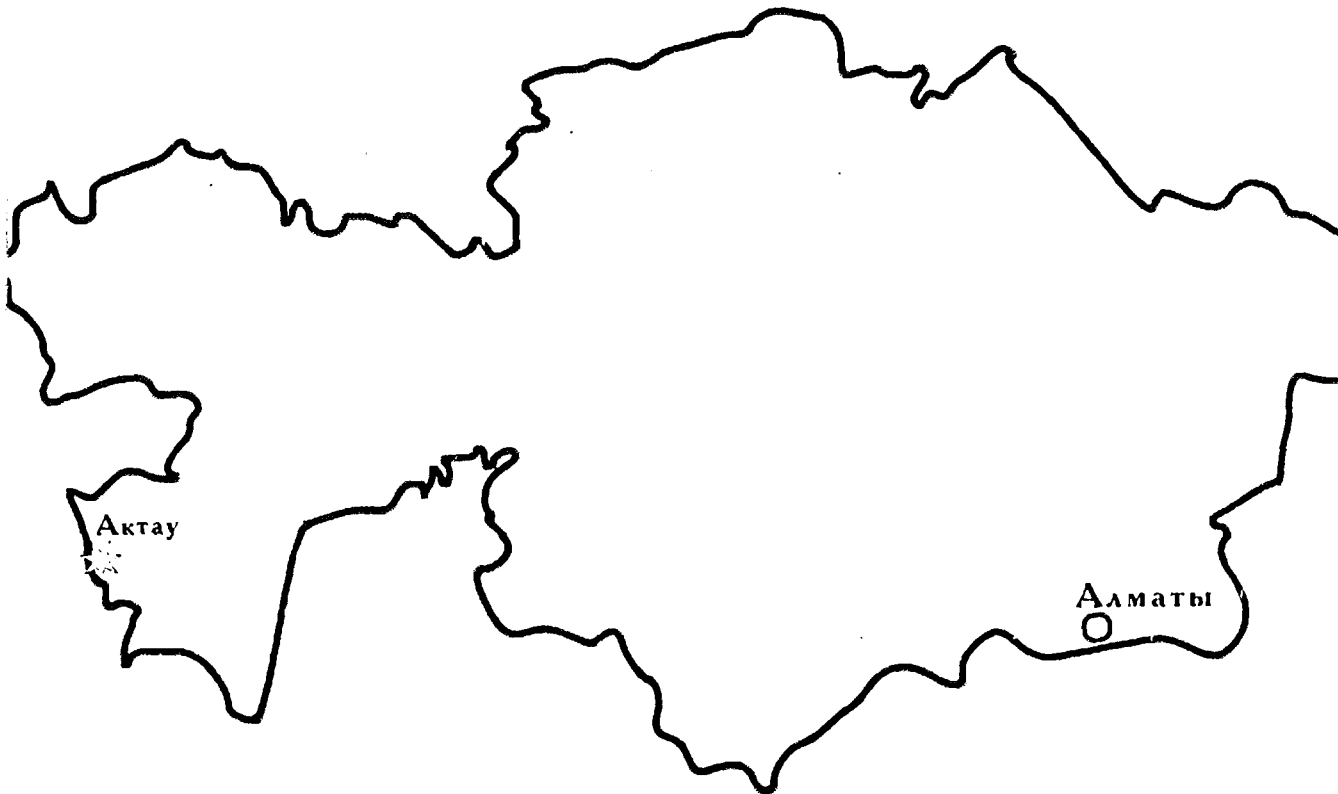
Международная научно-практическая конференция

24-27 июня 1996, Актау



KZ9700122

INIS-KZ--001



Тезисы докладов
Международной научно-практической конференции

**ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА
В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН.
ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ
(ЯЭ-96)**

24 - 27 июня 1996 года
Актау, Республика Казахстан

ОРГАНИЗАТОРЫ КОНФЕРЕНЦИИ

От Республики Казахстан

- 4 Министерство науки – Академия наук
- 9 Министерство энергетики и угольной промышленности
- 3 Министерство экономики
- 8 Национальный ядерный центр
- 5 Национальная акционерная компания КАТЭП
- 6 Научно-исследовательский институт экспериментальной и теоретической физики КазГУ
- 10 Агентство по атомной энергии
- 7 Ядерное общество
- 1 Актауская городская администрация
- 2 Мангышлакский энергокомбинат

От Российской Федерации

- 2 Министерство Российской Федерации по атомной энергии
- 4 Российский научный центр "Курчатовский институт"
- 1 Государственный НИИ НПО "Луч"
- 3 Ядерное общество (Москва)

ОРГАНИЗАЦИОННЫЙ КОМИТЕТ

Председатель

Школьник Владимир Сергеевич, МНАН РК

Сопредседатель

Велихов Евгений Павлович, РНЦ "Курчатовский институт"

Заместители председателя

Юрьев Анатолий Федосеевич, Минэнергоуглепром РК

Бегалметов Трек Камзич, Минэкономики РК

Черепнин Юрий Семенович, НЯЦ РК

Шеманский Валерьян Александрович, ПАК "КАТЭП"

Кандыба Анатолий Михайлович, МАЭК

Оспанов Серик Жамсович, Аким г. Актау

ПРОГРАММНЫЙ КОМИТЕТ

Председатель

Такибасв Жабага Сулейменович, НЯЦ РК

Сопредседатели

Пивоваров Олег Сергеевич, ИАЭ НЯЦ РК

Тажибасва Ирина Лашкаровна, НИИЭТФ КазГУ им. Аль-Фараби

Члены Программного комитета

Жетбасов Абыл Куанталисевич, ИЯФ НЯЦ РК

Беляшов Дмитрий Николаевич, ИГИ НЯЦ РК

Павшук Владимир Александрович, ИЯР РНЦ "Курчатовский институт"

Папафанасопуло Георгий Анастасевич, Минэнергоуглепром РК

Караулов Владимир Николаевич, МАЭК

Балдов Александр Николаевич, МАЭК

Романенко Олег Геннадьевич, НИИЭТФ КазГУ им. Аль-Фараби

Школьник Татьяна Гарриевна, ПАК "КАТЭП"

Алияров Бирлес Канисвич, НИИ энергетики

Хамидуллин Ким Гарифович, институт "Энергия"

Уважаемые коллеги!

От имени Организационного комитета приглашаем вас принять участие в Международной научно-практической конференции "Ядерная энергетика в Республике Казахстан. Перспективы развития (ЯЭ-96)".

Конференция имеет большое значение для развития международного сотрудничества в области ядерной энергетики с учетом решения Правительства Республики Казахстан о проведении в 1996 году международного тендера среди крупнейших фирм мира на разработку и реализацию в Казахстане проекта атомной электростанции.

Конференция проводится в городе нефтяников, химиков и энергетиков Актау на базе Мангышлакского энергокомбината. В процессе конференции вы сможете осмотреть реактор на быстрых нейтронах БН-350 и уникальные установки по опреснению морской воды. Надеемся, что конференция будет способствовать дальнейшему развитию международной кооперации по мирному использованию ядерной энергии.

С уважением



В.С. Школьник

Председатель Организационного комитета



Е.П. Велихов

Сопредседатель Организационного комитета

СОДЕРЖАНИЕ

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ЕЕ МЕСТО В ТОПЛИВНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ КОМПЛЕКСЕ КАЗАХСТАНА	3
СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ АТОМНО-ПРОМЫШЛЕН- НОГО КОМПЛЕКСА РК	5
НЕОБХОДИМОСТЬ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ КАЗАХСТАНА ...	7
ЭНЕРГЕТИКА АЛМАТЫ. ПРОБЛЕМЫ И РЕШЕНИЯ	9
СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ РАЗРАБО- ТОК, ИССЛЕДОВАНИЙ И ПЕРСПЕКТИВ РАЗВИТИЯ ВОДО-ВОДЯНЫХ ЭНЕРГЕТИ- ЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР-АСТ	11
РЕАЛИЗАЦИЯ ТЕХНИЧЕСКОЙ СТАДИИ ПРОЕКТА ИТЭР ПО КАЗАХСТАНУ	12
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ И НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ПОВЫШЕНИЮ НАДЕЖНОСТИ, БЕЗОПАСНОСТИ И ЭКОНОМИЧНОСТИ АЭС В ЭЛЕКТРОГОРСКОМ НАУЧНО- ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ ЦЕНТРЕ БЕЗОПАСНОСТИ	14
РЕГУЛИРОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ ДЕЯТЕЛЬ- НОСТИ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН	15
МЕСТО И ПЕРСПЕКТИВЫ АО "УМЗ" В АТОМНО-ПРОМЫШЛЕННОМ КОМПЛЕКСЕ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН	16
ПРОБЛЕМЫ РЕАБИЛИТАЦИИ НАРУШЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ В УСЛОВИЯХ УРАНОДОБЫВАЮЩЕГО И УРАНОПЕРЕРАБАТЫВАЮЩЕГО КОМПЛЕКСА	17
ВОПРОСЫ ПРОДЛЕНИЯ РЕСУРСА ОБОРУДОВАНИЯ БН-350 И ЗАМЕЩЕНИЯ РЕАКТОРА ДРУГИМ ЭНЕРГОИСТОЧНИКОМ	18
АЭС ПОВЫШЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ, СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРОЕКТОВ И МАНГЫШЛАКСКИЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС - СОСТОЯНИЕ, ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ	19
СТАТУС И НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В МИРЕ	19
РАБОТЫ ПО ДЕЗАКТИВАЦИИ И ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК В АНЛ	19

ЭКОЛОГИЯ И ЭНЕРГОСБЕРЕГАЮЩИЕ ТЕХНОЛОГИИ В ЭНЕРГЕТИКЕ	20
ВОПРОСЫ СОЦИАЛЬНОГО СТРАХОВАНИЯ И КОМПЕНСАЦИЙ В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ	20
ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ МНТЦ ПО РАЗРАБОТКЕ И РЕАЛИЗАЦИИ КОНВЕРСИОННЫХ ПРОЕКТОВ В РК И ДРУГИХ СТРАНАХ СНГ	20
ПРАВИЛА И ПРОЦЕДУРЫ ПРИНЯТИЯ И РАССМОТРЕНИЯ ПРОЕКТОВ МНТЦ	20
СОВЕЩАНИЕ РАБОЧНИХ ГРУПП КАЗАХСТАНСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ СПЕЦИАЛИСТОВ В РАМКАХ КАЖДОЙ СЕКЦИИ "ФОРМИРОВАНИЕ КОНКРЕТНЫХ ПРЕДЛОЖЕНИЙ ПО ПРОЕКТАМ МЕЖДУНАРОДНОГО СОТРУДНИЧЕСТВА (В Т.Ч. С ПОСРЕД- НИЧЕСТВОМ МНТЦ)"	21

ПРОБЛЕМЫ ЭНЕРГЕТИКИ И АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ. ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ, РАЗРАБОТКА И СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ПРОЕКТОВ АЭС С ВВЭР-440	25
О ВЫБОРЕ ОПТИМАЛЬНОЙ РЕАКТОРНОЙ СТРАТЕГИИ И ПУТЕЙ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН	26
ПРОБЛЕМЫ ХРУПКОЙ ПРОЧНОСТИ КОРПУСОВ ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ, ОБУСЛОВЛЕННЫЕ РАДИАЦИОННЫМ ОХРУПЧИВАНИЕМ МАТЕРИАЛОВ	27
ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНО-ЭНЕРГЕТИ- ЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС, ВКЛЮЧАЮЩИЙ РЕАКТОР БМН-170 И ЗАВОД ПО ПИРО- ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКЕ ТОПЛИВА И ПРОИЗВОДСТВУ ВИБРО- УПЛОТНЕННЫХ ТВЭЛОВ И ТВС	28
ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ СПЕКА- НИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА АЭС	29
ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ АНАЛИЗА ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА ОРГАНИЧЕСКИХ ИСКОПАЕМЫХ	30
МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВА- НИЯ СТЕРЖНЕЙ АЗ БЫСТРЫХ РЕАК- ТОРОВ БОР-60 И БН-600 И ПРОБЛЕМЫ УВЕЛИЧЕНИЯ ИХ РЕСУРСА	31

ПОЛУЧЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗОТОПОВ НА ИЗОХРОННОМ ЦИКЛОТРОНЕ ИЯФ НЯЦ РК.....	32	РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ НА ТЕРРИТОРИИ КАЗАХСТАНА И ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ТРЕБОВАНИЯ К МЕСТАМ ИХ ЗАХОРОНЕНИЯ (ХРАНЕНИЯ).....	52
СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМ ПОГЛОЩАЮЩИХ МАТЕРИАЛОВ И ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ РАЗЛИЧНОГО ТИПА.....	33	СОСТОЯНИЕ И РАЗВИТИЕ МЕТОДИЧЕСКОЙ БАЗЫ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ В ИЯФ НЯЦ РК.....	53
ИНТЕНСИФИКАЦИЯ ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПУТЕМ ПРИМЕНЕНИЯ ЭКСТРАГЕНТОВ, ПОЛУЧЕННЫХ ИЗ ЭЛЕМЕНТНОГО ФОСФОРА.....	34	ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА РАДИОАКТИВНЫХ ЧАСТИЦ ЯДЕРНЫХ ВЗРЫВОВ.....	54
РАЗРАБОТКА ТВЭЛОВ С ВИБРОУПЛОТНЕННЫМ UR ₂ O ₇ ТОПЛИВОМ, РАБОТОСПОСОБНЫХ ДО СВЕРХГЛУБОКИХ ВЫГОРАНИЙ.....	35	СОЗДАНИЕ ПЕРВОЙ ОЧЕРЕДИ СЕТИ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН.....	55
МНОГОКАНАЛЬНЫЙ ИМПУЛЬСНЫЙ ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР МИГР.....	38	ГЕОИНФОРМАЦИОННО-МОДЕЛИРУЮЩИЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ ОЦЕНКИ, УПРАВЛЕНИЯ И СНИЖЕНИЯ АНТРОПОГЕННОГО РИСКА В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН.....	56
ОПРЕСНИТЕЛЬНЫЙ КОМПЛЕКС МАЭК ДЛЯ СОЗДАНИЯ ПИТЬЕВОЙ ВОДЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕАКТОРА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ БН-350.....	39	РАДИОХИМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ПОЧВ ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ НА СОДЕРЖАНИЕ СТРОНЦИЯ-90.....	57
МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ РАБОТЫ НА РЕАКТОРЕ БН-350.....	39	АНАЛИЗ И ДИАГНОСТИКА ПЛОЩАДНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ РАДИОНУКЛИДАМИ ЕСТЕСТВЕННОГО И ТЕХНОГЕННОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ МЕТОДАМИ КОНТУРНОЙ СТАТИСТИКИ.....	58
АТОМНЫЕ СТАНЦИИ НА БАЗЕ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК С ИНТЕГРАЛЬНЫМ ВОДО-ВОДЯНЫМ РЕАКТОРОМ КАК СПОСОБ РЕШЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПРОБЛЕМ ОТДЕЛЬНЫХ РАЙОНОВ КАЗАХСТАНА ...	39	КРУГОВОЕ МЕЖЛАБОРАТОРНОЕ СРАВНЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ РАДИОНУКЛИДОВ В ОБРАЗЦАХ ПОЧВ БЫВШИХ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАТЕЛЬНЫХ ПОЛИГОНОВ В КАЗАХСТАНЕ.....	59
ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ЭНЕРГЕТИКИ		ОБСЛЕДОВАНИЕ И КОМПЛЕКСНАЯ ОЦЕНКА РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ЗЕМЕЛЬ АЗГИРСКОГО ПОЛИГОНА И ОКРУЖАЮЩИХ ТЕРРИТОРИЙ.....	60
РАЗРАБОТКА СПЕЦИАЛИЗИРОВАННОЙ ГЕОИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЫ ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЙ ПО ЗАЩИТЕ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЯХ ДЛЯ ОКРЕСТНОСТЕЙ АКТАУ.....	43	ПЫЛЕУГОЛЬНЫЕ ТЭС И ВЫБРОСЫ В АТМОСФЕРУ.....	61
РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЕ РАЙОНИРОВАНИЕ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН.....	45	ПРОБЛЕМЫ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ОТКРЫТОМ КОСМИЧЕСКОМ ПРОСТРАНСТВЕ.....	63
СИСТЕМА РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА ЯДЕРНО-ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ ИАЭ НЯЦ РК.....	47	ТЕХНОЛОГИЯ ПРИЕМА, ПЕРЕРАБОТКИ И РАЗМЕЩЕНИЯ НА ХРАНЕНИЕ АМПУЛЬНЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ (ИИИ) НА СТЕНДОВОМ КОМПЛЕКСЕ "БАЙКАЛ-1".....	65
ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ И ПРИМЕНЕНИЯ ЭПР-ДОЗИМЕТРИИ В КАЗАХСТАНЕ.....	49	НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОГО ЭКОЛОГИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ВБЛИЗИ ПРЕДПРИЯТИЯ АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО "УЛЬБИНСКИЙ МЕТАЛЛУРГИЧЕСКИЙ ЗАВОД".....	66
СОСТОЯНИЕ И ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ МЕТОДИЧЕСКИХ И ТЕХНИЧЕСКИХ АСПЕКТОВ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ В СТРАНАХ ДАЛЬНЕГО И БЛИЖНЕГО ЗАРУБЕЖЬЯ В 1988-1995 ГГ. (ОБЗОР).....	50	ОЦЕНКА ТЕКТЕНИЧЕСКОЙ СТАБИЛЬНОСТИ БЛОКА ЗЕМНОЙ КОРЫ ПОД РЕАКТОРОМ ВВР-К В п. АЛАТАУ.....	67

РАЗРАБОТКА И ПРОИЗВОДСТВО СпЕКТРОМЕТРИЧЕСКОЙ АППАРАТУРЫ ДЛЯ НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ И РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ ОБЪЕКТОВ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ.....	67
ОБ ОДНОЙ ВОЗМОЖНОСТИ ЗАХОРОНЕНИЯ ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ	67

БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ. ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ

ВОЗМОЖНОСТЬ ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА	71
БЕЗОПАСНОСТЬ ИНТЕГРАЛЬНЫХ ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ.....	73
ПОВЕДЕНИЕ ТВС И ТВЭЛОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-350 ПОД ОБЛУЧЕНИЕМ	74
ПЕЧЕВАЯ УСТАНОВКА УПН РЕАКТОРА ИГР.....	75
КОНТРОЛЬ ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ПРИ ДИНАМИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЯХ ТВЭЛ И ТВС В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ НА РЕАКТОРЕ ИГР.....	77
ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЙ ГАЗОВЫЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР ПОВЫШЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ С НАСЫЩЕННЫМ СЛОЕМ ТВЭЛОВ	79
ИССЛЕДОВАНИЯ ПОВЕДЕНИЯ ТВЭЛОВ С КЕРМИТНЫМ ТОПЛИВОМ В РЕАКТОРЕ ИГР В УСЛОВИЯХ АВАРИИ ЭННА КИА	80
ИССЛЕДОВАНИЯ МОДЕЛЬНЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ ТИПА "БРЕСТ-300" НА РЕЖИМЕ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ	81
ПРОИЗВОДСТВО ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ И ИЗОТОПОВ ДЛЯ РАДИОФАРМАЦЕУТИКИ.....	82
ЭКСПЕРИМЕНТЫ В ИМПУЛЬСНОМ РЕАКТОРЕ ИГР ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ПОВЕДЕНИЯ РЕАКТОРНОГО ТОПЛИВА В ПЕРЕХОДНЫХ И АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ	83
АКТИВАЦИОННЫЙ АНАЛИЗ В КАЗАХСТАНЕ.....	85
ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ БЕЗОБОЛОЧКОВЫХ СТЕРЖНЕВЫХ КАРБИДНЫХ ТВЭЛОВ.....	86
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОПРОСОВ БЕЗОПАСНОСТИ ТРАНСПОРТНЫХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК С МОДУЛЬНОЙ КОМПОНОВКОЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ.....	87

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРИЧИН ПОВРЕЖДАЕМОСТИ СТЕРЖНЕВЫХ КАРБИДНЫХ ТВЭЛОВ ПРИ РЕСУРСНЫХ ИСПЫТАНИЯХ В РЕАКТОРЕ ИВГ-1	88
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ БАЗА ДЛЯ АМПУЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ И КОНСТРУКЦИОННЫХ УСТРОЙСТВ НА РЕАКТОРЕ ВВР-К.....	90
ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕАКТОРНОЙ И НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ БАЗЫ НАЭ ПЯЦ РК ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭЛЕМЕНТНОГО И ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ВЕЩЕСТВ.....	91
КОМПАРАТОРНЫЙ МЕТОД В ИНСТРУМЕНТАЛЬНОМ НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОМ АНАЛИЗЕ (ИНАА).....	93
НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ КОРПУСНОГО КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА.....	94
РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОГРАММЫ НАБОРА КРИТМАССЫ И ФОРМИРОВАНИЯ РАБОЧЕЙ ЗАГРУЗКИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВР-К	95
РЕАКТОРНАЯ СКОРОСТЬ ПОЛЗУЧЕСТИ И ПРЕДЕЛ ТЕКУЧЕСТИ ВЫСОКОНИКЕЛЕВОГО СПЛАВА	96
ИОННО-ЛУЧЕВОЙ СИНТЕЗ СОЕДИНЕНИЙ В ЦИРКОНИИ.....	97
ОСОБЕННОСТИ РАЗВИТИЯ БЛИСТЕРИНГА ПРИ ИМПУЛЬСНОМ ОТЖИГЕ ИОННО-ИМИТАЦИОННЫХ СЛОЕВ	98

ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ПРОБЛЕМАМ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

БЕЗОПАСНОСТЬ ИТЭР: ПОДХОД И ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ.....	101
ПРОБЛЕМЫ БЕРИЛЛИЕВОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ПРОЕКТЕ ИТЭР	102
ОБЛУЧЕНИЕ БЕРИЛЛИЯ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ БН-350.....	103
ИМИТАЦИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ МОДЕЛЕЙ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ЛИТНЕВОГО ДИВЕРТОРА С КАПИЛЛЯРНО-ПОРИСТОЙ СИСТЕМОЙ	104
ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ИНТЕНСИВНОСТИ И СПЕКТРА НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ПАРАМЕТРЫ ГАЗО-ВЫДЕЛЕНИЯ ВОДОРОДА ИЗ ОБЛУЧЕННЫХ ОБРАЗЦОВ БЕРИЛЛИЯ	105

ВЛИЯНИЕ СОСТОЯНИЯ, РАСПРЕДЕЛЕНИЯ И СТЕПЕНИ ДИСПЕРСНОСТИ ОКСИДА БЕРИЛЛИЯ НА УРОВЕНЬ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ МЕТАЛЛОКЕРАМИЧЕСКОГО БЕРИЛЛИЯ	106	ФАЗОВО- СТРУКТУРНЫЕ ПРОЦЕССЫ И ИХ РОЛЬ В УПРОЧНЕНИИ И ОХРУПЧИВАНИИ ОБЛУЧЕННЫХ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ	119
ИССЛЕДОВАНИЕ МИКРОСТРУКТУРЫ БЕРИЛЛИЯ, ОБЛУЧЕННОГО ПРОТОНАМИ.....	108	ЗАКОНОМЕРНОСТИ ПОЛЗУЧЕСТИ ЧИСТОЙ И ТЕХНИЧЕСКОЙ МЕДИ ПРИ НИЗКОДОЗНОМ ОБЛУЧЕНИИ В РЕАКТОРЕ ВВР-К.....	120
БАНК МОДЕЛЕЙ ДИФфуЗИИ ВОДОРОДА В ОБЛУЧЕННЫХ МАТЕРИАЛАХ ДЛЯ ЯДЕРНЫХ И ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК.....	109	УСТАНОВКИ ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ НА ПОЛЗУЧЕСТЬ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛАХ РЕАКТОРА ВВР-К	121
ВОЗДЕЙСТВИЕ ИМПУЛЬСНОЙ ПЛАЗМЫ НА ПОВЕРХНОСТЬ ГРАФИТА	111	ВЛИЯНИЕ ВИДА ОБЛУЧЕНИЯ НА ХАРАКТЕР ФАЗОВЫХ ПРЕВРАЩЕНИЙ В ДВУХФАЗНОМ СПЛАВЕ СИСТЕМЫ Ti-Al 122	
РЕНТГЕНОСТРУКТУРНЫЙ АНАЛИЗ ОБЛУЧЕННОГО ИМПУЛЬСНЫМ ПОТОКОМ ВОДОРОДНОЙ ПЛАЗМЫ МОНОКРИСТАЛЛА МЕДИ.....	112	ЭФФЕКТ ДАЛЬНОДЕЙСТВИЯ ИОНОВ ТИТАНА В СПЛАВЕ ТИТАН - 34 ВЕС. % АЛЮМИНИЯ	123
ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ СРЫВА ПЛАЗМЫ НА ЭЛЕМЕНТЫ КОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА ИТЭР.....	113	МАГНИТНЫЕ СВОЙСТВА ИНТЕРМЕТАЛЛИДОВ Co_5Zn_{21} И Mn_5Zn_{21} , ИЗУЧЕННЫЕ МЕТОДОМ ЭПР.....	124
РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ СИНТЕЗА БЛАНКЕТА ТЯР В ANL.....	113	ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЭЛЕКТРОНОВ В ПЛАЗМЕ СМЕСИ He-Hg, ОБРАЗОВАННОЙ ПРОДУКТАМИ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ	125
ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ В ФИЗИЧЕСКИХ И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВАХ БЕРИЛЛИЯ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ МЕТОДОВ ПРОИЗВОДСТВА.....	113	РАДИАЦИОННЫЕ ТОЧЕЧНЫЕ ДЕФЕКТЫ И ИХ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ В ОЦК-МЕТАЛЛАХ, ОБЛУЧЕННЫХ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА	127
АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ HE3D И Li6D КОНВЕРТОРОВ ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ НА РЕАКТОРЕ ИВВ-2М ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ КАМЕРЫ ТЯР.....	113	ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ЯДЕРНО-ВОЗБУЖДАЕМОЙ ПЛАЗМЫ	128
ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С БЕРИЛЛИЕМ В ИТЭР.....	114	АНОМАЛЬНАЯ ВТОРИЧНАЯ ЭЛЕКТРОННАЯ ЭМИССИЯ С ПОВЕРХНОСТИ ТВЕРДОГО ТЕЛА, СОДЕРЖАЩЕЙ СОРБИРОВАННЫЕ ГАЗЫ 129	
ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ РАЗЛИЧНЫХ СОРТОВ БЕРИЛЛИЯ С ЛАЗЕРНЫМ ИЗЛУЧЕНИЕМ.....	114	ПОСТРОЕНИЕ РЕШАЮЩИХ ПРОЦЕДУР ДЛЯ ОПТИМАЛЬНОЙ ОБРАБОТКИ СПЕКТРОСКОПИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИИ	130
АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ В РЕАКТОРЕ ИГР СРЫВА ПЛАЗМЫ НА ДИВЕРТОРЕ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА.....	114	ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДАМИ ЭЛЕКТРОННОЙ СПЕКТРОСКОПИИ РЕЛАКСИРУЮЩИХ ПЛЕНОЧНЫХ СИСТЕМ, ПОДВЕРЖЕННЫХ РАДИАЦИОННОМУ ВОЗДЕЙСТВИЮ	132
СТЕНДОВЫЕ ДОКЛАДЫ		НАВЕДЕННЫЙ ФАЗОВЫЙ ПЕРЕХОД В ОБЛУЧЕННОМ ГЕМАТИТЕ.....	134
НЕСТАБИЛЬНОСТЬ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ ОБЛУЧЕННЫХ СТАЛЕЙ, ОБУСЛОВЛЕННАЯ ВЛИЯНИЕМ ЛАТЕНТНОЙ ЭНЕРГИИ.....	117	ВОЗМОЖНОСТИ ОЦЕНКИ МОЩНОСТИ ДЕФЕКТОВ В КРИСТАЛЛАХ НА ОСНОВЕ ДАННЫХ ЯМР.....	135
ВОЗДЕЙСТВИЕ СИЛЬНОТОЧНЫХ ЭЛЕКТРОННЫХ ИМПУЛЬСНЫХ ПУЧКОВ НА ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СТАЛЕЙ.....	118	НЕКОТОРЫЕ ПАРАМЕТРЫ ПЛАЗМЫ ГЕКСАФТОРИДА УРАНА, ОБРАЗОВАННОЙ ПРОДУКТАМИ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ	136

НЕКОТОРЫЕ ЗАКОНОМЕРНОСТИ СОРБЦИИ УРАНА (VI) КРИОГРАНУЛИ- РОВАННЫМИ ИНДИВИДУАЛЬНЫМИ И СМЕШАННЫМИ ГИДРОКСИДАМИ МЕТАЛЛОВ	137	КОМПЛЕКС РАСЧЕТНЫХ ПРОГРАММ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ТЕПЛОВЫХ РЕЖИМОВ ОБЪЕКТОВ ИСПЫТАНИЙ	145
СОРБЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ ИЗ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ НЕКОТОРЫМИ ПРИРОДНЫМИ И СИНТЕТИЧЕСКИМИ НЕОРГАНИЧЕС- КИМИ ИОНООБМЕННИКАМИ	138	ВОДОДОПРОНИЦАЕМОСТЬ ВАНА- ДИЕВОГО СПЛАВА V-Cr4-Ti4 В ПРОЦЕ- ССЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ	146
ПЕРВЫЕ ЛЕГКИЕ БЕСКЛАПАННЫЕ РЕСПИРАТОРЫ ДЛЯ ЗАЩИТЫ ОРГАНОВ ДЫХАНИЯ ОТ РАДИОАКТИВНОГО ИОДА	139	КОМПЬЮТЕРНАЯ МОДЕЛЬ ФОРМИРОВА- НИЯ ПОЛИКРИСТАЛЛИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ БЕРИЛЛИЕВОГО ПОКРЫ- ТИЯ, НАНЕСЕННОГО МЕТОДОМ ПЛАЗМЕННОГО НАПЫЛЕНИЯ	147
ЧИСЛЕННЫЙ РАСЧЕТ СКОРОСТИ РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ ТВЕРДЫХ РАСТВОРОВ ВНЕДРЕНИЯ	140	НЕКОТОРЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО РАДИОАКТИВНОЙ ЗАГРЯЗЕННОСТИ ГОРОДА ШЫМКЕНТА	148
ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КИНЕТИКИ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ПЛАЗМЕ БИНАРНОЙ СМЕСИ ${}^3\text{He}$ - Hg , ОБРАЗОВАННОЙ ПРОДУКТАМИ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ	141	КИНЕТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ АКТИВНЫХ СРЕД XeI ЛАЗЕРА С ПРЯМОЙ ЯДЕРНОЙ НАКАЧКОЙ	149
ПРИМЕНЕНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В СЕЛЬСКОМ ХОЗЯЙСТВЕ И МЕДИЦИНЕ	144	АКТИВАЦИОННЫЙ АНАЛИЗ МЕТАЛЛОВ И МАТЕРИАЛОВ ВЫСОКОЙ ЧИСТОТЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ АТОМНОГО РЕАКТОРА	149

ПЛЕНАРНЫЕ ДОКЛАДЫ

24 – 25 июня 1996 г.

Председатели: *В.С. Школьник (МНАН РК), В.В. Храпунов (Минэнергоуглепром РК),
Е.П. Велихов (РНЦ "Курчатовский институт")*

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ЕЕ МЕСТО В ТОПЛИВНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ КОМПЛЕКСЕ КАЗАХСТАНА

К.Г. Хамидуллин
Институт "Энергия"
Г.А. Папафанасопуло
Минэнергоуглепрома РК

ATOMIC POWER AND ITS PLACE IN FUEL AND ENERGY COMPLEX OF KAZAKSTAN

K.G. Khamidullin
Institute "ENERGIA"
G.A. Papafanasopulo
Department power and coal industry of Republic Kazakstan

Учитывая, что электроэнергетика, включая и атомную, отрасль инерционная, требующая заблаговременных крупных инвестиций, нами прорабатываются варианты энергодолговесия вплоть до 2030 года для принятия соответствующих решений.

Уровни электропотребления и электрические нагрузки в период до 2030 года рассматриваются в двух вариантах:

Минимальный, в котором предполагается затяжной выход из кризисного состояния экономики Республики с восстановлением уровня электропотребления 1990 года к 2010 году;

Максимальный, который предусматривает выход промышленности к 2005 году на максимальные мощности и объемы производства, самобалансирование в электроснабжении.

Таким образом, уровни электропотребления составят (млрд.кВт.ч):

	2000 г.	2010 г.	2020 г.	2030 г.
Минимальный	86	115	139	165
Максимальный	98	121	145	170

Развитие генерирующих мощностей для покрытия потребности в энергии намечается по следующим основным направлениям:

- реабилитация существующего оборудования;
- продолжение осуществления ввода новых мощностей на расширяемых и строящихся электростанциях, по которым имеются заделы;
- строительство новых источников.

В настоящее время износ основных фондов электростанций превышает 50%, вследствие чего подлежит замене 120 турбоагрегатов общей мощностью около 10 млн.кВт, на которых ныне вырабатывается около 65% электроэнергии. Поэтому, чтобы покрыть растущий спрос на энергию и возместить временное снижение производства электроэнергии, необходимо осуществить ввод новых мощностей на расширяемых электростанциях и строительство ряда электросетевых объектов.

К таким объектам относятся:

1. Расширяемые и ранее строящиеся электростанции (Экибастузская ТЭЦ-2, Южно-Казахстанская ГРЭС и ряд расширяемых ТЭЦ, ввод турбинных мощностей на которых определяется, в основном, покрытием тепловых нагрузок).
2. Новые источники, размещение которых предусматривается на старых площадках, путем замещения выбывающих мощностей, а также создание новых мощностей вблизи источников дешевого топлива.

Из новых электрических станций намечается ввод мощности на Актюбинской ТЭС, Майнакской и Кербулакской ГЭС и ряда ТЭЦ.

Таким образом, анализ балансов мощности и энергии на период до 2030 года по вариантам сценария развития экономики при предполагаемом развитии генерирующих мощностей показал, что определенвшиеся дефициты мощности и энергии энергосистем Северной и Южной зон будут покрываться в основном за счет получения мощности и энергии из Павлодар-Экибастузского ТЭК'а, а также за счет ввода энергетических мощностей на строящихся, т.е. имеющих значительный строительный задел, электростанциях.

Только в период 2010-2015 годов намечается начать строительство ряда новых электростанций для ввода в работу их мощностей после 2015 года.

Таким образом, это дает основание рассматривать сооружение атомных электростанций в качестве альтернативных источников, взамен намеченных к строительству тепловых электростанций, что может быть обусловлено следующими основными факторами:

- приемлемой стоимостью энергии и основных инвестиций;
- жесткими требованиями к отрасли "Энергетика" в части экологии;
- выбытием из состава действующих электростанций значительного количества энергооборудования, отработавшего свой физический ресурс за 25-30 лет службы и нецелесообразностью его замены;
- снижением добычи органического топлива в далекой перспективе;
- разработкой и освоением новых типов атомных реакторов для АЭС, обеспечивающих высокую степень надежности и безопасности, улучшение экологической обстановки;
- наличием в Казахстане значительных запасов уранового сырья и возможностью получать его наиболее дешевым способом.

Мощность атомных электростанций в период до 2030 года может быть оценена в пределах 4000-5000 МВт.

Рекомендуемыми местами размещения площадок АЭС являются:

1. Южно-Казахстанская ГРЭС - вместо второго и третьего модулей, что позволит решить проблему дальнейшей перевозки угля (до 2010 года возможен ввод двух блоков по 640 МВт, а позднее - еще двух).
2. Западный регион - с целью вытеснения углеводородного топлива на ТЭС для более рационального его использования, как сырья, в других отраслях промышленности.
3. Строительство отопительных АГЭЦ или АСТ средней и малой мощности для теплоснабжения ряда городов республики для прироста тепловых нагрузок 2010-2030 годов.

Кроме того, решением специальной комиссии срок эксплуатации реактора БН-350 в г. Актау продлен на 10 лет, т.е. до 2003 года.

Сегодня гребует решения вопрос о финансировании его текущей эксплуатации и замене в 2003 году.

СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ АТОМНО-ПРОМЫШЛЕННОГО КОМПЛЕКСА РК

В.А.Шеманский
НАК "КАТЭП"

STATUS AND TRENDS OF KAZAKSTAN ATOMIC PRODUCTION COMPLEX

V.A.Shemanskiy
NJSC "KATEP"

К предприятиям атомной промышленности Республики Казахстан относятся:

- уранодобывающие предприятия – Государственная холдинговая компания "Целинный горно-химический комбинат" (ГХК "ЦГХК"); Степное рудоуправление (СтРУ); Центральное рудоуправление (ЦРУ); Рудоуправление № 6 (РУ № 6);
- завод по выпуску топливных таблеток для АЭС (АО "УМЗ");
- заводы, выпускающие редкие и редкоземельные металлы – Иртышский химико-металлургический (АО "ИХМЗ") и Ульбинский металлургический (АО "УМЗ");
- рудоуправления Восточное и Западное, перепрофилированные с добычи урана на другие виды сырья;
- Мангышлакский энергетический комбинат (МАЭК).

В соответствии с Правительственной программой по преодолению экономического кризиса проводится целенаправленная работа по сохранению и развитию мощностей данных предприятий. Обеспечен уверенный выход на мировой рынок урана, имеются серьезные результаты в экспорте минеральных удобрений, редкометальной и редкоземельной продукции.

Изучение урановых месторождений и анализ геолого-структурной ситуации различных урановорудных провинций Республики Казахстан определяет два наиболее перспективных направления ведения геологоразведочных работ.

- ⇒ Первое – совершенствование урановой сырьевой базы эпигенетических месторождений региональных зон пластового окисления (Чу-Сарысуйская и Сырдарьинская урановорудные провинции).
- ⇒ Второе – поиски нетрадиционных для Казахстана месторождений урана "типа несогласия", характеризующихся высоко процентными урановыми рудами, рентабельными к отработке.

АО "УМЗ" обладает хорошо организованным, технологически отлаженным производством порошков и таблеток, по многим параметрам качества не уступающим лучшим мировым аналогам.

Завод по выпуску топливных таблеток (ТАЭС) может получать порошки диоксида урана обогащением до 4,4 % в широком диапазоне свойств в зависимости от требований заказчика. Завод может использовать любой вид сырья: гексафторид урана, регенерированное сырье (сплав гексагидрата нитрата уранила), закись-окись урана, ураносодержащие отходы.

Дальнейшее развитие производства топлива на АО "УМЗ" с ориентацией на выпуск таблеток, отвечающих по качеству требованиям мирового уровня, обусловлено рядом факторов:

- выходом АО "УМЗ" на мировой рынок с продукцией в виде порошка оксидов урана и топливных таблеток для АЭС;
- развитием атомной энергетики Республики Казахстан;
- сохранением производства и кадров квалифицированных специалистов, которые обеспечат выпуск высококачественного топлива для АЭС России, Украины, Литвы и др. государств и, таким образом, внесут вклад в надежную и безаварийную работу АЭС.

Намечается работа по трем направлениям :

- 1) войти в состав совместного предприятия по выпуску тепловыделяющих сборок для реакторов ВВР-1000 на базе предприятий России, Украины и Казахстана. Это позволит на длительный период иметь устойчивый заказ на 400 тонн таблеток;
- 2) на основе Указа Президента РФ "О совершенствовании управлением предприятиями ядерно-топливного цикла" в целях сохранения заказа на топливо по возможности интегрироваться с акционерным обществом ТВЭЛ (Россия), что может обеспечить производство 200-300 тонн топлива;
- 3) выйти на мировой рынок с порошком диоксида урана, а в дальнейшем и с топливными таблетками.

В соответствии с Постановлением Кабинета Министров Республики Казахстан № 1344 от 18 октября 1995 года "О развитии атомной энергетики Республики Казахстан" на стадии принятия решения находится вариант строительства атомной станции на площадке Южно-Казахстанской ГРЭС.

НАК "КАТЭП" выполняет функции заказчика на проектирование и строительство АЭС. Ведутся предпроектные проработки, анализ надежности и конкурентоспособности энергетических ядерных реакторов, находящихся в эксплуатации, сбор необходимых нормативных и подготовительных материалов.

На АО "УМЗ" и АО "ИХМЗ" имеется уникальное производство редкометальной и редкоземельной продукции. По бериллиевой, танталовой и ниобиевой продукции оба завода являются монополистами в СНГ.

Необходимо решить две проблемы:

- обеспечение сырьем;
- упрочнение на мировом рынке.

Учитывая возрастающий спрос на почти всю гамму редкометальной и редкоземельной продукции, организована работа по укреплению сырьевой базы, в том числе за счет открытых месторождений Казахстана, расширения геологоразведочных работ. При этом необходимо будет реконструировать технологию под низко обогащенное сырье. В настоящее время ИХМЗ испытывает трудности с поставкой сырья из России, в связи с чем остро стоит вопрос о создании в Казахстане собственной редкоземельной сырьевой базы.

Такие программы атомно-промышленного комплекса, как производство солей лития на ГХК "Ульба", аффинажное производство золота на ЦГХК, имеют общегосударственное значение. Ряд программ предназначен для создания новых кооперативных связей внутри республики, уменьшения экономической зависимости (производство флюорита, барита, полиэтиленовых труб).

НЕОБХОДИМОСТЬ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ КАЗАХСТАНА

Ж.С. Такибаев, Ю.С. Черепнин
НЯЦ РК

NECESSITY OF NUCLEAR POWER ENGINEERING DEVELOPMENT IN KAZAKSTAN

G.S. Takibaev, Yu.S. Cherepnin
NNC RK

Мировая атомная энергетика за десятилетний период после Чернобыля прошла мучительный путь самоанализа и самоочищения. Ведущими энергетическими компаниями и исследовательскими центрами проделана огромная работа по анализу безопасности всех действующих и проектируемых ядерных установок. В частности, расчетными методами и на экспериментальных стендах изучены вероятные и маловероятные отказы, которые могут повлиять на безопасность, ужесточены нормативы и законодательные акты для получения разрешения на право строительства и эксплуатации ядерного объекта. По-видимому, это, в конечном итоге, приведет к уменьшению количества аварий в атомной энергетике в постчернобыльский период.

Для стран с развитой рыночной экономикой имеет право на жизнь конкурентоспособное производство. Это в полной мере относится и к атомной энергетике. Сегодня среди специалистов мало обсуждается вопрос об экономичности АЭС. Речь может идти только об экономике конкретного региона и перспективах его развития. Выбор вида энергонисточника определяется совокупностью многих факторов, в том числе и необходимостью решения экологических проблем, где у атомных станций по сравнению с ТЭЦ на органическом топливе бесспорные преимущества. Но главное – это безопасность.

Какова ситуация с атомной энергетикой в Казахстане? В республике имеется единственный действующий энергетический реактор БН-350 в г. Актау, вырабатывающий менее одного процента электроэнергии республики. В масштабах страны эта доля мала, но функционирование реактора весьма ощутимо сказывается на жизнедеятельности региона. В наследство от бывшего СССР Казахстану досталась мощная сырьевая и производственная база по добыче и переработке урановой руды и изготовлению топливных элементов для АЭС. Возникает необходимость разумно распорядиться этим потенциалом. К сожалению, атомная станция, сырьевая база и безденежная ядерная наука Казахстана не объединены одной концептуальной идеей по созданию атомной энергетики и промышленности как единого организма. Разработчики перспективных энергетических программ не используют в полной мере возможности атомного комплекса республики.

Необходим взвешенный подход к решению этого сложного вопроса с учетом мировой практики, учитывая при этом условия нашего региона. Показательно, что такая страна, как Япония, с высокой плотностью населения и дважды испытавшая трагедию ядерной бомбардировки, успешно преодолела боязнь ядерного излучения (радиофобию), доверив своим специалистам решение вопроса, какими путями развивать атомную энергетiku. В результате почти половину электроэнергии в этой стране вырабатывают атомные электростанции. К сожалению, в Казахстане население негативно относится к строительству атомных электростанций в основном из-за отсутствия квалифицированной, правдивой информации, что объективно является сдерживающим фактором в развитии атомной энергетики.

Казахстан является сухопутной страной с весьма протяженной территорией, поэтому транспортные расходы по перевозке угля приведут к росту цен на электроэнергию, что неизбежно повлечет за собой увеличение себестоимости промышленной продукции, произведенной в стране. При ориентировании на твердотопливную энергетiku географический фактор не даст возможность производить конкурентоспособную продукцию. В это же самое время наши ближайшие соседи, Россия и Китай, усиленно развивая атомную энергетiku, имеют перспективу уменьшить долю энергозатрат в себестоимости произведенной продукции.

Очевидно, что в Казахстане энергетика на угле надолго будет преобладающим источником электроэнергии, однако альтернативные концепции, безусловно, необходимы для развития молодого государства. Концепция развития энергетики страны должна быть ориентирована на современный уровень развития науки и производства, учитывать объективные геоэкономические факторы.

Авторы считают, что в целом в Казахстане в настоящее время ситуация благоприятствует развитию атомной энергетики. Во-первых, развитие атомной энергетики происходит как бы на пустом месте. Во-вторых, существует бывший Семипалатинский полигон, где можно проводить эксперименты по испытанию новых энергетических установок. Некоторые работы в этом направлении уже выполняются. В-третьих, в Казахстане есть возможность строить самые современные атомные станции без реконструкции и ликвидации ранее существовавших АЭС.

В этих благоприятных условиях важно обоснованно выбрать проект АЭС из предлагаемых различными странами. Кроме безопасности самих атомных энергетических реакторов необходимо учитывать местные условия, например, сейсмическую обстановку, особенно в регионе Алматы.

В комплексной программе развития энергетики Казахстана должно быть предусмотрено развитие нетрадиционной и возобновляемой энергетики. Поиск нетрадиционных экологически чистых источников энергии должен быть приоритетным направлением в научно-исследовательских программах государства. В частности, работы по использованию энергии солнца, ветра и горных рек.

ЭНЕРГЕТИКА АЛМАТЫ. ПРОБЛЕМЫ И РЕШЕНИЯ

Ю.С. Черепнин

НЯЦ РК

А.К. Кадыржанов

ПО ЭиЭ "Алматыэнерго"

THE POWER ENGINEERING OF ALMATY. ITS PROBLEMS AND SOLUTIONS

Y.S. Cherepnin

NNC RK

A.K. Kadyrganov

PA E&E "Almatyenergo"

Состояние тепло-электроснабжения Алматы, как и многих других больших городов, являющихся крупными промышленными центрами, характеризуется значительным дефицитом энергогенерирующих мощностей и сложной экологической обстановкой. Для Алматы последнее обстоятельство тем более важно учитывать при прогнозировании и планировании развития энергетики города, в котором очень напряженная экологическая обстановка обусловлена не только выбросами промышленных и энергетических предприятий и транспорта, но и в значительной мере метеорологическими, климатическими и географическими условиями региона.

Основными источниками тепла в городе являются ТЭЦ-1, ТЭЦ-2, АГРЭС, районные, технологические, промышленные и коммунальные котельные. Значительную долю в топливопотреблении указанных источников составляет уголь, являющийся наиболее экологически грязным топливом. Отрицательное влияние энергетических предприятий на состояние окружающей среды усиливают такие факторы как использование на ТЭЦ, ГРЭС и котельных морально устаревшего и физически изношенного оборудования и ухудшение качества топлива. Эти же факторы привели к снижению располагаемых мощностей энергоисточников и росту дефицита тепла и электроэнергии в городе.

На 01.01.94 года, разрыв между установленной и располагаемой мощностями составляет 1050 Гкал/час. Составляющие разрыва обусловлены следующими причинами и соответственно равны:

- сжиганием в энергетических котлах непроектного угля худшего качества – 330 Гкал/час;
- сжиганием в водогрейных котлах ТЭЦ-1 и котельных Западного теплового комплекса мазута вместо газа – 405 Гкал/час;
- ограничением по схеме выдачи тепловой мощности ТЭЦ-2 из-за отсутствия тепломагистрали в район ТЭЦ-1 – 228 Гкал/час;
- иными ограничениями – 87 Гкал/час.

Специализированными организациями разработан план модернизации существующих энергоисточников города, которым предусматривается уменьшение и ликвидация разрыва установленной и располагаемой мощностей. Реализация этого плана позволила бы сократить вредные выбросы, уменьшить и возможно полностью ликвидировать дефицит тепла. Сделать это предполагается за счет использования дополнительных, усовершенствованных систем подготовки топлива, газоочистки и золоулавливания и замены наиболее старых и изношенных котлоагрегатов новыми более совершенными.

Такое решение представляется паллиативным, не позволяющим принципиально решить проблему улучшения экологической обстановки в городе. Это положение подкрепляется ситуацией сложившейся в топливопроизводящих отраслях Республики:

- низкое качество углей разрабатываемых месторождений;
- отсутствие крупных разрабатываемых месторождений газа;
- дефицит мощностей нефтедобывающих и нефтеперерабатывающих предприятий.

Качественно иной подход в решении экологических и энергетических проблем обеспечивает применение принципиально новых энергоисточников, работа которых основана на использовании других физических явлений и законов, нежели сжигание органического топлива. Такими источниками являются ветровые, солнечные и ядерные энергоустановки, а также гидроэлектростанции.

Очевидно, что для обеспечения потребителей теплом наиболее целесообразно использование ядерных энергоисточников. Справедливость этого утверждения подтверждается тем, что на ветро- и гелиоустановках себестоимость вырабатываемой энергии значительно выше, а степень их конструктивной и технологической проработки ниже, чем на ядерных и тепловых энергоблоках, а также ограниченностью гидроресурсов в регионе города Алматы.

В данной работе рассматриваются несколько вариантов решения проблемы энергообеспечения Алматы с помощью ядерных энергоисточников различного типа, позволяющих ликвидировать

существующий дефицит тепла и электроэнергии, одновременно снизив на 15...20% вредные выбросы энергопредприятий. Предполагается использовать усовершенствованные ядерные энергоблоки повышенной безопасности, соответствующие всем международным нормам и требованиям. При этом, в одних вариантах предусматривается использование атомных станций теплоснабжения, располагаемых в непосредственной близости от города в сочетании с АЭС, размещаемой на площадке Южно-Казахстанской ГРЭС, в других – использование атомных теплоэнергоцентралей, площадка для которой должна находиться на расстоянии 20...25 км от города. Все представленные варианты обеспечивают решение проблемы теплоснабжения и улучшение экологической обстановки в городе. Дальнейшее развитие атомных энергоисточников предоставляет возможность кардинального решения проблемы создания экологически чистой энергетики в Алматы.

**СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ РАЗРАБОТОК, ИССЛЕДОВАНИЙ И
ПЕРСПЕКТИВ РАЗВИТИЯ ВОДО-ВОДЯНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ
РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР-АСТ**

Г.Л. Лунин, В.А. Вознесенский, К.Б. Косоуров, Ю.Г. Никипорец
РНИЦ "Курчатовский институт"

**MODERN STATUS OF RESEARCH, DEVELOPMENT AND TRENDS
FOR WATER-WATER REACTORS OF WWR-AST TYPE**

G.L. Lunin, V.A. Voznesenskiy, K.B. Kosourov, Yu.G. Nikiporets
RSC "Kurchatov Institute"

Описываются основные этапы развития ядерной энергетики на базе водо-водяных энергетических реакторов, начиная с разработки проектов, создания научно-технической базы и кончая работами по совершенствованию эксплуатирующихся энергоблоков АЭС в направлении повышения эксплуатационной надежности активных зон и улучшения показателей топливных циклов. Приводятся основные концептуальные особенности проектов ВВЭР-440, ВВЭР-1000 и интегральных ВВЭР-АСТ для АС нового поколения, отличающихся повышенной безопасностью, улучшенными технико-экономическими характеристиками и эксплуатационными показателями. Описываются научно-технические проблемы, решаемые российскими разработчиками и исследователями в рамках отраслевых программ НИОКР. Обсуждаются варианты использования реакторов данного типа с учетом условий энергосистем Республики Казахстан в аспектах безопасности, экологии и экономики.

РЕАЛИЗАЦИЯ ТЕХНИЧЕСКОЙ СТАДИИ ПРОЕКТА ИТЭР ПО КАЗАХСТАНУ

В.С.Школьник

МНАН РК

В.А.Шеманский

НАК "КАТЭП"

Ю.С.Черепнин

НЯЦ РК

Е.Я.Скоз

Акционерная Компания "Ульба"

Л.И.Назаренко,

МАЭК

В.П.Шестаков

Национальная дирекция проекта ИТЭР по Казахстану

И.Л.Тажibaева

НИИЭТФ КазГУ

IMPLEMENTATION OF TECHNICAL STAGE OF ITER PROJECT IN KAZAKHSTAN

V.S. Shkolnik

MSAS RK

V.A. Shemansky

NJSC "KATEP" RK

Yu.S. Cherepnin

NNC RK

E. Ya. Skoz

JSC "Ulba"

L.I. Nazarenko

MAEK

V.P. Shestakov

Kazakhstan National board of directors of ITER

I. L. Tazhibaeva

NIETF of KazSU

Поддержка правительством научно-исследовательских работ по управляемому синтезу соответствует политике Казахстана, направленной на разностороннее развитие научных исследований и выбор новых источников энергии, которые могут отвечать долгосрочным экономическим и социальным целям, а также задачам охраны окружающей среды. Благодаря научным программам и всесторонним контактам Национальной дирекции проекта ИТЭР R&D, Казахстан имеет доступ к передовым знаниям и новым технологиям по современному мощному и экологически чистому источнику энергии.

Основными исполнителями проекта ИТЭР в Республике Казахстан являются Национальный ядерный центр, Национальная акционерная компания предприятий по атомной энергетике и промышленности и НИИ экспериментальной и теоретической физики Национального Государственного Университета.

ИАЭ НЯЦ РК, расположенный на территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона, имеет следующую экспериментальную базу для выполнения работ по проекту ИТЭР.

- Импульсный реактор ИГР, на котором в бывшем СССР были проведены первые реакторные испытания топлива для ядерных ракетных двигателей. В настоящее время реактор ИГР используется для материаловедческих исследований, моделирования аварийных ситуаций (потери теплоносителя в реакторах водо-водяного типа), планируется использование реактора для моделирования аварийной ситуации – потери теплоносителя в диверторе ИТЭР. Характеристики реактора: поток нейтронов в импульсе 0,12 с составляет $0,7 \cdot 10^{17}$ н/см²с, в стационарном режиме - $0,7 \cdot 10^{16}$ н/см²с, максимальный флюенс по тепловым нейтронам - $3,7 \cdot 10^{16}$ н/см².
- Реакторы ИВГ.1М и РА также были предназначены для испытания топлива ядерных энергодвигательных установок. В настоящее время на них проводятся исследования в рамках проекта ИТЭР по изучению взаимодействия изотопов водорода с конструкционными материалами разрядной камеры, дивертора и бланкета термоядерного реактора. ("Проницаемость" и

"Накопление"). Характеристики реактора ИВГ.1М - поток тепловых нейтронов $1,5 \cdot 10^{14}$ н/см²с, быстрых - $2 \cdot 10^{13}$ н/см²с, номинальная мощность - 60 МВт, длительность работы на номинальном уровне 2 часа. Реактор РА - поток тепловых нейтронов $2 \cdot 10^{12}$ н/см²с, быстрых - $3 \cdot 10^{13}$ н/см²с, ресурс работы 100 часов.

ИЯФ НЯЦ РК имеет следующие облучательные устройства.

- Изохронный циклотрон У-150 с регулируемой энергией ионов, ускоряемые частицы - протоны, дейтоны, ионы гелия, альфа-частицы, энергия 7 ... 60 МэВ, ток 15 ... 70 мА.
- Ускоритель тяжелых ионов УКП-2-1 - позволяет ускорять ионы всех масс от водорода до урана с энергией до 2 МэВ, током 0.1 ... 60 мА.
- Реактор ВВР-К - водо-водяной, исследовательский, плотность потока тепловых нейтронов $2 \cdot 10^{14}$ н/см²с, мощность до 10 МВт.

Возможности НАК КАТЭП, АО "УЛЬБА".

- Топливное таблеточное производство для АЭС.
- Бериллиевое производство, охватывающее все технологические процессы от переработки концентратов до получения готовых изделий.
- Производство металлического бериллия, керамики на основе оксида бериллия, бериллиевых сплавов, медно-бериллиевой и алюминий-бериллиевой лигатуры.
- Промышленное производство сверхпроводящих материалов, обеспечивающих создание магнитных систем ускорительно-накопительного комплекса, установок термоядерного синтеза.

МАЭК - в составе которого работает ряд энергоблоков на газе и один блок на ядерном топливе (реактор БН-350). Реактор на быстрых нейтронах, производящий электроэнергию (125 МВт) и пресную воду (100 000 т/сутки) в настоящее время используется для облучения бериллиевых образцов для программы ИТЭР. Характеристики реактора БН-350:

- мощность - 1000 МВт;
- плотность потока нейтронов - $0,6 \cdot 10^{16}$ н/см²с.

Реакторный комплекс БН-350 располагает горячими камерами, позволяющими выполнять широкий спектр исследовательских работ по исследованию ТВС и ТВЭЛов и контролю качества металла: измерение геометрических размеров, токовихревая дефектоскопия, гамма сканирование, бетатронная дефектоскопия и механические испытания.

НИИЭТФ КазГУ проводит эксперименты по изучению накопления и проницаемости изотопов водорода в материалах первой стенки и дивертора реактора ИТЭР (графит, бериллий, нержавеющие стали, ванадиевые сплавы). Реакторные эксперименты проводятся совместно с НЯЦ РК по теме "Дивертор" и "Безопасность". Вне реакторные эксперименты посвящены изучению взаимодействия водорода с бериллием, сталями и ванадиевыми сплавами при температурном и химическом (активными газами) воздействии, а также воздействию водородно-дейтериевой плазмы тлеющего разряда с одновременным контролем изменения состава поверхности методом оже-электронной спектроскопии.

Основные направления работ Республики Казахстан на 1996/97г. по проекту ИТЭР можно сформулировать следующим образом.

- Радиационные испытания материалов на реакторе БН-350.
- Проведение внутриреакторных экспериментов по изучению взаимодействия изотопов водорода с образцами бериллия (производство АО "УЛЬБА") с использованием реактора ИВГ.1М.
- Проведение внутриреакторных экспериментов по изучению водородопроницаемости ванадиевых сплавов на реакторе ИВГ.1М. Проведение вне реакторных экспериментов с бериллием и ванадиевым сплавом.
- Исследование структуры и свойств бериллия по отношению к водороду в условиях имитирующих внедрение газовых примесей при термическом и нейтронном воздействии.
- Имитация срыва плазмы на дивертор.
- Изучение взаимодействия водяного пара с бериллием.
- Определение параметров водородопроницаемости различных материалов с одновременным контролем поверхности методом оже-электронной спектроскопии.
- Разработка технологии изготовления соединений бериллия с медными сплавами.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ И НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ПО ПОВЫШЕНИЮ НАДЕЖНОСТИ, БЕЗОПАСНОСТИ И ЭКОНОМИЧНОСТИ АЭС В ЭЛЕКТРОГОРСКОМ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОМ ЦЕНТРЕ БЕЗОПАСНОСТИ

Нигматулин Б.И., Гашенко В.А.
ЭНИЦ ВНИИАЭС

CAPABILITIES OF EREC TEST FACILITIES AND SOME TEST RESULTS CONCERNING IMPROVEMENT OF NPP SAFETY, RELIABILITY AND EFFICIENCY

B.I. Nigmatulin, V.A. Gashenko
EREC NPPS

Электрогорский научно-исследовательский центр по безопасности атомных станций (ЭНИЦ ВНИИАЭС) является в настоящее время одной из наиболее перспективных экспериментальных баз России в области проведения исследований, направленных прежде всего на повышение безопасности АЭС с водоохлаждаемыми реакторами разных типов, а также ТЭЦ и энергоустановок различного назначения. ЭНИЦ располагает большими потенциальными возможностями для проведения исследований: мощные источники горячей воды, пара высокого давления и электроэнергии (от ГРЭС); значительные производственные (9,5 тыс. м²) и инженерно-лабораторные (6,5 тыс. м²) площади, наличие экспериментальных установок (стендов) – всего свыше 20 и высококвалифицированного коллектива исследователей; наконец, удобное местоположение (70 км от Москвы) и тесные связи с ведущими научными центрами в России, странах СНГ и многих странах мира.

Экспериментальная база ЭНИЦ оснащена компьютерной техникой, позволяющей обеспечить с помощью современных расчетных кодов не только высокие скорости и качество обработки экспериментальных результатов, но и выполнение математического моделирования практически всей совокупности теплогидравлических и физико-химических процессов и явлений, имеющих место в контурах как действующих, так и перспективных АЭС нового поколения в штатных, переходных и аварийных режимах, включая: фундаментальные вопросы теплогидравлики, теплофизики; эрозивно-коррозионный износ поверхностей; вопросы водной электрохимии (химии); прочности материалов; ударно-волновые (взрывные) явления, сопровождающие тяжелые аварии, и ряд других.

В настоящее время в ЭНИЦ развернуто выполнение комплекса работ по модернизации и существенному расширению экспериментальных возможностей базы Центра – прежде всего за счет создания уникальных крупномасштабных теплофизических интегральных стендов безопасности АЭС, обеспечивающих проведение на мировом уровне фундаментальных исследований интегральной совокупности процессов, сопровождающих протекание нештатных и аварийных процессов в контурах АЭС. Стенды безопасности, моделирующие и структурно подобные гидравлическим контурам АЭС, обеспечивают адекватность процессов протекающих в них процессам в реальных контурах.

Сооружаемый комплекс стендов безопасности обеспечит:

- верификацию используемых компьютерных расчетных кодов и экспериментальное обоснование технических мероприятий по повышению безопасности эксплуатации АЭС;
- экспериментальное обеспечение ТОБов (техническое обоснование безопасности) действующих АЭС.

Кроме того, стенды безопасности, являясь физическими моделями реактора и технологических систем АЭС, а также специально созданный и оборудованный полигон Центра обеспечивают проведение комплексных испытаний современных программно-технических средств систем АСУ ТП перед внедрением их на действующих и сооружаемых АЭС, а также ТЭЦ.

Скорейшее сооружение полномасштабных стендов безопасности атомных станций ЭНИЦ ВНИИАЭС является важной и актуальной задачей, решение которой обеспечивает проведение всего комплекса расчетного и экспериментального обоснования безопасности АЭС и лицензирования соответствующих проектов согласно международным стандартам и требованиям МАГАТЭ.

В докладе приводится информация о результатах некоторых исследований, свидетельствующих о значительных экспериментальных возможностях ЭНИЦ.

РЕГУЛИРОВАНИЕ ЯДЕРНОЙ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

Т. М. Жаңтиқин, С. В. Кречетов
ААЭ РК

REGULATION OF NUCLEAR ACTIVITY IN THE REPUBLIC OF KAZAKSTAN

T. M. Zhantikin, S. V. Krechetov
AEA RK

С развитием атомной энергетики и промышленности в Республике Казахстан необходимо создание эффективной системы регулирования всей ядерной деятельности в стране, гарантирующей ее безопасное использование, то есть надежную защиту населения и окружающей среды от ее возможного вредного воздействия. Кроме того, Казахстан присоединился к Договору о нераспространении ядерного оружия (ДНЯО) в качестве страны им не обладающего, что накладывает на него ряд обязательств по мерам обеспечения режима нераспространения. В рамках Договора в 1994 году республика подписала с Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ) Соглашение по гарантиям, которое было ратифицировано Указом Президента страны в 1995 году.

Правовую основу регулирования ядерной деятельности в Казахстане составляет ряд документов, которые можно разбить на 6 категорий.

1. Законы Республики Казахстан, Указы и Распоряжения Президента, Постановления Парламента.
2. Постановления Правительства и государственных органов управления, положения о регулирующих и надзорных органах.
3. Нормативные документы.
4. Государственные и промышленные стандарты, строительные нормы и правила.
5. Ведомственные нормативные документы.
6. Эксплуатационная и технологическая документация.

Особенностью нынешнего состояния правового регулирования ядерной деятельности в Казахстане является то, что все действующие объекты атомной энергетики и промышленности в стране были построены по нормам и правилам СССР. Поэтому Постановлением Агентства по атомной энергии в республике было распространено действие всех ранее действовавших нормативных документов в области ядерной и радиационной безопасности.

Однако для интеграции Казахстана в мировую экономическую систему необходима гармонизация правовой и нормативной базы с международными требованиями к системе регулирования ядерной деятельности. Поэтому программой создания атомного права в республике предусматривается разработка четырех основных законов:

- Закона об использовании атомной энергии;
- Закона о радиационной безопасности населения;
- Закона об обращении с радиоактивными отходами;
- Закона об экспортно-импортном контроле ядерных материалов.

В настоящее время принят Закон о лицензировании; прошел парламентские слушания Закон о контроле экспорта и импорта военной техники и материалов двойного использования; подготовлен, прошел международную экспертизу и согласован всеми заинтересованными министерствами и ведомствами Закон об обращении с радиоактивными отходами; разработаны и проходят стадию обсуждения Закон об использовании атомной энергии и Закон о радиационной безопасности населения.

В отсутствие законодательной основы регулирование использования атомной энергии производится на базе постановлений Правительства страны. Взаимодействие, обязанности и ответственность различных государственных органов Казахстана определены во Временном положении; контроль ядерного экспорта и импорта регулируется соответствующим положением. Создана и начала работать Государственная система учета и контроля ядерных материалов. Таким образом, уже накоплен определенный опыт в регулировании ядерной деятельности, который позволяет перейти к созданию полной системы, включающей как правовое регулирование, так и систему исполнительных органов правительства страны, обеспечивающих безопасное использование атомной энергии в Республике Казахстан.

**МЕСТО И ПЕРСПЕКТИВЫ АО “УМЗ”
В АТОМНО–ПРОМЫШЛЕННОМ КОМПЛЕКСЕ
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН**

**Н.А. Антонов, С.Ю. Сайфутдинов
АО “УМЗ”**

**PLACE AND PROSPECTS OF JOINT-STOCK COMPANY
"ULBA METALLURGICAL WORKS" IN ATOMIC-INDUSTRIAL
COMPLEX OF KAZAKHSTAN REPUBLIC**

**N.A. Antonov, S.Y. Saifutdinov
JSC "Ulba Metallurgical Works"**

На АО “УМЗ” разработаны и внедрены технологические процессы изготовления порошков диоксида урана керамического сорта из UF₆, уранилнитрата, полученного из регенерированного топлива, закиси окиси урана и любых урансодержащих материалов. Диоксид урана может быть получен по гидролизно-экстракционной, карбонатной схемам или путем плазменной конверсии. Из диоксида урана изготавливаются топливные таблетки для реакторов ВВЭР-1000, РБМК-1000, РБМК-1500. Освоена технология и изготовлено несколько партий таблеток с выгорающим поглотителем. При производстве таблеточного топлива может быть применена маркировка на торце таблетки.

Завод обладает достаточными мощностями по производству топлива для всех АЭС стран СНГ и есть возможность увеличения мощности еще в 1.5-2 раза. Центральная заводская лаборатория, лаборатория автоматики, инструментальный, механический и другие вспомогательные цеха полностью обеспечивают потребности уранового производства необходимыми измерениями, приборами контроля и технологическим оборудованием. Некоторое оборудование, изготовленное на заводе, экспортируется в другие страны (в частности, прессовое оборудование – в Китай).

Сопоставление характеристик топливных таблеток, выпускаемых АО “УМЗ”, с требованиями спецификаций ряда западных фирм-производителей топлива для АЭС показывает, что казахстанские таблетки не хуже, а по отдельным показателям лучше таблеток этих компаний (например, содержание некоторых примесей).

Производственная научно-исследовательская лаборатория завода обладает необходимыми научными кадрами, исследовательским и аналитическим оборудованием для решения вопросов, связанных с повышением качества выпускаемой продукции, отработки новых высокоэффективных технологических процессов, освоения конверсионных производств.

В настоящее время АО “УМЗ” занимает лидирующее положение в области производства таблеточного топлива для АЭС стран Содружества.

У завода есть намерение и возможности не только удержать это положение, но и расширить круг потребителей топлива, включая страны дальнего зарубежья.

На основании имеющейся технологии очистки урансодержащего сырья, в том числе и уран-гадолининого, завод имеет возможность принимать такое сырье на переработку от любых поставщиков для производства из него диоксида или закиси-окиси урана по выбору заказчика.

Одним из наиболее перспективных производств для АО “УМЗ” представляется изготовление топлива для реакторов на природном уране. Для этого в Казахстане есть необходимые предпосылки: запасы природного урана, добыча и производство закиси-окиси урана, таблеточное производство. После сравнительно небольших капитальных вложений на базе АО “УМЗ” можно создать производство ТВЭЛов и ТВС.

ПРОБЛЕМЫ РЕАБИЛИТАЦИИ НАРУШЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ В УСЛОВИЯХ УРАНОДОБЫВАЮЩЕГО И УРАНОПЕРЕРАБАТЫВАЮЩЕГО КОМПЛЕКСА

В.С. Исакин, Г.В. Конев
ГХК "ЦГХК"

PROBLEMS OF RESTORATION DISTURBED AREAS IN THE CONDITIONS URANIUM MINING AND MILLING

V.S. Isakin, G.V. Konev
Tselinny mining chemistry company

Государственная холдинговая компания "Целинный горно-химический комбинат" – головное предприятие по добыче и переработке урановых руд в Северном Казахстане. Добыча велась на пяти основных площадках (рудоуправлениях) традиционными способами (открытые и подземные горные работы), на двух месторождениях – геотехнологическим методом выщелачивания бедных и забалансовых руд. Последняя стадия переработки – концентрирование и аффинаж – осуществляется на заводе в г. Степногорске. Воздействие на окружающую среду оказывают все элементы комплекса путем создания новых форм рельефа; миграции нехарактерных для условий поверхности геохимических ассоциаций, извлеченных из глубины при добыче руд; прямого химического загрязнения среды; а также радиоактивного ее загрязнения. Загрязнению подвергались санитарно-защитные зоны шахт, карьеров заводов, а также транспортные магистрали.

Особо необходимо сказать о хвостохранилище гидрометаллургического завода. Подобные объекты являются основными источниками загрязнения окружающей природной среды в сырьевой отрасли ядерно-топливного цикла. Суммарная активность, сосредоточенная в твердой фазе хвостохранилища ГМЗ ЦГХК, превышает 190 Килокюри или более половины всей захороненной радиоактивности Республики Казахстан.

На сегодня главной проблемой реабилитации территорий, нарушенных в процессе добычи и переработки урана, мы считаем экономическую несостоятельность предприятий, отсутствие у них собственных средств для проведения рекультивации и дезактивации объектов, большинство из которых уже не дают продукции (законсервированы либо отработаны).

Все ранее произведенные для этих целей отчисления остались на счетах бывшего Министерства среднего машиностроения СССР.

Имеется настоятельная потребность в республиканской программе, обеспечивающей целевое финансирование таких работ, ибо в случае банкротства наших предприятий (УМЗ, ЦГХК, ПГХК и другие), а это вполне возможно при сегодняшней экономической ситуации, проблема радиоактивного загрязнения отдельных территорий станет вообще неразрешимой.

Эта программа должна, по нашему мнению, содержать раздел, предусматривающий разработку для Республики Казахстан нормативной документации по обращению с малорадиоактивными отходами с учетом передового отечественного и зарубежного опыта.

ВОПРОСЫ ПРОДЛЕНИЯ РЕСУРСА ОБОРУДОВАНИЯ БН-350 И ЗАМЕЩЕНИЯ РЕАКТОРА ДРУГИМ ЭНЕРГОИСТОЧНИКОМ

**А.И. Кирышин, В.А. Рогов, Ю.А. Лебедев,
В.А. Лысов, С.И. Синельник, В.Ю. Сedaков
ОКБМ**

BN-350 EQUIPMENT OVERPLAN-PERIOD RENEWAL AND REPLACEMENT OF THE REACTOR WITH ANOTHER POWER SOURCE

**A.I. Kiryushin, V.A. Rogov, Yu.A. Lebedev,
V.A. Lysov, S.I. Sinelnik, V.Yu. Sedakov
OKBM**

Разработанный в 60-е годы и введенный в эксплуатацию в июле 1973 г. реактор на быстрых нейтронах БН-350 вместе с комплектом обессоливающих установок представляет из себя важный для региона г. Актау источник электроэнергии и дистиллированной воды.

Более, чем 20-летний опыт эксплуатации реактора в составе Мангышлакского энергокомбината подтвердил высокую надежность и безопасность реакторов данного типа, хорошую адаптируемость БН-350 к условиям окружающей среды промышленного района г. Актау и энергосистемы полуострова Мангышлак.

За время работы установки БН-350 сформировался квалифицированный эксплуатационный персонал, имеющий значительный опыт управления реактором и технологическими системами, обеспечивающими работу установки.

Заложенный проектом БН-350 запас по ресурсу, а также реализация ряда мероприятий по повышению безопасности установки позволили продлить ресурс реактора до 23 лет.

Однако, созданная в 60-е годы установка БН-350, не отвечает современным требованиям ряда нормативных документов, поэтому ее дальнейшая эксплуатация не может продолжаться достаточно долго.

Начиная с июля 1993 г., действует процедура ежегодного продления эксплуатации реактора. Она предусматривает анализ результатов эксплуатации установки за предыдущий период, подготовку заключений разработчиков оборудования и систем реактора о возможности продления их ресурса, проведение ревизий и испытаний оборудования. Важное значение имеют материаловедческие исследования материалов и сварных соединений установки.

Учитывая ограниченность срока действия эксплуатации БН-350, может сложиться ситуация, в которой регион г. Актау после полной остановки реактора окажется без достаточных источников энергии и пресной воды.

Поэтому своевременное начало работ по замене БН-350 на другой энергоисточник, по нашему мнению, крайне актуально.

В качестве такого энергоисточника Российской стороной (ОКБМ, ФЗИ, СПб АЗП) еще в 1993 г. предлагались к рассмотрению правительственными органами Казахстана энергоблоки с реакторами на быстрых нейтронах БМН-170 (тепловая мощность реактора 400 МВт, электрическая мощность 170 МВт).

Энергоблок с реактором БМН-170 универсальный энергоисточник нового поколения для экономически эффективного производства электроэнергии, промышленного пара любых параметров, пресной воды и теплоснабжения.

В настоящее время в ОКБМ по реактору БМН-170 выполнены проектные проработки. Выбор для замены БН-350 реактора того же типа позволит сократить экономические затраты и значительно упростить ряд организационных вопросов, в частности:

- позволит использовать высококвалифицированный персонал БН-350, а также теплоноситель и инфраструктуру реактора;
- относительно небольшая единичная мощность БМН-170 позволит осуществить их последовательное сооружение и ввод в эксплуатацию по схеме поточного строительства, что обеспечит минимальный объем начальных инвестиций.

Энергоблоки с реакторами БМН-170 обладают рядом положительных свойств, позволяющих при высоком уровне безопасности уменьшить их капитальную стоимость и повысить экономичность эксплуатации за счет:

- возможности серийного изготовления в заводских условиях и поставки в готовом виде на монтажную площадку, что сокращает сроки сооружения блоков;
- реализации принципов самозащитненности и использования пассивных систем расхолаживания реактора, что позволяет сократить количество вспомогательных систем и систем безопасности;
- возможности привязки к энергоблоку различных потребителей тепла;
- увеличения срока службы энергоблока до 60 лет.

При заинтересованности руководства Республики Казахстан и обеспечения финансирования ОКБМ совместно с ведущими предприятиями РФ по ядерной энергетике могли бы выполнить работы по БМН-170, начиная с технико-экономического обоснования строительства АТЭЦ.

**АЭС ПОВЫШЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ,
СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРОЕКТОВ**

Минатом РФ

NPP OF ENHANCED SAFETY, STATUS QUO OF PROJECT

Minatom RF

**МАНГЫШЛАКСКИЙ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС –
СОСТОЯНИЕ, ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ**

П.И. Назаренко, А.М. Кандыба

МАЭК

**MANGYSHLAK POWER COMPLEX – STATUS QUO
PERSPECTIVE OF DEVELOPMENT**

P.I. Nazarenko, A.M. Kandyba

МАЭК

**СТАТУС И НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ
ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В МИРЕ**

Б.Георгиев, Р. Спигелберг-Планер

МАГАТЭ

**STATUS AND TRENDS OF DEVELOPMENT OF NUCLEAR
POWER ENGINEERING WORLD WIDE**

B.Georgiyev, R. Spigelberg-Planner

IAEA

**РАБОТЫ ПО ДЕЗАКТИВАЦИИ И ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ
ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК В ANL**

С. Бхаттачария

Аргонская национальная лаборатория

**WORK ON DEACTIVATION AND DECOMMISSIONING
OF NUCLEAR FACILITIES IN ANL**

S. Bhattacharyya

Argonne National Laboratory

**ЭКОЛОГИЯ И ЭНЕРГОСБЕРЕГАЮЩИЕ ТЕХНОЛОГИИ
В ЭНЕРГЕТИКЕ**

Б.Г. Алияров
НИИ энергетики

**ECOLOGY AND POWER SAVING TECHNOLOGIES
IN POWER ENGINEERING**

B.G. Aliyarov
SRI of Power

**ВОПРОСЫ СОЦИАЛЬНОГО СТРАХОВАНИЯ И КОМПЕНСАЦИЙ
В АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ**

Линда Лемон
Scientech

**ISSUES OF SOCIAL INSURANCE AND COMPENSATION
IN NUCLEAR POWER ENGINEERING**

Linda Lehmon
Scientech

**ДЕЯТЕЛЬНОСТЬ МНТЦ ПО РАЗРАБОТКЕ И РЕАЛИЗАЦИИ
КОНВЕРСИОННЫХ ПРОЕКТОВ В РК И ДРУГИХ СТРАНАХ СНГ**

А. Дю Шарм
МНТЦ

**ISTC ACTIVITY ON DEVELOPMENT AND IMPLEMENTATION
OF CONVERSION PROJECTS IN RK AND OTHER CIS COUNTRIES**

A. Du Charme
ISTC

**ПРАВИЛА И ПРОЦЕДУРЫ ПРИНЯТИЯ И РАССМОТРЕНИЯ
ПРОЕКТОВ МНТЦ**

В.М. Урезченко
МНТЦ

RULES AND APPROVAL PROCEDURES OF ISTC PROJECTS

V.M. Urezchenko
ISTC

**СОВЕЩАНИЕ РАБОЧИХ ГРУПП КАЗАХСТАНСКИХ И ЗАРУБЕЖНЫХ
СПЕЦИАЛИСТОВ В РАМКАХ КАЖДОЙ СЕКЦИИ “ФОРМИРОВАНИЕ
КОНКРЕТНЫХ ПРЕДЛОЖЕНИЙ ПО ПРОЕКТАМ МЕЖДУНАРОДНОГО
СОТРУДНИЧЕСТВА (В Т.Ч. С ПОСРЕДНИЧЕСТВОМ МНТЦ)”**

Гибинк, А. Дю Шарм, В.М. Урезченко
МНТЦ

**MEETING OF KAZAK AND FOREIGN WORK GROUPS WITHIN EACH
SECTION “CONCRETE PROPOSALS OF PROJECTS ON INTERNATIONAL
COLLABORATION (INCLUDING ISTC PARTICIPATION)”**

Gibink, A. Du Charme, V.M. Urezchenko
ISTC

ПРОБЛЕМЫ ЭНЕРГЕТИКИ И АТОМНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ. ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ

26 июня 1996 г.

Председатель: *Ю.С. Черепнин (НЯЦ РК)*
Сопредседатели: *К.Г. Хамидуллин (Институт "Энергия"),*
В.А. Шеманский(НАК "КАТЭП"),
В.А. Шкиров (ГХК "ЦГХК")

**ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ, РАЗРАБОТКА И СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ
ПРОЕКТОВ АЭС С ВВЭР-440**

Г.Л. Лунин, В.А. Вознесенский, А.В. Журбенко
РНИЦ "Курчатовский институт"

**EXPERIENCE OF OPERATION, DESIGN AND IMPROVEMENT
OF NPP WITH WWR-440**

G.I. Lunin, V.A. Voznesenskiy, A.V. Zhurbenko
RSC "Kurchatov Institute"

Представлены основные проектные и эксплуатационные характеристики энергоблоков с реакторами ВВЭР-440 различных поколений. Обсуждаются требования по обеспечению безопасности, результаты анализа аварийных режимов и материалы технического обоснования безопасности. Приводятся основные направления исследований, проводимые в обоснование совершенствования проектов и отличительные особенности АЭС нового поколения с ВВЭР-440. Даны основные технико-экономические показатели для оценки эффективности АЭС с ВВЭР-440.

О ВЫБОРЕ ОПТИМАЛЬНОЙ РЕАКТОРНОЙ СТРАТЕГИИ И ПУТЕЙ РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

**Г.А. Батырбеков
НЯЦ РК**

SELECTION OF OPTIMAL REACTOR STRATEGY AND WAYS OF NUCLEAR FUEL CYCLE DEVELOPMENT IN THE REPUBLIC OF KAZAKSTAN

**G.A. Batyrbekov
NNC RK**

Дается обоснование необходимости и перспективности развития атомной энергетики в Казахстане и излагаются основные проблемы.

Исходя из анализа соответствия АЭС современным международным требованиям по безопасности, характера потребителей и состояния энергораспределительных сетей, определяется реакторная стратегия при развитии атомной энергетики в Казахстане на начальном этапе, ориентированная на строительство АЭС средней и малой мощности.

На основе анализа состояния предприятий атомной промышленности Казахстана рассматриваются возможные пути развития ядерного топливного цикла. При этом также рассматривается альтернативный вариант, основанный на применении АЭС с тяжеловодными реакторами на естественном уране, позволяющий максимально использовать производственные и минеральные ресурсы республики, освободиться от необходимости импорта обогащенного урана, переработки отработанного ядерного топлива, упростить процесс захоронения отработанных ТВС АЭС и максимально обеспечить независимость страны от внешней политической и экономической конъюнктуры.

В комплексе атомная энергетика в Казахстане должна развиваться с применением реакторов разных типов, соотношение между которыми должно определяться с учетом состояния их безопасности, экономичности, минимизации импорта и максимального использования собственного производственно-технического и ресурсного потенциала с целью стимулирования развития других направлений экономики и научно-технического потенциала республики.

ПРОБЛЕМЫ ХРУПКОЙ ПРОЧНОСТИ КОРПУСОВ ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ, ОБУСЛОВЛЕННЫЕ РАДИАЦИОННЫМ ОХРУПЧИВАНИЕМ МАТЕРИАЛОВ

А.Д. Амаев, Е.А. Красиков, А.М. Крюков,
П.А. Платонов, Я.И. Штромбах
ИРТУМ РНЦ "Курчатовский институт"

THE PROBLEMS OF WATER-COOLED REACTOR VESSELS STRENGTH CAUSED BY THE MATERIALS RADIATION EMBRITTLEMENT

A.D. Amaev, E.A. Krasikov, A.M. Kryukov,
P.A. Platonov, Ya.I. Shtrombah
IRTM RSC "Kurchatov Institute"

Для легководных реакторов корпусного типа важнейшим условием безопасности с точки зрения сопротивления хрупкому разрушению корпуса является обеспечение температурного запаса вязкости разрушения на всех эксплуатационных режимах АЭС. Главным и наиболее опасным последствием реакторного облучения является смещение критической температуры хрупкости в область более высоких температур и снижение работы разрушения в вязкой зоне, ограничивающие область безопасной работы корпуса. Поэтому целостность корпуса реактора напрямую связана с достоверным прогнозом радиационного охрупчивания материалов и точным знанием исходных расчетных параметров.

Надо отметить, что на протяжении более 40 лет мировая наука имеет постоянный дефицит информации по этой проблеме из-за того, что радиационное охрупчивание корпусных сталей зависит от многих факторов и в силу сложности самих механизмов радиационного охрупчивания. Поэтому применительно к проблемам корпусов наука о радиационном повреждении остается на уровне накопления информации и ее систематизации.

Проблема корпусов ВВЭР-440/230 возникла после испытания образцов-свидетелей сварных швов, в результате которого было обнаружено ускоренное их охрупчивание, связанное, как оказалось, с повышенным содержанием фосфора и меди.

Проблема усугублялась еще и тем, что не была определена важнейшая информация, такая как содержание примесей в сварном шве и исходная критическая температура хрупкости, которые определялись расчетным путем. Анализ сопротивления хрупкому разрушению, выполненный с учетом полученных результатов, показал, что практически все корпуса ВВЭР-440/230 имеют радиационный ресурс меньше проектного и инженерные мероприятия не обеспечивают принятых в нормах расчета критериев. Таким образом возникла необходимость восстановления свойств материалов путем отжига.

Для решения проблемы по обоснованию режимов отжига корпуса и других проблем хрупкой прочности проведены многолетние исследования по следующим направлениям, результаты по которым будут изложены в докладе.

1. Установление общих закономерностей охрупчивания материалов в зависимости от металлургических факторов и условий воздействия среды (облучения, теплоносителя применительно к неплакированным корпусам) с целью своевременной реализации отжига.
2. Влияние условий облучения на восстановление свойств.
3. Влияние времени отжига на восстановление T_k .
4. Влияние металлургических факторов, т. е. содержание примесных элементов фосфора и меди на возврат свойств.
5. Изучение процессов чередования облучения + отжиг + облучение + отжиг и последующего радиационного охрупчивания корпуса.
6. Исследование непосредственно металла эксплуатируемых корпусов на вырезанных от внутренней поверхности корпуса проб-темплетов с целью верификации схемы расчета радиационного ресурса отожженного корпуса.
7. Исследования корреляции критической температуры хрупкости, устанавливаемой на стандартных образцах Шарпи и на малоразмерных образцах, изготавливаемые из вырезанных от корпусов реакторов проб.
8. Будут также изложены некоторые соображения, касающиеся роли времени на возможное усиление охрупчивания материалов эксплуатируемых длительное время корпусов реакторов.
9. Будут отмечены также проблемы, касающиеся корпусов реакторов ВВЭР-100.

**ЯДЕРНЫЙ ТОПЛИВНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ КОМПЛЕКС,
ВКЛЮЧАЮЩИЙ РЕАКТОР БМН-170 И ЗАВОД ПО ПИРО-
ЭЛЕКТРОХИМИЧЕСКОЙ ПЕРЕРАБОТКЕ ТОПЛИВА И
ПРОИЗВОДСТВУ ВИБРОУПЛОТНЕННЫХ ТВЭЛОВ И ТВС**

О.В. Скиба, А.А. Маершин, П.Т. Породнов, А.В. Бычков
ГНЦ РФ НИИАР
А.И. Кирюшин
ОКБМ

**NUCLEAR FUEL-ENERGETIC COMPLEX INCLUDING
THE BMN-170 REACTOR AND PLANT OF FUEL PYRO
ELECTROCHEMICAL REPROCESSING AND VIBROPAC
FUEL RODS AND FUEL ASSEMBLIES PRODUCTION**

O.V. Skiba, A.A. Mayorshin, P.T. Porodnov, A.V. Bychkov
SSC RIAR
A.I. Kiryushin
OKBM

Использование компактных методов переработки облученного топлива и рефабрикации твэлов позволяет создать атомные топливно-энергетические комплексы (АТЭК) с размещением модульных быстрых реакторов повышенной безопасности и завода по переработке и рефабрикации топлива на одной площадке.

АЭС электрической мощностью 500 МВт может формироваться из трех модульных быстрых реакторов типа БМН-170. Реактор БМН-170:

- отличается возможностью получения пара высоких параметров;
- выполнен с трехконтурной схемой передачи тепла;
- выполнен в интегральной компоновке с размещением в едином корпусе всего оборудования и систем с радиоактивным натрием, что обеспечивает максимальную компактность и безопасность;
- за счет размещения реактора и систем безопасности ниже уровня земли повышена устойчивость к экстремальным воздействиям.

Вероятность аварии с течами теплоносителя оценивается величиной 10^{-10} на реактор в год. Полностью исключена возможность неуправляемого роста мощности реактора. В полной мере реализован принцип многобарьерной локализации радиоактивности. Срок службы реактора увеличен до 60 лет.

Установка по переработке и рефабрикации МОХ топлива БМН-170 размещена на площадке АЭС и включает пять модулей:

- подготовка топлива к пироэлектрохимической переработке;
- пироэлектрохимическая переработка облученного топлива с получением гранулированного МОХ топлива;
- изготовление и контроль твэлов с виброуплотненным топливом;
- изготовление ТВС;
- обработка радиоактивных отходов, подготовка их к захоронению, извлечение ценных ПД.

Приводится схема завода с обозначением потоков отходов и оценки требуемых производственных площадей. Показано, что АТЭК соответствует самым жестким требованиям по безопасности.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ СПЕКАНИЯ
ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА АЭС**

**Т.И. Аксенова, А.Г. Бирюкова, Д.К. Даукеев, Ж.Р. Жотабаев,
И.В. Хромушин, Л.М. Шмелькин**
Алматинское отделение ИАЭ

**INVESTIGATION OF SINTERING PROCESSES OF
NUCLEAR FUEL FOR ATOMIC POWER STATION**

**T.I. Aksenova, A.G. Birukova, D.K. Daukeev,
L.M. Shmelkin, Zh.R. Zhotabaev, I.V. Khromushin**
NNC RK Almaty branch

Методом термодесорбционной спектроскопии исследованы процессы спекания UO_2 . Этот метод был использован для изучения термодесорбции газов из предварительно спеченных образцов. Установлены температурные стадии выделения газов (CO , CO_2 , O_2) в диапазоне температур 20-1100 °С.

Показано, что метод термодесорбционной спектроскопии является информативным методом для изучения процессов спекания UO_2 и может быть использован для количественного анализа газов, содержащихся в ядерном топливе.

**ЯДЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЕ МЕТОДЫ АНАЛИЗА
ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ЭЛЕМЕНТНОГО СОСТАВА
ОРГАНИЧЕСКИХ ИСКОПАЕМЫХ**

**В.П. Солодухин
ИЯФ НЯЦ РК**

**NUCLEAR-PHYSICAL ANALYSIS METHODS FOR INVESTIGATIONS
OF ORGANIC RESOURCES COMPONENT COMPOSITION**

**V.P. Soloduhin
INP NNC RK**

Представлены результаты исследования возможностей определения элементного состава жидких и твердых органических ископаемых ядерно-физическими методами. Активационный анализ использовался в двух вариантах – с использованием пневмопочты и облучения в горизонтальном канале реактора ВВР-К (время доставки 2 мин., $f \sim 10^{11}$ н/см²·с) и с облучением в вертикальных каналах (время облучения до 20 час., $f \sim 10^{13}$ н/см²·с). С использованием пневмопочты проводились определения элементов по короткоживущим активностям: ванадия, хлора, калия... При длительных облучениях в вертикальных каналах определялись золото, серебро, хром, ... Значительной трудностью при облучении углеводородов большими флюенсами нейтронов является разрушение упаковки вследствие радиолиза образца. В связи с этим было разработано оригинальное устройство для облучения.

**МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ИССЛЕДОВАНИЯ
СТЕРЖНЕЙ АЗ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ БОР-60 И БН-600
И ПРОБЛЕМЫ УВЕЛИЧЕНИЯ ИХ РЕСУРСА**

В.Д. Рисованный, А.В. Захаров, Е.П. Клочков

ГНЦ НИИАР

А.И. Ефремов, В.М. Чернышев

ГП МЗП

В.В. Мальцев, В.Ф. Росляков

БАЭС

**SCIENCE MATERIALS RESEARCHES
OF FAST REACTORS BOR-60 AND BN-600 SAFETY RODS
AND PROBLEM OF THEIR SERVICE TIME INCREASING**

V.D. Risovaniy, A.V. Zaharov, Ye.P. Klochkov

SSC RIAR

A.I. Efremov, V.M. Chernyshov

MPP

V.V. Maltcev, V.F. Roslyakov

BAPP

В реакторах на быстрых нейтронах в системе управления и защиты используются стержни аварийной защиты (АЗ), изготовленные с использованием в качестве поглощающего материала обогащенного по изотопу ^{10}B карбида бора в виде горячепрессованных таблеток. Ресурс таких стержней ограничен и после эксплуатации в реакторе в течение назначенного срока службы они заменяются новыми стержнями. Отработавшие стержни подлежат утилизации и хранятся в бассейнах выдержки.

В 1992-1993 гг. в ГНЦ НИИАР проводились исследования стержней АЗ, отработавших в реакторах БОР-60 (1 стержень конструкции 1057-0) и БН-600 (4 стержня конструкции 1663) и длительное время хранившихся в бассейнах выдержки.

Было показано, что в стержне АЗ 1057А-0 после 537 эф. суток эксплуатации в реакторе БОР-60 и 18 лет хранения в бассейне выдержки не имелось повреждений пэлов, большинство таблеток В₄С сохранили удовлетворительное состояние и размеры. Одновременно было показано существенное снижение механических характеристик оболочек пэлов и чехловой трубы стержня.

Пэлы стержней конструкции 1663, отработавшие различное время в реакторе БН-600, также не имели повреждений. Значительное количество таблеток В₄С сохранило целостность. Нижнее удлинительное звено стержня, отработавшего 330 эф. суток, имело заметный изгиб из-за неравномерности облучения, а материал имел низкую ударную вязкость. Оболочки ПЭЛ снизили пластические характеристики.

Было сделано заключение, что ресурс стержней АЗ быстрых реакторов ограничен снижением механических характеристик конструкционных деталей при достаточно высоком запасе остаточной физической эффективности.

Таким образом меры по увеличению ресурсных характеристик стержней АЗ должны прежде всего предусматривать использование в качестве конструкционных материалов радиационно-стойких сталей и сплавов. Должны также быть внесены усовершенствования в конструкцию стержней, исключив постоянное облучение их нижних удлинительных элементов при эксплуатации.

Самостоятельной проблемой является повторное использование обогащенного карбида бора из отработавших стержней. В этом направлении в ГНЦ НИИАР с 1992 г. проводятся поисковые работы. Получены положительные результаты изготовления и эксплуатации в реакторе БОР-60 стержней АЗ на основе отработавшего карбида бора. Создана технология радиохимической переработки облученного карбида бора и его восстановления с полным удалением радиоактивных примесей.

ПОЛУЧЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗОТОПОВ НА ИЗОХРОННОМ ЦИКЛОТРОНЕ ИЯФ НЯЦ РК

А.А. Арзуманов, Г.И. Сычиков, Н.К. Хамидов, Т.И. Таурбаева,
А.М. Князев, Г.Н. Чумиков, С.Н. Лукашенко, Ю.С. Попов.
ИЯФ НЯЦ РК

PRODUCTION OF RADIOACTIVE ISOTOPES USING ISOCHRONOUS CYCLOTRON OF INP NNC RK

A.A. Arzumanov, G.I. Sychikov, N.K. Hamidov, T.I. Taurbaeva,
A.M. Knyazev, G.N. Chumikov, S.N. Lukashenko, Yu.S. Popov.
INP NNC RK

Из более чем 2200 известных в настоящее время радиоактивных изотопов около 300 нашли широкое применение, главным образом, в качестве радиоактивных индикаторов (радиоактивные метки), источников излучения радиоизотопной аппаратуры для дистанционного контроля промышленных производств, в виде высокоактивных источников излучения для модификации материалов. Радионуклиды широко применяются в медицине для диагностики и лечения заболеваний.

Около 100 циклотронов в 41 стране мира используются для производства радиоактивных изотопов. 150-сантиметровый изохронный циклотрон с изменяемой энергией ускоряемых частиц – основная экспериментальная установка института ядерной физики национального ядерного центра Республики Казахстан. Циклотрон был принят в эксплуатацию в 1972 году и был в то время единственной установкой такого типа в СССР и Азии. Циклотрон может ускорять частицы различных видов: протоны 6-30 МэВ, дейтроны 12-25 МэВ, ионы гелия-3 18-62 МэВ, альфа-частицы 25-50 МэВ.

Возможно ускорение и тяжелых частиц. Циклотрон - единственная в Казахстане установка, способная ускорять частицы до энергий в десятки МэВ. Планируется использовать циклотрон для организации промышленного производства радиоактивных изотопов на его базе. Для получения высокоэнергетического пучка, необходимого для производства изотопов, требуется создать систему диагностики пучка как на внешней, так и на внутренней мишени. Необходимо также создать эффективную и надежную головку мишенедержателя.

Выделение радиоактивных изотопов из облученной циклотронной мишени и производство готовой изотопной продукции проводится в специальной радиохимической лаборатории- лаборатория радиоактивных изотопов. Оборудование лаборатории позволяет проводить работы в открытом виде с радиоактивными образцами с активностью до 10 грамм-эквивалентов по Ra-226 (10 Ки Co-60). Лаборатория радиоактивных изотопов предназначена для разработки новых или адаптации уже существующих методик радиохимического разделения и выделения радионуклидов и производства радиоизотопной продукции (Co-57, Ga-67, Cd-109, I-123, Tl-201 и др.). Для получения радиоизотопной продукции с заранее заданными свойствами и оптимизации условий облучения циклотронной мишени определяются функции возбуждения и выходы радионуклидов для ядерных реакций типа (p, xn). На основе полученных результатов определяются режимы облучения реальных мишеней. При разработке новой (или адаптации старой) методики применяются новые, более селективные реагенты или эффективные способы радиохимического выделения и концентрирования. Разрабатываются методики регенерации изотопно-обогащенных материалов из отработанных технологических растворов. Лаборатория использует циклотрон для производства радиофармпрепарата (РФП) "Таллий хлорид, таллий-201" с 1986. РФП "Таллий хлорид, таллий-201" применяется в клинической кардиологии для ранней диагностики ишемической болезни, для определения циркуляции крови в миокарде левого желудочка сердца и определения повреждений сердечной мышцы. В последнее время радиофармпрепарат находит применение для диагностики онкологических заболеваний. Радиоактивный изотоп Co-57 применяется в Мессбауэровской спектроскопии и ядерной медицине. Сотрудниками лаборатории был разработан эффективный метод регенерации изотопно-обогащенного металлического таллия-203 из отработанных технологических растворов.

В настоящее время более 20 различных лабораторий и институтов Казахстана используют в своей работе радиоактивные изотопы. Принимая во внимание уникальные возможности циклотрона планируется организация на базе циклотрона и лаборатории радиоактивных изотопов промышленного производства радиоактивных изотопов.

СОСТОЯНИЕ ПРОБЛЕМ ПОГЛОЩАЮЩИХ МАТЕРИАЛОВ И ОРГАНОВ РЕГУЛИРОВАНИЯ ДЛЯ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ РАЗЛИЧНОГО ТИПА

В.Д. Рисованый, А.В. Захаров, Е.П. Клочков
ГНЦ НИИАР

В.М. Чернышев, В.Б. Пономаренко, В.И. Ряховских
ГП МЗП

CONDITION OF PROBLEMS OF ABSORBING MATERIALS AND CONTROL RODS FOR NUCLEAR REACTORS OF A VARIOUS TYPE

V.D. Risovaniy, A.V. Zaharov, Ye.P. Klochkov
SSC RIAR

V.M. Chernyshov, V.B. Ponomarenko, V.I. Ryahovskih
MPP

В органах регулирования отечественных энергетических реакторов преимущественно используются карбид бора и бористая сталь. Эти материалы при реакторном облучении подвержены большому радиационным повреждениям из-за протекания ядерной реакции $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$ и накопления большого количества газообразного гелия, что приводит к их набуханию и разрушению. Как у нас в стране, так и за рубежом время надежной работы органов регулирования на основе бора ограничено выгоранием изотопа ^{10}B до 45-50%. В условиях эксплуатации реактора ВВЭР-1000 такое выгорание достигается за 3 года работы в режиме АР и 5 лет в режиме АЗ. Для дальнейшего повышения ресурсных характеристик необходима замена карбида бора на более радиационно-стойкие n,γ -поглощающие материалы.

Накоплен большой положительный опыт по длительной (>15 лет) эксплуатации органов регулирования на основе n,γ -поглотителей – оксида европия и дисперсий оксида европия в металлических матрицах (Мо, NiCr, Al и т.д.). Однако накопление в них долгоживущих высокоактивных радионуклидов ^{152}Eu и ^{154}Eu создает серьезные проблемы при их хранении, проведении транспортных операций и может привести к серьезным последствиям в случае возникновения аварийных ситуаций на АЭС.

Среди большого количества исследованных n,γ -поглотителей к практическому использованию на отечественных тепловых станциях рекомендованы титанат и гафнат диспрозия, а также металлический гафний.

Органы регулирования с $\text{Dy}_2\text{O}_3\cdot\text{TiO}_2$ успешно отработали 4 года в режиме АР на НВ АЭС и 18 лет в реакторе МИР до достижения максимального флюенса быстрых нейтронов $2 \cdot 10^{22} \text{ см}^{-2}$ ($E > 0.1 \text{ МэВ}$). Для поглощающих элементов реактора ВВЭР-1000 стоит задача по замене оболочечного материала ОХ18Н10Т на более радиационно-стойкий никелевый сплав ЭП-630У. Новые комбинированные конструкции ПЭЛ с $\text{Dy}_2\text{O}_3\cdot\text{TiO}_2$ (или Нf) и В₂С в оболочке из сплава ЭП-630У будут иметь время надежной работы не менее 15 лет, что подтверждено экспериментально при испытании и исследовании образцов, макетов и полномасштабных изделий в реакторах СМ-2, МИР и БОР-60. При длительных временах эксплуатации могут возникнуть проблемы, связанные с истиранием оболочек, что характерно для кластерных органов регулирования реакторов типа PWR.

Для органов регулирования РБМК-1000 (1500) также целесообразно использовать вместо карбида бора титанат диспрозия. Первые опытные испытания на Ленинградской АЭС ленточных ПЭЛ с Dy_2TiO_5 в течение 2-х лет показали хорошие результаты.

Существует проблема по более эффективному использованию стержней выгорающих поглотителей (СВП) в реакторах ВВЭР-1000. Для ее решения необходимо совершенствование расчетных программ через экспериментальное определение выгорания поглощающих изотопов по радиусу и высоте СВП. Это позволит оптимизировать состав и конструкцию СВП, достичь высокого выгорания топлива. Перспективными выгорающими материалами для этих элементов являются цирконаты и титанаты гадолиния, металлический сплав Zr-Nb-Gd, характеризующиеся очень высокой радиационной стойкостью.

Для реакторов на быстрых нейтронах основным поглощающим материалом является карбид бора разной степени обогащения по изотопу ^{10}B . Главным фактором, ограничивающим время работы органов регулирования в БН-реакторах, остается низкая радиационная стойкость конструктивных материалов (ЭИ-847, Х18Н10Т). В настоящее время проводятся работы по замене сталей аустенитного класса на ферритный (ЭП-450). Для более рационального использования дорогостоящего высокообогащенного карбида бора развиваются работы по его рефабрикации и возвращению в органы регулирования.

ИНТЕНСИФИКАЦИЯ ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПУТЕМ ПРИМЕНЕНИЯ ЭКСТРАГЕНТОВ, ПОЛУЧЕННЫХ ИЗ ЭЛЕМЕНТНОГО ФОСФОРА

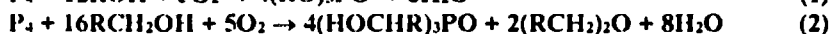
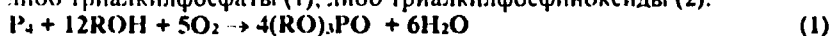
Я.А. Дорфман, Р.Р. Абдреимова, Д.Н. Акбаева
ИОКЭ МНАН РК
О.И. Артемьев, В.Л. Позняк
ИЯФ НЯЦ РК

INTENSIFICATION OF NUCLEAR FUEL TECHNOLOGY BY USING OF EXTRACTORS RESULTING FROM ELEMENTAL PHOSPHORUS

Ya.A. Dorfman, R.R. Abdreimova, D.N. Akbaeva
IOCE MSAS RK
O.I. Artem'ev, V.L. Poznyak
INP NNC RK

Регенерация отработанного ядерного топлива является самым важным и дорогим звеном в ядерно-энергетическом топливном цикле вследствие применения весьма ценных фосфорорганических экстрагентов для извлечения урана, плутония, нептуния и др. Высокая стоимость фосфорорганических экстрагентов (триалкилфосфатов, триалкилфосфиноксидов и др.) обусловлена сложной многостадийной технологией их получения.

Нами открыты новые каталитические реакции (1,2), быстро и селективно протекающие в мягких условиях и позволяющие получать различные фосфорорганические экстрагенты в одну стадию непосредственно из элементарного фосфора, спиртов и кислорода. В зависимости от природы катализатора получаются либо триалкилфосфаты (1), либо триалкилфосфиноксиды (2).



Продукты реакции отделяются путем высоковакуумной перегонки. Катализатор и непрореагировавшие вещества используются повторно. Необходимо отметить, что триалкилфосфиноксиды из-за крайне высокой стоимости применяются редко, несмотря на три порядка более высокую экстракционную способность по сравнению с триалкилфосфатами. Благодаря высокому распределению урана, плутония, нептуния при экстракции триалкилфосфиноксидами существенно упрощается и ускоряется переработка облученного ядерного топлива.

В докладе будут представлены новая технология фосфорорганических экстрагентов на основе прямых каталитических реакций белого фосфора со спиртами и кислородом и технология переработки облученного ядерного топлива с использованием в качестве экстрагентов трибутилфосфата и триоксн-бутилфосфиноксида, полученных из белого фосфора. Будут обсуждены коэффициенты распределения ценных компонентов отработанного топлива (уран и др.) и продуктов деления в различных фосфорорганических экстрагентах. Короткоживущие гамма-активные радионуклиды (уран-237 и др.), полученные на изохронном циклотроне ИЯФ, использованы в качестве радиоактивных "меток". Будут также рассмотрены возможности промышленного производства этих высокоэффективных и менее дорогих фосфорорганических экстрагентов.

РАЗРАБОТКА ТВЭЛОВ С ВИБРОУПЛОТНЕННЫМ $UPuO_2$ ТОПЛИВОМ, РАБОТОСПОСОБНЫХ ДО СВЕРХГЛУБОКИХ ВЫГОРАНИЙ

**А.А. Маершин, Г.И. Гаджиев, В.А. Кислый, О.В. Скиба, В.А. Цыканов
ГНЦ НИИАР**

DEVELOPMENT OF VIBROPAC MOX FUEL PINS SERVICEABLE UP TO SUPERHIGH BURNUPS

**A.A. Mayorshin, G.I. Gadzhiev, V.A. Kisly, O.V. Skiba, V.A. Tzukanov
SSC RIAR**

Представлены основные результаты исследований по разработке твэлов с виброуплотненным $UPuO_2$ топливом для реакторов на быстрых нейтронах в обоснование их работоспособности до сверхглубоких выгораний. Радиационное поведение твэлов реактора БОР-60 в стационарных, переходных и проектных аварийных условиях определялось из анализа размерной стабильности твэлов с учетом результатов изучения распухания топлива и оболочки, а также оценки термомеханического и физико-химического взаимодействия топлива с оболочкой.

Показано, что в твэлах с виброуплотненным $UPuO_2$ топливом с добавкой геттера из порошка металлического урана и оболочками из стали ферритно-мартенситного класса изменение внешнего диаметра минимально, а коррозионное повреждение внутренней поверхности оболочки отсутствует вплоть до выгорания 26% т.а. Эксперименты при перегревах оболочки облученных твэлов до 850 °С не привели к изменению целостности элементов. Наличие периферийной зоны исходной структуры виброуплотненного топливного сердечника обеспечивает минимальный уровень термомеханических напряжений при переходных условиях работы реактора.

МЕТОДИКА ОЦЕНКИ ПРИГОДНОСТИ БЛОКОВ ЗЕМНОЙ КОРЫ ДЛЯ РАЗМЕЩЕНИЯ ОСОБО ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ

Н.Н.Беляшова, Д.Н.Беляшов, И.И.Комаров, З.И.Синева,
А.В.Беляшов, А.А.Смирнов, И.В. Емельянова
ИГИ НЯЦ РК

A TECHNIQUE OF AN ESTIMATION OF SUITABLENESS OF THE EARTH CRUST BLOCKS FOR A SITING OF A PARTICULARLY DANGEROUS UNITS

N.N. Belyashova, D.N. Belyashov, I.I. Komarov, Z.I. Sinyova,
A.V. Belyashov, A.A. Smirnov, I.V. Emeľianova
IGR NNC RK

Успешное развитие экономики Казахстана предполагает увеличение к 2000 году объема энергопотребления на 45%. Наиболее перспективным путем наращивания производства электроэнергии в Казахстане является развитие атомной энергетики.

Широкое внедрение ядерных технологий в различные сферы деятельности выдвигает в разряд актуальных проблему захоронения радиоактивных отходов.

Учитывая, что объекты атомной энергетики являются особо опасными объектами, места их заложения должны отвечать жестким требованиям, соблюдение которых обеспечит не только сохранность объектов даже при максимально возможном воздействии различных геологических факторов для выбранного блока земной коры, но и позволит локализовать область негативных воздействий на окружающую среду в случае разрушения объектов по какой-либо причине. Первостепенную роль при выборе площадок для размещения объектов атомной энергетики играют их модели, отражающие закономерности распределения физико-геологических свойств в пространстве и времени.

Оцениваемыми параметрами физико-геологической модели являются мощность, состав и морфология рыхлых отложений, осадочных и вулканогенных толщ, интрузивных и гипабиссальных комплексов, характер дизъюнктивной и пликативной тектоники, закономерности распределения таких параметров пород как плотность, скорости распространения продольных и поперечных волн, коэффициенты Пуассона, Юнга.

Построение физико-геологических моделей предполагает проведение комплекса геолого-геофизических исследований. Из анализа функциональных возможностей различных геолого-геофизических методов для решения задач, возникающих при построении физико-геологических моделей оцениваемых блоков земной коры, вытекает целесообразность первоочередной постановки работ методами многоволновой сейсморазведки, которыми исследуются как продольные, так поперечные и обменные волны, что позволяет получать сведения не только о морфологии и пространственном расположении границ раздела изучаемого блока земной коры, но и информацию о распределении физических свойств пород, на основании которых можно судить о степени дезинтеграции среды, газо- и флюидонасыщенности и т.д.

В докладе излагается методика построения объемных физико-геологических моделей блоков земной коры по данным пространственного сейсмического зондирования, включающая методику планирования и проведения полевых работ, автоматизированную технологию анализа данных и их интерпретации в комплексе с априорной геологической и сейсмологической информацией. Методика базируется на использовании методов обменных волн землетрясений — МОВЗ и рефрагированных волн — МРВ. МОВЗ основан на анализе сейсмических волн от землетрясений и промышленных взрывов. При этом используется набор кинематических и динамических параметров сейсмических волн: времени запаздывания обменных волн по отношению к продольным, времени первых вступлений продольных волн, спектральные плотности и энергия сейсмических волн. МРВ, использующий в качестве целевых рефрагированные волны различных типов (продольные и поперечные), позволяет картировать скоростные аномалии сложной формы. Автоматизированная технология обработки данных пространственного сейсмического зондирования поддерживает единую технологическую цепочку, включающую в себя все этапы обработки: от получения оцифрованной информации — до решения проблемных задач.

Апробация Методики при решении проблемы оценки тектонической стабильности блока земной коры под реактором ВВР-К в пос. Алатау позволила получить следующие выводы.

Поверхность фундамента имеет сложное блоковое строение. Преобладают разломы субширотного и северо-западного простирания. При этом сейсмические материалы подтверждают вероятность

существования разлома восток-северо-восточного направления в 1 - 1.2 км севернее здания реактора, выявленного ранее по данным гравиразведки. В самой верхней части разреза, до глубины 100-150 м выделяется несколько зон тектонического уплотнения пород, тектонических трещин или микроразломов, зон сейсмодислокаций. Следов разлома субширотного направления, намеченного по данным дешифрования топоматериалов в 150 м южнее здания реактора, не выявлено. Явная зона разуплотнения, трактуемая как зона сейсмодислокации, прослеживается на более значительном расстоянии (в 450 м) юго-восточнее здания реактора.

Прослеживаемые вблизи площадки атомного реактора разломы по микроземлетрясениям не выделяются. За весь период проведения полевых сейсмологических исследований местная сейсмичность не отмечалась. По данным Института физики земли РАН РФ, основанных на более продолжительных наблюдениях (15.5 лет), крайне низкая сейсмичность характерна для площади в радиусе 25 км вокруг атомного реактора. Максимально возможная магнитуда сейсмического события вблизи атомного реактора не будет выше $M = 5.5$, интенсивность сотрясений - не более 8 баллов, а период повторяемости землетрясений такой силы составляет 6 - 7 тыс. лет. Наиболее вероятное расстояние эпицентра от реактора - не ближе 18 - 25 км.

МНОГОКАНАЛЬНЫЙ ИМПУЛЬСНЫЙ ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР МИГР

Е.Н. Аврорин, А.П. Васильев
РФЯЦ ВНИИТФ
Н.Н. Пономарев-Степной, В.А. Павшук
РНЦ "Курчатовский институт"
Н.И. Ермаков, А.Л. Лапшин
Минатом РФ
А.И. Кирюшин, Ю.С. Сухарев
ОКБМ
Ю.С. Черепнин, В.А. Пахниц
НЯЦ РК

MULTICHANNEL PULSE GRAPHITE REACTOR MIGR

E.N. Avrorin, A.P. Vasiljev
RFNC VNIITF
N.N. Ponomarev-Stepnoy, V.A. Pavshuk
RSC "Kurchatov Institute"
N.I. Ermakov, A.L. Lapshin
Minatom RF
A.I. Kirjushin, Y.S. Sukharev
OKBM
Yu.S. Cherepnin, V.A. Pakhnits
NNC RK

Представлены основные параметры проектируемого импульсного графитового реактора МИГР, предназначенного для исследований тяжелых аварий ЯЭУ. Флюенс нейтронов в центральном канале МИГР $3.7 \cdot 10^{17}$ см⁻², диаметр канала 60 см, высота активной зоны 370 см. Реактор оборудован петлевыми устройствами с различными теплоносителями, что позволяет полномасштабно моделировать I контур ВВЭР-РWR и реакторов других типов. Испытанные ТВС будут помещаться в герметичные стальные контейнеры, что предотвращает выход радиоактивности в окружающую среду. МИГР проектируется в соответствии с международными требованиями по обеспечению ядерной, радиационной и экологической безопасности.

**ОПРЕСНИТЕЛЬНЫЙ КОМПЛЕКС МАЭК ДЛЯ СОЗДАНИЯ
ПИТЬЕВОЙ ВОДЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ РЕАКТОРА
НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ БН-350**

П.И. Назаренко
МАЭК

**MAEC DESALINATION COMPLEX FOR PRODUCING
DRINKING WATER USING FAST NEUTRON REACTOR
BN-350**

P.I. Nazarenko
MAEC

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ РАБОТЫ НА РЕАКТОРЕ БН-350

В.Н. Караулов
МАЭК

MATERIAL STRUCTURAL WORKS ON BN-350 REACTOR

V.N. Karaulov
MAEC

**АТОМНЫЕ СТАНЦИИ НА БАЗЕ РЕАКТОРНЫХ УСТАНОВОК
С ИНТЕГРАЛЬНЫМ ВОДО-ВОДЯНЫМ РЕАКТОРОМ КАК
СПОСОБ РЕШЕНИЯ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ПРОБЛЕМ
ОТДЕЛЬНЫХ РАЙОНОВ КАЗАХСТАНА**

А. Беляев
ОКБМ

**NUCLEAR POWER PLANTS ON THE BASE OF REACTOR
FACILITIES WITH INTEGRATED WATER-WATER REACTOR
FOR POWER SUPPLY OF CERTAIN KAZAKSTAN REGIONS**

A. Belyaev
OKBM

ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ЭНЕРГЕТИКИ

26 июня 1996 г.

Председатель: *С.Г. Смагулов (ИРБЭ НЯЦ РК)*
Сопредседатели: *Т.С. Сайбеков (Минэкобиоресурсов РК),*
Д.К. Даукеев (НЯЦ РК),
Д.Н. Беляшов (ИГИ НЯЦ РК)

РАЗРАБОТКА СПЕЦИАЛИЗИРОВАННОЙ ГЕОИНФОРМАЦИОННОЙ СИСТЕМЫ ПОДДЕРЖКИ ПРИНЯТИЯ РЕШЕНИЙ ПО ЗАЩИТЕ НАСЕЛЕНИЯ ПРИ РАДИАЦИОННЫХ АВАРИЯХ ДЛЯ ОКРЕСТНОСТЕЙ АКТАУ

**Р.В. Арутунян, Л.А. Большов, С.А. Кабалевский,
М.Ф. Каневский, В.П. Киселев, А.Н. Серов, С.Ю. Чернов**

ИПБРАЭ РАН

В.С. Школьник

МНАН РК

В.Ф. Куксенко

Объединение "Изотоп" РК

DEVELOPMENT OF A SPECIALIZED GEOGRAPHIC INFORMATION SYSTEM FOR SUPPORTING DECISION ON POPULATION PROTECTION IN CASES OF RADIATION ACCIDENTS IN AKTAU REGION

**R.V. Arutjunjan, L.A. Bolshov, S.Yu. Chernov, S.A. Kabalcvsky,
O.F.Kanevsky, V.P.Kiselev, A.N.Serov**

NSI RAS

V.S.Shkolnik

MSAS RK

V.F.Kuksenko

Associaton "Isotope" RK

На территории Мангыстаусской области находится экспериментально-промышленная атомная электростанция с реактором на быстрых нейтронах БН-350, который является потенциально наиболее радиационно опасным объектом Республики Казахстан.

При нормальной эксплуатации АЭС дозовые нагрузки на население, проживающее в районе ее расположения, практически отсутствуют. Существенно иной может оказаться ситуация при аварии на АЭС.

Основными целями применения компьютерных информационно-экспертных систем поддержки процесса управления при решении задач защиты населения и снижения уровня радиационных последствий для него и ущерба для окружающей среды являются:

- получение оперативного прогноза радиационной обстановки и радиационного риска при авариях на различных радиационно опасных объектах;
- оперативная выработка решений и оценка эффективности применения решений в аварийные и поставарийные периоды.

Современные компьютеры и новые информационные технологии позволяют создать новое поколение информационных систем, ориентированных на пользователей, не являющихся профессионалами в программировании, обеспечивающих дружественный интерфейс с пользователем, дающие возможность получения и эффективной работы с большим количеством цифровой и графической информации.

В докладе описана разработанная специализированная геоинформационная система поддержки принятия решений по защите населения при радиационных авариях для окрестностей Актау.

Основными компонентами системы являются:

- база данных атрибутивной информации об окрестностях АЭС;
- географическая база данных - электронные карты окрестностей, включающие базовый набор тематических картографических слоев;
- объектно-ориентированные модели возможных инцидентов, позволяющие предсказывать радиационную обстановку; модели включают также базу данных по характеристикам радионуклидов;
- данные системы радиационного мониторинга;
- возможности графического и картографического представления результатов моделирования и данных радиационного мониторинга.

В рамках системы пользователю предоставляются следующие возможности:

- получать в интерактивном режиме информацию о населенных пунктах и промышленных объектах, корректировать ее при необходимости и выдавать сводку данных на печать;

- отображать на карте в удобной форме результаты измерений датчиков радиологического мониторинга;
- изготавливать на экране тематическую карту, где пользователь может убирать или добавлять те или иные особенности, менять масштаб, окраску и обозначение этих особенностей;
- проводить в интерактивном режиме расчеты по модели атмосферного переноса с отображением на карте результатов моделирования;
- анализировать возможные последствия выбросов с генерацией отчета в виде текстового файла;
- запоминать текущий вариант состояния системы в специальный конфигурационный файл для воспроизведения при дальнейшем анализе;
- отправлять результаты моделирования в файл, записанный в стандартном формате, для последующего приготовления твердой копии.

РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЕ РАЙОНИРОВАНИЕ В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

Т.С. Сайбеков, А.Г. Брагин, С.П. Шевцов
Минэкобиоресурсов РК

RADIECOLOGICAL ZONING IN THE REPUBLIC KAZAKHSTAN

T.S. Saybecov, A.G. Bragin, S.P. Shevzov
Ministry of Ecology and Bioresources

В настоящее время завершается первый этап работы по радиоэкологическому районированию территории Республики Казахстан.

Впервые при экологическом районировании учтены все радиационные факторы воздействия на здоровье населения и окружающую среду, как искусственного происхождения так и природные, выбраны и обоснованы интегральный показатель радиоэкологического районирования и промежуточные показатели, по которым оценена вся территория Казахстана и оконтурены территории с различной степенью радиационного воздействия.

Промежуточными показателями являются следующие:

- доза облучения, полученная населением в результате испытаний ядерного оружия;
- доза облучения, получаемая населением в настоящее время от воздействия ядерных взрывов;
- содержание естественных радионуклидов в объектах природной среды;
- загруженность территорий техногенными источниками возможного радиоактивного загрязнения;
- заболеваемость населения территории с ответственностью на последствиях воздействия ионизирующих излучений.

Интегральным показателем радиоэкологического районирования должна быть эффективная эквивалентная доза, получаемая населением от всех источников ионизирующих излучений. Для районирования территории Казахстана авторами предлагается её оценка по 5 баллам.

1. Территории, где индивидуальная эффективная эквивалентная доза от природных источников ионизирующих излучений составляет до 5 мЗв в год, а любые техногенные источники отсутствуют, т.е. территории с нормальным природным радиационным фоном во всех средах.
2. Территории размещения и влияния техногенных источников ионизирующих излучений, где индивидуальная эффективная эквивалентная доза, получаемая населением от всех техногенных источников не превышает 1 мЗв в год при нормальном природном радиационном фоне во всех средах.
3. Территории, где население может получать дополнительную дозу облучения (сверх нормального уровня естественного фона) от 1 до 5 мЗв в год – зона радиационного контроля. Доза профессионального облучения (по рекомендации МКРЗ).
4. Территории, где население может получать дополнительную дозу облучения от 5 до 50 мЗв в год – зона ограниченного проживания населения.
5. Территории, где население может получать дополнительную дозу облучения более 50 мЗв в год. При невозможности локализации источников территория должна быть зоной обязательного отселения.

Согласно установленным оценочным баллам рассмотрены и оценены по радиоэкологическому признаку ландшафтно-геохимические зоны, выделенные на территории Казахстана. При попадании нескольких оценочных баллов в одну ландшафтно-геохимическую зону рассчитывается средневзвешенный балл по данной зоне.

По деградированным территориям определены принципиальные мероприятия по ограничению хозяйственной деятельности, защите здоровья населения, предупреждения необоснованного облучения, компенсациям за причиненный ущерб.

Также в работе определены методы изучения радиационной обстановки территории республики, в качестве конечного результата которого должна получаться прогнозируемая эффективная эквивалентная доза как индивидуальная так и коллективная.

В результате работы по районированию более половины территории Казахстана выделено для необходимого изучения воздействия радиационного фактора. В первую очередь это территории воздействия ядерных испытаний на СИПе и других площадках ядерных взрывов.

Кроме того, значительная часть территории Казахстана требует изучения на загрязнение природными радионуклидами. Это обусловлено тем, что на территории Казахстана находятся такие крупные уранорудные провинции как Чу-Сарысуйская депрессия, Кокчетавский срединный массив, Чу-Илийская провинция, в пределах которых (по некоторым оценкам) сосредоточено до 30% мировых запасов урана.

Невозможно игнорирование также техногенного воздействия по радиационному фактору. На территории Казахстана, где добывалось до 40% урана бывшего СССР, накопилось значительное количество радиоактивных отходов в виде хвостохранилищ перерабатывающих комбинатов, радиоактивных отвалов горных выработок и других мест хранения. В большинстве мест хранения не проведена оценка воздействия данных мест хранения на здоровье людей и окружающую среду.

СИСТЕМА РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА ЯДЕРНО-ОПАСНЫХ ОБЪЕКТОВ ИАЭ НЯЦ РК

В.А. Азаров, М.М. Мешин, Г.С. Шуклин
ИАЭ НЯЦ РК

SYSTEM OF RADIATION MONITORING OF IAE NNC RK HAZARDOUS FACILITIES

V.A. Azarov, M.M. Meshin, G.S. Shuklin
IAE NNC RK

В докладе рассмотрены вопросы осуществления радиационного мониторинга на реакторных стендовых комплексах ИАЭ НЯЦ РК.

Реакторная база ИАЭ территориально размещена на двух стендовых комплексах – “Байкал-1” и “ИГР”.

Так как в ИАЭ существует единая методология проведения радиационного мониторинга на всех ядерно-опасных объектах, в докладе освещены вопросы осуществления радиационного мониторинга только на стендовом комплексе “Байкал-1”, как наиболее характерного и сложного при его выполнении.

Система радиационного мониторинга включает:

- осуществление индивидуального дозиметрического контроля персонала обслуживающего реакторные стенды и научно-исследовательских лабораторий;
- радиационный мониторинг производственных помещений;
- радиационный мониторинг технической зоны объекта;
- радиационный мониторинг санитарно-защитной зоны.

Радиационный мониторинг на стендовом комплексе “Байкал-1” обеспечивается:

- стационарной системой дозиметрического контроля (ДК);
- парком переносных дозиметрических приборов для оперативного контроля радиационной обстановки на рабочих местах;
- приборами и установками измерения загрязненности поверхностей радиоактивными веществами, установленными в местах ведения радиационно-опасных работ, санпропускниках и саншлюзах;
- комплектами индивидуальных дозиметров (в том числе и аварийных), для контроля индивидуальных доз персонала;
- спектрометром СЕГ-02Т, предназначенным для измерения содержания гамма-излучающих радионуклидов в организме человека и его отдельных критических органах.

Стационарная система ДК стендового комплекса построена на основе установки “Система” и обеспечивает:

- контроль мощности экспозиционной дозы гамма-излучения в диапазоне от $5 \cdot 10^{-8}$ до $1,0$ Р/с;
- контроль объемной активности бета-активных газов в диапазоне от $5 \cdot 10^{-10}$ до $1 \cdot 10^{-5}$ Ки/л;
- контроль объемной активности аэрозолей по альфа- и бета-излучению в диапазонах от $1 \cdot 10^{-13}$ до $1 \cdot 10^{-10}$ Ки/л и от $1 \cdot 10^{-14}$ до $1 \cdot 10^{-11}$ Ки/л, соответственно;
- контроль мощности эквивалентной дозы нейтронов в диапазоне от $3 \cdot 10^{-4}$ до $3 \cdot 10^{-1}$ мбэр/час;
- выдачу предупредительных звуковых и световых сигналов в местах установки датчиков и на пульте оператора при превышении соответствующих установок.

Парк переносных дозиметрических приборов (более 15 типов) обеспечивает контроль радиационной обстановки в широком диапазоне как по видам ионизирующих излучений (нейтронное, альфа, бета, гамма), так и по пределам измерений. С различной периодичностью, обусловленной характером работ на стендовом комплексе, проводятся измерения более чем в 200-х точках контроля. Ведется постоянный контроль обстановки при проведении радиационно-опасных работ. Контролируются мощность дозы рентгеновского и гамма-излучения, плотность потоков бета-частиц и нейтронов, содержание радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе, уровень загрязнения радиоактивными веществами поверхностей и пр.

Индивидуальный дозиметрический контроль обеспечивается комплектами термолюминесцентных дозиметров КДТ-02М, детекторов Д-2Р и аварийных дозиметров ИКС-А и ГНЕЙС. Диапазон контролируемых доз 0,001 - 1000 бэр.

Спектрометр СЕГ-02Т обеспечивает измерение активности гамма-излучающих радионуклидов, содержащихся во всем теле, в легких и в щитовидной железе человека. Диапазон измерения активности инкорпорированных радионуклидов составляет:

- все тело - от $5,4 \cdot 10^{-7}$ до $1 \cdot 10^{-3}$ Ки по Cs-137;
- легкие - от $2,7 \cdot 10^{-7}$ до $5 \cdot 10^{-5}$ Ки по Co-60;
- щитовидная железа - от $1,6 \cdot 10^{-7}$ до $2,4 \cdot 10^{-5}$ Ки по I-131.

Санитарно-защитная зона станционного комплекса "Байкал-1" представляет собой территорию прилегающую к объекту в радиусе 5 км с центром в месте нахождения реакторов.

Сложность исследования радиационной обстановки на территории станционного комплекса "Байкал-1" и прилегающей к нему территории заключается в том, что она формировалась вследствие проводившихся ранее испытаний ядерных зарядов на полигоне, производственной деятельности реакторов с открытым выбросом рабочего тела в атмосферу при испытаниях по программе создания ЯРД, а также глобальных выпадений радионуклидов.

Методы исследования включают в себя:

- полевые измерения в контрольных точках;
- отбор проб грунта, растительности, воды и биологических объектов;
- лабораторные анализы отобранных проб.

Контрольные точки представляют собой измерительные площадки в виде прямоугольника размером 180×240 м с разбитой на них реперной сетью с шагом 60 м. Размещение измерительных площадок осуществляется на расстояниях 1, 3, 5 км от объектов исследований с учетом имеющейся информации о направлениях распространения радионуклидов при испытаниях реакторов с открытым выбросом рабочего тела в атмосферу, розы ветров и с привязкой к географическим координатам.

При проведении полевых измерений в каждой точке реперной сети измерительной площадки определяется мощность экспозиционной дозы на высоте 1 м и на поверхности земли, а также загрязнения поверхности по α - и β -излучениям.

Отбор проб грунта и растительности производится методом "конверта". При этом на каждой измерительной площадке отбирается по 9 проб грунта (5 интегральных и 4 послонных с шагом взятия проб по 5 см на глубину 20 см) и по 5 проб растительности.

Каждая отобранная проба после соответствующего приготовления (измельчение, озонение, растворение и т. п.) подвергается лабораторным исследованиям, которые включают:

- определение общей γ -, α - и β -активности проб;
- определение изотопного состава проб с использованием спектрометров на основе полупроводниковых GeLi(Tl) и сцинтилляционных NaI(Tl) детекторов;
- радиохимическое выделение из проб изотопов стронция и цезия с последующим их измерением на малофоновой радиометрической установке.

Регистрация и обработка результатов спектрометрических и радиометрических измерений производится с применением средств вычислительной техники типа РС/АТ-386 по специально разработанным для этих целей программам.

Лабораторный измерительный комплекс включает:

- γ -спектрометры на базе многоканальных амплитудных анализаторов типа АИ-1024-95, АМА-03Ф, NOKIA LP4900В с полупроводниковыми Ge(Li) детекторами типа ДГДК-50-80;
- β -радиометрическую установку типа УМФ-1500;
- α -радиометрические установки на основе ZnS-детекторов;
- α -спектрометр;
- γ -спектрометр и γ -радиометрические установки на основе сцинтилляционных NaI(Tl) 150×100 мм детекторов;
- вычислительный комплекс на базе ПЭВМ типа "ИСКРА", РС/АТ- 286 и РС/АТ-386.

Полевые измерения осуществляются комплектом малогабаритных приборов в состав которого входят радиометры типа МКС-01, РУП-1, СРП-68-01, СРПС-01 и прямопоказывающие дозиметры типа ДКС-04, ДБГ-01, ДРГ-01Т.

ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ И ПРИМЕНЕНИЯ ЭПР–ДОЗИМЕТРИИ В КАЗАХСТАНЕ

**С.П. Пивоваров, А.Б. Рухин, Т.А. Мосненко
ИЯФ НЯЦ РК**

PERSPECTIVES OF ESR–DOSIMETRY DEVELOPING AND APPLICATION IN KAZAKHSTAN

**S.P. Pivovarov, A.B. Rukhin, T.A. Mosienko
INP NNC RK**

В последнее время в странах Запада и в Японии наряду с методами традиционной дозиметрии интенсивно развивается принципиально новая методика ЭПР–дозиметрии. Физическую основу ее составляет регистрация радиационных дефектов, стабилизирующихся в различных твердых матрицах при облучении, и вычисление на этой основе интегральной дозы, полученной за весь период существования объекта. Основными достоинствами ЭПР–дозиметрии являются достаточно высокая чувствительность, точность ретроспективных определений дозовых нагрузок, экспрессность анализов, а главное, возможность многократной проверки и повторения каждого конкретного измерения, поскольку метод ЭПР никакого разрушающего воздействия на образец в процессе измерения не производит.

К сожалению, в Казахстане эта методика до настоящего времени практически не применялась, хотя объективная потребность в ней чрезвычайно велика, поскольку существует актуальнейшая задача точного определения суммарной дозы облучения, полученной населением, а также животными и другими объектами окружающей среды в районах, прилегающих к ядерным полигонам Семипалатинска и Азгира. Кроме того, объективная дозиметрия совершенно необходима для персонала довольно многочисленных атомных предприятий на территории Казахстана, при лучевой терапии онкологических заболеваний и при традиционных рентгеновских обследованиях, в результате которых пациенты могут получать довольно значительные и практически неконтролируемые дозы.

Пока в Казахстане нет ни одного прибора, обеспечивающего современный уровень анализов, требуемый для корректной реализации возможностей ЭПР–дозиметрии. По-видимому, в этом направлении должны быть предприняты определенные усилия, чтобы запустить хотя бы два три прибора, которые, учитывая их высокую производительность, уже были бы в состоянии ответить на основные вопросы.

Необходимо провести также разъяснительную работу среди населения. Люди должны знать, что природа снабдила их отличными дозиметрами в виде эмали зубов. Поэтому удаленные зубы надо сохранять, поскольку по ним можно установить общую дозу облучения, полученную человеком.

Естественно, многие методические вопросы в этой, относительно новой, области остаются неразработанными, поэтому необходимы дальнейшие интенсивные исследования для корректного применения ЭПР–дозиметрии в различных специфических ситуациях.

В докладе приведены также данные по определению дозовых нагрузок почв, горных пород, костей и зубов животных из района Семипалатинского полигона.

СОСТОЯНИЕ И ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ МЕТОДИЧЕСКИХ И ТЕХНИЧЕСКИХ АСПЕКТОВ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ В СТРАНАХ ДАЛЬНОГО И БЛИЖНЕГО ЗАРУБЕЖЬЯ В 1988–1995 гг. (ОБЗОР)

А.К. Жетбаев, К.А. Кутербеков, А.Д. Дуйсебаев
ИЯФ ИЯЦ РК

DEVELOPMENT CONDITION AND TENDENCIES OF THE METHODOLOGICAL AND TECHNICAL ASPECTS FOR ENSURING RADIOECOLOGICAL INVESTIGATIONS IN COUNTRIES OF DISTANT AND NEAR LOCATION IN 1988–1995. (REVIEW)

A.K. Zhetbaev, K.A. Kuterbekov, A.D. Duysebaev
INP NNC RK

Территория Республики Казахстан характеризуется напряженной радиоэкологической обстановкой, что обусловлено развитой уранодобывающей промышленностью и наличием испытательных полигонов ядерного оружия (Семипалатинский ядерный полигон, Азгир).

Интерес к этой проблеме обусловлен и другими факторами:

- развитием атомной энергетики и необходимостью прогнозирования как общей загрязненности окружающей среды, так и радиоактивными отходами при нормальной работе и в катастрофических случаях;
- особо интенсивным развитием мировой науки, изучающей окружающую среду в период 1987–1995 гг. (рассматриваемые в настоящем обзоре), связанной с исследованием радиоэкологических последствий крупнейшей катастрофы (авария на Чернобыльской АЭС (ЧАЭС), 1986 г. [1]) за всю историю мирного использования ядерной энергии.

Содержание обзора.

1. Введение.
2. Вопросы ядерной метрологии.
3. Общие методики регистрации радионуклидов в окружающей среде (в том числе, измерения низких уровней радиоактивности).
4. Альфа-, гамма-спектрометрия и другие методики.
5. Измерение концентрации радона и торона.
6. Программное обеспечение и обработка спектров измерений.
7. Выводы.

Настоящий обзор составлен по научным публикациям в странах дальнего и ближнего зарубежья и включает около 200 литературных источников: сборники трудов научных конференций [2], доклады-обзоры по различным проблемам радиоэкологии, а также статьи в журналах. При этом максимальное количество публикаций приходится на 1991 г. (год 5-летия аварии на ЧАЭС).

В развитии метрологического обеспечения [3] радиоэкологических исследований происходит оптимизация методов и технических средств с целью обеспечения единства и точности измерений объемной активности радиоактивных материалов (почвы, воды и т.д.) на всех стадиях от начала разработки до окончания эксплуатации. Сочетание уникальных возможностей Государственного специального эталона, эффективного использования образцовой аппаратуры, простоты, низкой стоимости специальных радионуклидных источников и методов градуировки спектрометров в реальных условиях приводит к оптимальному соотношению затрат и получаемого эффекта при метрологическом обеспечении.

Необходимость обеспечения корреляции результатов измерений объемной активности радиоактивных материалов (почвы и т.д.) с помощью государственных специальных эталонов, образцовых источников и регистрирующих спектрометров с данными международных стандартов (проб Soil-6 и др. МАГАТЭ [4]) требует обеспечения Республиканских центров стандартными образцами состава грунта с аттестованной активностью радионуклидов (например, $^{239,240}\text{Pu}$ -(0,986-1,11) Бк/кг и погрешностью анализа, не превышающей 5% при доверительной вероятности 0,95), характерными для соответствующих экологически загрязненных районов.

Большое количество публикаций посвящены вопросам α -спектрометрии толстых источников, связанной с энергетическими потерями α -частиц в веществе. Предложены методики измерения с помощью Si-детекторов большой площади и обработки таких спектров с использованием аппаратурных функций.

В западных странах много внимания уделяется совершенствованию методик измерения концентрации радона и торона, обеспечивающих высокую оперативность и чувствительность по ^{222}Rn до 0,002 Ки/л.

В обзоре приводятся данные сравнительных характеристик различных методик по измерению α , γ -радиоактивных материалов с указанием пределов измерения удельных активностей по элементам (^{90}Sr , $^{134,137}\text{Cs}$, $^{238-240}\text{Pu}$ и др.), энергетического разрешения, погрешности анализа и их корреляции с данными проб МАГАТЭ [4] с аттестованной активностью и т.д.

Литература

1. Levi Goss Barbara//Phys. Today -- 1991,44, N 8, Pt 1. p. 20-22.
2. Материалы симпозиума МКРИ по методикам измерения низких уровней радиоактивности и спектрометрии альфа-частиц, Монако, 4-7 июня 1991 г.// Appl. Radiat. and Isotop. - 1992, 43, N 1-2, С. I-IX, p. 1-376.
3. Метрология радионуклидов и ее применение. Материалы симпозиума, Мадрид, 27-29 мая 1991 г.// Nucl. Instrum. and Meth. Phys. Res. A. - 1992, 312, N 1-2, p. 1-395.
4. International Atomic Energy Agency. Analytical Quality Control Services. 1994-1995. Agency's Laboratories, Seibersdorf, Vienna, 1995, p. 1-100.

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ НА ТЕРРИТОРИИ КАЗАХСТАНА И ЭКОЛОГИЧЕСКИЕ ТРЕБОВАНИЯ К МЕСТАМ ИХ ЗАХОРОНЕНИЯ (ХРАНЕНИЯ)

Т.С. Сайбеков, А.Г. Брагин, С.П. Шевцов
Минэкобиоресурсов РК

RADIOACTIVE WASTES ON A TERRITORY KAZAKHSTAN AND ECOLOGICAL REQUIREMENTS TO PLACES THEM STORAGE

T. S. Saibecov, A.G. Bragin, S.P. Shevzov
Ministry ecology and bioresources of Kazakhstan

Радиоактивные отходы были образованы на территории Казахстана в результате деятельности бывшего Семипалатинского испытательного ядерного полигона; ядерных взрывов, выполненных для решения народнохозяйственных задач; деятельности предприятий атомно-промышленного комплекса, а также предприятий, использующих в своей деятельности радиоактивные материалы.

В настоящее время радиоактивное загрязнение в районах, прилегающих к полигону, изучается. По предварительным данным уровень загрязнения цезием-137 и стронцием-90 собственно полигона в пределах фоновых значений за исключением отдельных участков суммарной площадью 2160 кв.км из общего количества 18 тыс.кв.км. Однако остается слабо изученной ситуация с уровнем загрязнения плутонием-239 и другими трансурановыми элементами. На территории Республики Казахстан проведено 32 подземных ядерных взрыва вне пределов военных полигонов для решения различных народнохозяйственных задач, в том числе для сейсмического зондирования земной коры, а также для создания подземных емкостей преимущественно в соляных куполах прикаспийской впадины. Мощности зарядов от 10 до 85 килотонн.

В результате проведения ядерных взрывов на Семипалатинском полигоне и других площадках образовались низкоактивные отходы на поверхности - 5.8 млн.тонн активностью 11.6 тыс.кюри, а в подземных емкостях сосредоточено 6.5 млн. тонн среднеактивных отходов в остеклованном виде с общей активностью порядка 12.8 млн.кюри.

Радиоактивное загрязнение территории Казахстана, обусловленное техногенной деятельностью, связано с функционированием уранорудной промышленности, ядерных исследовательских и энергетических установок, добычей и переработкой полиметаллических руд, нефти и газа, сопровождающейся извлечением пород с повышенной радиоактивностью, обусловленной элементами уранорадиевого и ториевого рядов и являющихся неучитываемыми попутными полезными ископаемыми. Радиоактивное загрязнение этого типа связано со сбросами и выбросами радиоактивных веществ в окружающую среду, размещением отвалов горных выработок с повышенной радиоактивностью, временными хранилищами "хвостов" ураноперерабатывающей и горнометаллургической промышленности, потерей неконтролируемых источников ионизирующего излучения в среде проживания людей. Всего в республике насчитывается более 1500 предприятий, использующих в работе радиоактивные материалы и источники. В настоящее время в связи с большим объемом работ по добыче и переработке радиоактивных руд, эксплуатацией ядерных реакторов и широким использованием радиоактивных источников излучения в народном хозяйстве в республике после распада СССР остро встала проблема захоронения радиоактивных отходов.

Для республики очевидна необходимость строительства региональных приповерхностных пунктов захоронения низко- и среднеактивных отходов. К 2005 году в Казахстане, в связи со снятием с эксплуатации ядерного реактора БН-350 в г. Актау, понадобится долговременное глубинное хранилище высокоактивных отходов.

Согласно программы по созданию государственной системы сбора, переработки, транспортировки и захоронения радиоактивных отходов с 1993 по 1996 год выполнены изыскания площадок в Мангистауском промышленном районе, составлен проект по переоборудованию хранилища стендового комплекса "Байкал-1" под временное хранилище ампульных источников ионизирующих излучений, первая партия которых была принята на захоронение в 1995 году.

В настоящее время, по заказу Минэкобиоресурсов РК проводится разработка "Экологических требований к пунктам хранения и захоронения радиоактивных отходов". Необходимость такого нормативного документа назрела в связи с предстоящим созданием республиканской системы захоронения радиоактивных отходов, а требования действующих в настоящее время нормативных документов "отстали" от рекомендаций международных организаций, ведающих вопросами радиационной защиты.

СОСТОЯНИЕ И РАЗВИТИЕ МЕТОДИЧЕСКОЙ БАЗЫ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ В ИЯФ НЯЦ РК

**И.В. Казачевский, В.П. Солодухин, Г.Н. Чумиков,
С.Н. Лукашенко, Л.Н. Смирин, Х. Сиражет
ИЯФ НЯЦ РК**

STATE AND DEVELOPMENT OF METHODS OF RADIOECOLOGICAL STUDIES CONDUCTED AT INP NNC RK

**I.V. Kazachevskiy, V.P. Solodukhin, G.N. Chumikov,
S.N. Lukashenko, L.N. Smirin, Kh. Sirazhet
INP NNC RK**

Исследования по радиэкологии в ИЯФ стимулировались значительным усилением интереса к радиационной обстановке в Казахстане. Основное направление работ связано с развитием базы на основе имеющихся в Институте ядерно-спектрометрической аппаратуры, радиохимических лабораторий и большого опыта экспериментальной работы.

В начальной стадии работ проводилось определение концентраций гамма-излучающих нуклидов (естественных и искусственных) и Sr-90 по стандартным методикам. Интеграция ИЯФ в национальный ядерный центр РК потребовала значительно расширить круг решаемых задач. В связи с этим разработаны и разрабатываются инструментальные и радиохимические методики определения всех наиболее значимых радионуклидов в специфических объектах внешней среды Семипалатинского испытательного полигона и других радиологически напряженных регионов Казахстана.

При разработке инструментальных методов главная часть работы была связана с созданием программного обеспечения, основными требованиями к которому были достаточная универсальность, простота работы при проведении массовых однотипных измерений, получение результатов в окончательном виде (Бк/кг, Бк, содержание в % и т.д.), возможность визуального контроля, коррекции, организации таблиц результатов и т.д.

Разработка радиохимических методик определения трансураниевых элементов в почвах СИП была начата в связи с выполнением контракта с DNA US. В самом начале этих работ было отмечено, что формы нахождения радионуклидов в почвах СИП существенно отличаются от форм в глобальных выпадениях, что потребовало разработки специальной методики, более универсальной, чем известные из литературы. Испытание различных вариантов показало, что наиболее приемлемым методом выделения плутония является метод экстракционной хроматографии. В качестве экстрагента использовался триоктиламин. Трассером для определения химического выхода служил Pu-236. При помощи этой методики было проведено более 100 определений плутония в почвах СИП и других территориях Казахстана, причем концентрации плутония, превышающие уровень глобальных выпадений, были отмечены не только на территории СИП, но и Восточного Казахстана и полигона "Азгир".

Определение возможных путей миграции и распространения радионуклидов с сильно загрязненных территорий требует более подробного изучения форм нахождения радионуклидов. В связи с этим в ИЯФ начаты разработки как более тонких методов определения радионуклидного состава объектов окружающей среды, так и методов определения фазового и химического состава, таких как ЭПР, ЯГРС и др.

Одной из значительных радиэкологических проблем в Казахстане является проблема радона. В ИЯФ проводятся исследования радоновыделения из почвы и его связи с объемной концентрацией радона в воздухе помещений. Наиболее удобным методом для этих исследований оказался метод пассивной сорбции на активированном угле с последующей гамма-спектрометрией. В результате этих исследований предложены критерии определения безопасного типа застройки в зависимости от радононосности почвы.

ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА РАДИОАКТИВНЫХ ЧАСТИЦ ЯДЕРНЫХ ВЗРЫВОВ

С.Г. Смагулов, Л.Д. Птицкая
(ИРБЭ НЯЦ РК)

PHYSICO-CHEMICAL PROPERTIES OF RADIOACTIVE PARTICLES OF NUCLEAR EXPLOSIONS

С.Г. Смагулов, Л.Д. Птицкая
(ИРБЭ НЯЦ РК)

В настоящей работе проведен анализ экспериментальных данных, опубликованных в открытой печати.

В настоящее время известно, что на Семипалатинском испытательном полигоне проведено 118 атмосферных ядерных взрывов, из них 30 наземных (5 зарядов не сработало) и 88 воздушных и высотных.

С августа 1991 года СИП закрыт для ядерных испытаний и поэтому представляет собой уникальную, единственную в мире естественную лабораторию по изучению последствий ядерных испытаний на объекты внешней среды и биообъекты.

В работе впервые сделана попытка систематизировать результаты экспериментальных исследований, проведенных рядом авторов, по изучению радиоактивных частиц. Приводятся краткие методические основы по изучению различных свойств и характеристик радиоактивных частиц, образовавшихся при различных видах и типах ядерных взрывов.

СОЗДАНИЕ ПЕРВОЙ ОЧЕРЕДИ СЕТИ РАДИАЦИОННОГО МОНИТОРИНГА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

В.Ф. Куксенко, В.И. Славгородский, В.И. Ивашков
Объединение "Изотоп" РК

THE CREATION OF THE FIRST TURN OF RADIOMONITORING NETWORK OF THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

V.F.Kuksenko, V.I.Slavgorodsky, V.I.Ivashkov
Association "Isotope" RK

Работы по созданию системы радиационного мониторинга Республики начались в конце 1992 г. по инициативному хозяйственному договору Министерства экологии и биоресурсов РК с Объединением "Изотоп" РК о создании макета радиационного монитора с сцинтилляционными и газоразрядными датчиками для измерения мощности экспозиционной дозы γ -излучения.

В 1993 году на основании Постановления Кабинета Министров Республики Казахстан № 1103 от 31.12.1992 "О неотложных мерах по улучшению радиационной обстановки в Республике Казахстан" по заказу Минэкобиоресурсов РК эти работы были продолжены. Объединением "Изотоп" на основе лабораторий и специалистов Института теоретической и экспериментальной физики КазГУ были развернуты работы по созданию программного обеспечения создаваемой системы, позволяющего обеспечить обработку получаемых данных и подготовку их для передачи на расстояние. Прорабатывались варианты организации системы связи как в техническом, так и экономическом плане. Подготовлена техническая документация, позволяющая организовать производство радиационных мониторов малыми сериями, а также изготовлен, установлен и введен в эксплуатацию на Мангышлакском атомном энергокомбинате в 50 м от здания реактора первый опытный монитор.

В 1994 году опять же по заказу Минэкобиоресурсов РК установлены и введены в эксплуатацию два первых серийно выпускаемых монитора в зданиях городской администрации г. Актау и в помещении корпуса 609 Ульбинского завода г. Усть-Каменогорска.

Кроме того, в этом же году за счет собственных средств Объединения "Изотоп" РК установлены и введены в эксплуатацию еще три монитора с целью проведения всесторонних испытаний перед их передачей потенциальным потребителям: один в Гидрометобсерватории пгт. Умурзак Мангистауской области, второй – в корпусе 26 лаборатории охраны труда и окружающей Среде г. Усть-Каменогорска, третий – в здании физического факультета КазГУ г. Алматы. Организован ежесуточный сбор информации от шести мониторов на сервер Объединения "Изотоп", расположенный в г. Алматы.

Таким образом, на базе 6-ти радиационных мониторов создана первая очередь государственной сети радиационного мониторинга Республики Казахстан, позволяющая произвести ее техническую и экономическую оценку, на основании чего создать концепцию государственного радиозоологического мониторинга, а в дальнейшем на ее базе – сеть экологического мониторинга Республики.

После корректировки Плана мероприятий на 1995-1996гг. Постановления Кабинета Министров РК № 1103 взамен его утверждено Постановление Кабинета Министров Республики Казахстан № 363 от 30 марта 1995г., где пунктом 9 предусмотрено финансирование Объединению "Изотоп" проекта "Отработки стабильности функционирования системы радиационного мониторинга и передачи данных на МАЭК и УМЗ" в 1995-1996гг., на что средства до сих пор не выделены и система в настоящее время законсервирована.

Анализируя результаты работ 1992-1994 годов, можно сделать следующие основные выводы.

- В процессе работы над созданием системы стало ясно, что радиационный мониторинг экономически и технически нецелесообразно рассматривать в отрыве от экологического мониторинга в целом. Созданный монитор при его доукомплектации требуемыми датчиками и блоками в состоянии измерить, принять, переработать, накопить и передать на расстояние полностью в автоматическом режиме, не только радиационную информацию, но и может быть использован в системах химического, сейсмического, гидрологического и других мониторингов.
- Система связи для передачи данных является общей не только для любого мониторинга, но и для любой системы, в которой требуется передача информации на расстояние. Более того, созданная система связи в состоянии без переделки обслуживать несколько информационных систем. Используемая в настоящее время самая дешевая из имеющихся видов связи – телефонные линии общего пользования – может применяться для передачи данных мониторинга как внутри республики, так и за рубеж.
- Созданная первая очередь системы радиационного мониторинга может быть снята с консервации и запущена в эксплуатацию в течение 30 дней после открытия финансирования на ее эксплуатационные расходы.

ГЕОИНФОРМАЦИОННО-МОДЕЛИРУЮЩИЙ КОМПЛЕКС ДЛЯ ОЦЕНКИ, УПРАВЛЕНИЯ И СНИЖЕНИЯ АНТРОПОГЕННОГО РИСКА В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

Р.В. Арутюнян, Л.А. Большов, М.Ф. Каневский,
В.П. Киселев И.И. Линге, В.П. Решетин

ИПБРАЭ РАН

В.С. Школьник

МНАН РК

В.Ф. Куксенко

Объединение "Изотоп" РК

GEOINFORMATIONAL MODELLING SYSTEM FOR ESTIMATION, MANAGEMENT AND DECREASING ANTROPOGENEUS RISK ON KAZAKHSTAN

R.V. Arutjunjan, L.A. Bolshov, O.F. Kanevsky,

V.P. Kiselev I.I. Linge, V.P. Reshetin

NSI RAS

V.S. Shkolnik

ASNS RK

V.F. Kuksenko

Associaton "Isotope" RK

В проблемах, связанных с принятием управленческих решений, по защите населения и реабилитации экологически неблагоприятных территорий, в частности, подвергшихся радиоактивному и химическому загрязнению, по обеспечению безопасности радиационно и химически опасных объектов, а также ликвидации последствий в случае аварий на них наряду с предметной информацией по объекту особо важное значение имеет географическое расположение указанных объектов и социально-экономические и географические характеристики местности. Принятие управленческих решений в таких задачах связано с анализом большого объема как предметной, так и географической информации.

Существенными отличительными чертами моделирования и анализа окружающей среды, определяющими архитектуру и реализацию интегрированных систем, являются междисциплинарность и системность анализа, иерархичность: наличие моделей различного уровня сложности и подробности, зависимость выбора подходов и моделей (сценариев) от целей и задач исследования, неопределенность входной информации, а также параметров и зависимостей, входящих в модели, необходимость работы с динамическими базами пространственно-распределенных данных, в том числе данных мониторинга и их учете при моделировании.

Из сказанного выше следуют определенные требования к реализации достаточно сложных проектов создания интегрированных систем. Во-первых, это наличие нескольких стадий/уровней выполнения проекта. Во-вторых, это широкое использование новых информационных технологий. Подобные системы должны обладать модульностью и гибкостью для развития и совершенствования, максимально использовать стандартные и общепринятые подходы и средства реализации и т.п.

Учитывая современное состояние проблем, связанных с тяжелым экологическим положением в ряде районов Республики Казахстан, представляется актуальным в кратчайшие сроки разработать интегрированную информационно-моделирующую систему для решения задач экологической безопасности Республики Казахстан на базе современных геоинформационных технологий, комплексного проведения сравнительного анализа риска с целью эффективного его снижения и обеспечения управленческих решений по защите населения.

Разрабатываемый информационно-моделирующий комплекс планируется как открытая развивающаяся система, в рамках которой обеспечивается совместное функционирование совокупности разномасштабных специализированных информационных, моделирующих и геоинформационных систем, в частности на первом этапе базовой подсистемы федерального уровня и нескольких региональных подсистем.

В настоящем докладе представлены концепция и разработанные элементы прототипа республиканской эколого информационно-моделирующей системы на базе геоинформационных технологий для оценки воздействия техногенных и природных факторов на окружающую среду и здоровье населения, а также приведены примеры применения современных информационных технологий в работах по системно-аналитическому и информационному обеспечению управленческих решений федеральных, региональных и отраслевых структур по защите населения при радиационных авариях, выполненных ИБРАЭ РАН по заказам МЧС РФ, ВМФ РФ, МАЭ РФ, ААЭ РК, администраций ряда областей России. Целесообразно использовать этот опыт при развитии данной системы.

РАДИОХИМИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ ПОЧВ ЗАГРЯЗНЕННЫХ ТЕРРИТОРИЙ НА СОДЕРЖАНИЕ СТРОНЦИЯ-90

О.И. Артемьев, В.Л. Позняк
ИЯФ НЯЦ РК

RADIOCHEMICAL ANALYSIS OF SOILS FROM CONTAMINATED TERRITORIES FOR CONTENTS OF STRONTIUM-90

O.I. Artem'ev, V.L. Poznyak
INP NNC RK

Для анализа проб почв с загрязненными радионуклидами территорий на содержание стронция-90 в Институте ядерной физики Национального ядерного центра Республики Казахстан разработана методика радиохимического анализа с учетом имеющихся в ИЯФ возможностей.

Так, для контроля радиохимического выхода стронция и иттрия в процессе анализа использовались трассеры: получаемые на изохронном циклотроне ИЯФ радионуклиды стронций-90 и иттрий-88, которые вводились в один из двух параллельных образцов пробы почвы, анализ которых на всех стадиях проводился одновременно. Эти же радионуклиды, а также ряд радионуклидов элементов, "мешающих" определению стронция-90 (иттрия-90), использовались на стадии разработки методики.

Схема анализа выглядела следующим образом. Навески высушенной и подготовленной к анализу почвы, весом 50 г помещались в фарфоровых чашках в печь с селитовыми нагревателями. Температура в печи поднималась до 650 С и при этой температуре все пробы выдерживались 2 часа, а затем охлаждались. Пробы переносились в термостойкие стаканы, куда добавлялся носитель стронция (20 мг) и заливались на ночь специально подобранной смесью кислот (60 мл). На следующий день проводилось кипячение проб при температуре 80 С с перемешиванием на магнитной мешалке в течение 30 мин., отстаивание раствора и фильтрование его через бумажный фильтр средней плотности. С оставшимися осадками операции разложения проб повторялись. Фильтраты объединялись и с ними проводились операции радиохимической очистки стронция-90.

Для отделения радионуклидов редкоземельных элементов (в том числе иттрия-90), а также урана, тория и других радиоактивных элементов проводилось осаждение и переосаждение гидроксида железа. Железо, как правило, в больших количествах содержалось в анализируемых пробах почвы. Осаждение проводилось концентрированным аммиаком при рН около 10. Осадки центрифугировались, фугаты объединялись, выпаривались до объема 50 мл и подкислялись концентрированной азотной кислотой (10 мл). Затем процесс выпаривания повторялся (до объема 50 мл) и раствор разбавлялся дистиллированной водой до объема 100 мл. После этого в раствор вносился носитель иттрия (20 мг), а сам раствор выдерживался 2 недели для установления равновесия в цепочке Sr-90 - Y-90.

После двухнедельной выдержки в растворы добавлялся антиноситель цезия (20 мг). Концентрированным аммиаком осаждался и переосаждался гидроксид иттрия, который переносился на беззольный обработанный бумажный фильтр. Фильтрование проводилось с разрежением с помощью водоструйного насоса. Фильтры с осадками высушивались при 110 С и поступали на бета-спектрометрию.

Установка для измерения β-активности включала в себя детектор из антрацена толщиной 3 мм и диаметром 40 мм, помещенный в свинцовый домик. Детектор объединялся с помощью плексигласового световода с ФЭУ. Зарегистрированные импульсы подавались на устройство накопления и обработки. Фон установки составляет 36 имп./мин. Количественные определения выполнялись с помощью стандарта 50-80.

Параметры методики: Воспроизводимость определения Sr-90 оценена по двум образцам с содержанием Sr-90 около 50 Бк/кг, где по трем параллельным определениям она составляла ~5%. Систематическая погрешность, обусловленная неполнотой вскрытия пробы и разбросом выделения Y-90 оценена и не превышает 20%.

АНАЛИЗ И ДИАГНОСТИКА ПЛОЩАДНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ РАДИОНУКЛИДАМИ ЕСТЕСТВЕННОГО И ТЕХНОГЕННОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ МЕТОДАМИ КОНТУРНОЙ СТАТИСТИКИ

Н.Г. Макаренко, Л.М. Каримова, А.В. Юшков,
А.В. Кардашев, Д.Н. Беляшов
ИТИМ МНАН РК, ИГИ НЯЦ РК

AN ANALYSIS AND A DIAGNOSTICS OF RADIONUCLIDE SURFACE CONTAMINATION OF NATURAL AND INDUSTRIAL ORIGIN BY A METHOD OF CONTOUR STATISTICS

N.G. Makarenko, L.M. Karimova, A.V. Uyshkov,
A.V. Kardashev, D.N. Belyashov
ITAM MSAS RK, IGR NNC RK

Техногенное загрязнение радионуклидами охватывает большие территории Казахстана, включающие населенные пункты и сельскохозяйственные зоны. Принятие соответствующих экологических решений требует эффективных методов диагностики площадного загрязнения радионуклидами естественного и техногенного происхождения. Резюмируем основные трудности этой проблемы:

- из-за больших масштабов ядерных испытаний и интенсификации ядерной энергетики радионуклидная загрязненность приобрела глобальный характер;
- число типов радионуклидов и их соединений достаточно велико — полное описание требует многоканальных измерений;
- быстрая эволюция радионуклидов по дневной поверхности, в глубине земли, в атмосфере, в поверхностных и подземных водах приводит к некорректным данным уже на момент окончания измерительных работ. Например, каждую пыльную бурю вблизи Азгирского и Семипалатинского ядерных полигонов вполне можно рассматривать как микроядерный взрыв с точки зрения захвата радионуклидами все новых территорий.

Эти факторы порождают неоднородные и нестабильные радионуклидные поля, анализ которых требует больших затрат. Поэтому здесь необходимы прежде всего эффективные методы для обработки больших многомерных массивов измеренных данных.

В работе предлагается топологический метод для описания и диагностики радиационных полей. Измеренные загрязнения представлены обычно набором двумерных сечений концентраций радионуклидов. Такие карты нередко содержат значительные метрические деформации. Они возникают либо при интерполяции измерений на эквидистантную сетку аргументов, либо в процедурах локализации областей по концентрации радионуклидов. Однако, в большинстве случаев, карты сохраняют топологические свойства структур измеренного поля. Физическая информация содержится в этом случае в "архитектуре" выбросов поля за заданный уровень. В общем случае она меняется не только с высотой, но и во времени, отражая динамику поля в топологии сечений. Последняя представлена обычно системой изолиний, которую можно описать *гомотопическими инвариантами*. Отслеживая вариации этих инвариантов по сечениям и во времени, можно получить представление о глобальной динамике процессов, порождающих конкретный трехмерный "рельеф" радионуклидного поля. Изложенные идеи лежат в основе контурной статистики. В качестве примера мы демонстрируем этот подход для анализа радиационного поля цезия-137 на площадке Балапан СИП (месторождение "Юбилейное"). Полученные результаты показали эффективность предлагаемого метода для исследования подобных площадных загрязнений.

**КРУГОВОЕ МЕЖЛАБОРАТОРНОЕ СРАВНЕНИЕ СОДЕРЖАНИЯ
РАДИОНУКЛИДОВ В ОБРАЗЦАХ ПОЧВ БЫВШИХ ЯДЕРНЫХ
ИСПЫТАТЕЛЬНЫХ ПОЛИГОНОВ В КАЗАХСТАНЕ**

В.Р. Бурмистров
ИЯФ НЯЦ РК

**CIRCULAR INTER-LABORATORY COMPARISON OF RADIONUCLIDE
CONTENTS IN THE SAMPLES OF THE FORMER NUCLEAR TESTING
SITES LOCATED AT THE TERRITORY OF KAZAKSTAN**

V.R. Burmistrov
INP NNC RK

Впервые проведено круговое межлабораторное сравнение (МЛС) радионуклидного состава образцов почв с полигонов Азгир и Семипалатинска. В МЛС приняли участие 8 лабораторий Казахстана (Республиканская СЭС, ЦЛ "Волковгеологии", ИЯФ (2 группы) и ИРБиЭ НЯЦ РК, Казгидромет, ИГН НАН, МП "Экоэксперт").

Образец ОС-1 исходной массой 1 кг, отобранный на площадке А-5 (Азгир) прошел МЛС в 6 лабораториях, достоверно определен Cs-137. Результаты приведены в таблице 1, там же указано среднее арифметическое значение, погрешность дана с доверительной вероятностью 0,95.

Таблица 1. Концентрация цезия-137 (Бк/кг) в образце сравнения ОС-1 (Азгир) по данным МЛС 1993-1994 гг.

Лаборатория	1	2	3	4	5	6	Среднее
Концентрация цезия-137	3310±100	2600	3370±370	3390±180	3110±250	2950±150	3160±330

Образец почвы ОС-2 массой 3 кг, отобранный на "Опытном поле" бывшего СИП, (отбор и пробоподготовка выполнена Казачевским И.В.) прошел МЛС также в 6 лабораториях Казахстана. Результаты определения приведены в таблице 2. В четырех лабораториях проведено также радиохимическое определение Sr-90 и в двух - Pu-239.

Таблица 2. Концентрация радионуклидов (Бк/кг) в образце сравнения ОС-2 (СИП) по данным МЛС 1994-1995 гг.

Радионуклид	Лаборатория						Среднее
	1	2	3	4	7	8	
Цезий-137	580	640	550	540	450	580	560 ± 67
Европий-152	40	80	40	60	50		54 ± 20
Америций-241		280		220	190		230 ± 110
Кобальт-60		≤7		8	8		8 ± 6
Радий-226	18		33	21	27	27	25 ± 7
Горний-232	30		30	38	34	28	32 ± 7
Калий-40	1040	1040	920	730	650	860	870 ± 170

Опыт данного МЛС будет использован для подготовки ГСО почвы полигонов на содержание радионуклидов.

ОБСЛЕДОВАНИЕ И КОМПЛЕКСНАЯ ОЦЕНКА РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ЗЕМЕЛЬ АЗГИРСКОГО ПОЛИГОНА И ОКРУЖАЮЩИХ ТЕРРИТОРИЙ

Ж.И. Адымов, Е.З. Ахметов, Х. Сиражет, А.С. Ерматов
ИЯФ НЯЦ РК

INSPECTION AND COMPLEX ESTIMATION OF A RADIOECOLOGICAL CONDITION OF AZGIR SOIL AND ENVIRONMENTAL TERRITORIES

J.I. Adymov, E.Z. Akhmetov, Kh.Sirajet, A.S. Yermatov
NPI NNC RK

В период с 22.04.66 по 10.10.79 г.г. в 2-15 км от п. Азгир было проведено в 11 рабочих скважинах на глубинах от 165 до 1500 м 17 ядерных подземных взрывов с целью образования подземных полостей различного назначения. Создано 9 полостей общим объемом 1,2 млн.куб.м. при этом в скважине А2 проведено 7 взрывов, в скважине А9 возникла провальная воронка диаметром 600 и глубиной 15 м, заполненная водой. Полости А1-А5 заполнены водой, А7 и А10 частично заполнены, полости А8 и А11 - сухие.

Силами Федерального ядерного центра РФ (ФЯЦ) все площадки были подвергнуты дезактивации и рекультивации. Полость А10 использовалась для захоронения радиоактивного грунта, а полость А3 - для захоронения радиоактивно-загрязненных металлических деталей и конструкций. Объем радиоактивных отходов (РАО), подвергнутых захоронению с площади 100000 кв.м и суммарной активностью 50 Ки, составляет 24000 куб.м. Во всех полостях содержится до 1500 Ки альфа-нуклидов и 50000 Ки бета-нуклидов. При плановых экспериментальных вскрытиях полостей в атмосферу было инжектировано 10 млн.Ки радиоактивных газов. При проведении исследований геофизических параметров полостей были допущены локальные загрязнения территорий с уровнями мощности экспозиционных доз до 160 мР/ч, загрязнения цезием-137 (до 23 кБк/кг) площадок скважин А2, А3 и А10. На площадке А1 и прилегающей к ней территории были обнаружены точки с содержанием цезия-137 до 320 кБк/кв.м., там же отмечено повышенное содержание стронция-90 и изотопов плутония. Содержание цезия-137 в растительных формах Азгирского полигона достигает 6500 Бк/кг, что свидетельствует о миграции радионуклидов из почвы в растения. Кроме того, в некоторых зимовьях зарегистрировано загрязнение загонов для скота и подстилки до 500 Бк/кг.

По утверждению российской стороны радиационная обстановка на объекте "Азгир" после проведенной рекультивации является нормальной. Что касается гамма-загрязненности поверхности земель, то по-видимому, это так. Хотя по результатам измерений (май 1995г.) Атыраусского областного управления по экологии на площадках А2 и А3 обнаружены точки с уровнем мощности экспозиционной дозы до 150-160 мР/ч. По материалам экспедиции Гидромета в 1995г. запас цезия-137 в почве на глубине до 5 см по-прежнему достаточно высок и находится в пределах от 80 до 13600 мКи/км² при глобальном запасе 65 мКи/км², содержание плутония-239 в отдельных точках превышает предельно-допустимые концентрации. По бета- и альфа-загрязненности соответствующих полноценных данных не имеется. Также актуальной является проблема радиоактивной загрязненности поверхностных, грунтовых и подземных вод.

Согласно заключениям государственных санитарных, сельскохозяйственных и земельных органов РК по "Рабочему проекту рекультивации земель объекта Азгир", отмечается, что проект следует считать устаревшим. Не решен вопрос технологии консервации подземных емкостей, не оправдано траншейное захоронение РАО с последующим перезахоронением их в подземные емкости, не представляется возможным установить пригодность рекультивируемых земель для использования в сельскохозяйственных целях.

Для объективного учета всех последствий ядерных взрывов, количественных и качественных оценок вреда, нанесенного здоровью населения, состоянию биосферы, гео- и гидросфере, хозяйственной деятельности прилегающего района, необходимо проведение всесторонних, регулярных и ежегодных исследований радиоэкологического состояния полигона по единой методике выполнения измерений. Результаты таких исследований дадут возможность делать вероятностные прогностические оценки ситуации на ядерных площадках, что позволит составить реальные программы по ликвидации или существенному уменьшению всех поствзрывных последствий, оздоровлению природной среды, восстановлению здоровья населения.

ПЫЛЕУГОЛЬНЫЕ ТЭС И ВЫБРОСЫ В АТМОСФЕРУ

Б.К. Алияров
КазНИИЭ им. академика Ш.Ч. Чокина

COAL FIRING STATIONS AND ENVIRONMENT PROBLEMS

B.K. Aliyarov
Kazakh Scientific and Research Institute of power Engineering

Установленная мощность электрических станций Казахстана составляет примерно $15 \cdot 10^6$ кВт. Причем почти 90% выработки обеспечивается сжиганием органического топлива. Конденсационные тепловые электрические станции (ТЭС) Республики Казахстан работают преимущественно на местных углях. Общая мощность пылеугольных станций превышает 12 млн. кВт и на них установлены котлы паропроизводительностью от 50 до 1650 т/ч. Эти агрегаты, как правило, используют уголь с зольностью до 50% (экибастузский, борлинский, куучекинский и ряд других углей). Теплотворная способность таких углей составляет 3500-4200 ккал/кг и поэтому зольность, отнесенная к 1000 ккал, может превышать 10 (в то время, как для углей, сжигаемых на западно-европейских ТЭС, этот показатель не превышает, как правило, 2). Содержание серы в сжигаемой массе составляет 0,5-0,7%, что при отнесении на 1000 ккал приближается по сернистости к мазуту с серосодержанием около 2%. Содержание азота в топливе колеблется от 0,5 до 1,5%.

В соответствии с мировыми нормативами по охране атмосферы выбросы пылеугольных ТЭС лимитируются в настоящее время по четырем ингредиентам: летучей золе, окислам серы и азота, окиси углерода. Последняя, помимо экологических, лимитируется также экономическими показателями – явление химического недожога в дымовых газах существенно сказывается на экономичности ТЭС и, следовательно, на объеме поощрения эксплуатационного персонала. Кроме того, работа топков с нормативными значениями коэффициента избытка воздуха практически исключает появление окиси углерода и поэтому этот ингредиент может не рассматриваться.

В мировой практике наиболее жесткие нормативы выбросов ТЭС в атмосферу установлены в Германии: по летучей золе – 150 мг/м^3 , по окислам азота – 240 и 470 мг/м^3 (для крупных и небольших котлов соответственно) и по диоксиду серы – 400 мг/м^3 (по данным за 1990 г.).

Решением Госкомприроды СССР от 5 мая 1989 г. такие же нормативы выбросов были установлены для вновь строящихся мощных блоков и продолжают действовать, поскольку, в частности, в Казахстане они не пересмотрены.

Вместе с тем, непосредственное применение мирового опыта очистки дымовых газов затруднительно по экономическим причинам. Например, только для действующей пылеугольной энергетики Казахстана затраты должны составить (в ценах ФРГ 1990 г.) примерно 4,5 млрд. марок ФРГ на сероочистку и примерно 2,5 млрд. марок ФРГ на азотоочистку, что практически нереально в обозримой перспективе. Затраты на пылеулавливание также сопоставимы с этими величинами.

В этой связи, безусловно, оправдан поиск доступных для реализации технических и экономических решений.

Наиболее сложной оказывается очистка дымовых газов котлов, работающих на экибастузских высокозольных углях. При их сжигании исходная запыленность дымовых газов может составлять $70\text{-}100 \text{ г/м}^3$. Кроме того, зола экибастузского угля обладает специфическим отрицательным свойством – высоким омическим сопротивлением, что весьма затрудняет эффективное применение электрических методов улавливания золы и вынуждает искать решения, например, в увеличении числа полей электрофильтров. Для примера можно указать, что в одном из вариантов экологически нормативной ТЭС рассматривалась установка восьмипольных электрофильтров.

Имеются возможности улучшения работы электрофильтров (кондиционирование, знакопеременное, импульсное питание и т.д.). Применение каждого из них в отдельности или в сочетании позволяет достичь необходимого уровня очистки дымовых газов от пыли.

Есть все основания ожидать, что при комплексном воздействии на условия воспламенения (горелки, ступенчатое сжигание), на топочный процесс (ступенчатое сжигание, конструкция топочной камеры, подача восстановителя), на топливо (термическая подготовка) возможно снижение концентрации окислов азота в дымовых газах более чем в 4 раза (относительно традиционной схемы факельного сжигания) без применения химических реагентов (аммиака, катализатора). В настоящее время все элементы, входящие в этот комплекс мероприятий, прошли опробование в лабораторных установках и полупромышленных условиях.

Для очистки дымовых газов от окислов серы предполагается применить схему конверсии диоксида серы в триоксид с получением в виде конечного продукта товарной серной кислоты. Основным элементом этой схемы является гетерогенный катализатор, обеспечивающий указанную конверсию с необычно высоким числом обратных часов.

Таким образом, применение различных методов улучшения работы электрофильтров, внедрение огнетехнических методов снижения уровня образования окислов азота, использование катализаторов для доокисления диоксида серы до триоксида с последующим переводом в серную кислоту позволяют создать тепловую станцию с нормативными значениями выбросов основных ингредиентов в атмосферу даже на таком относительно "неблагополучном" угле как экибастузский. Применение на станции более качественного угля может существенно упростить отдельные узлы предлагаемой схемы.

ПРОБЛЕМЫ УТИЛИЗАЦИИ РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ В ОТКРЫТОМ КОСМИЧЕСКОМ ПРОСТРАНСТВЕ

Е.С. Пшенин
ИКИ МНАН РК
Б.Т. Суйменбаев

Международный институт системных исследований

DISPOSAL OF RADIOACTIVE WASTES IN OPEN SPACE

E.S. Pshenin
ISR MSAS RK
B.T. Suymenbaev

International Institute of System Research

Существующие в настоящее время системы энергопроизводства, основанные на эксплуатации возобновляемых источников энергии (гидроэнергетика и аэроэнергетика), уже недостаточны для удовлетворения потребностей человечества, кроме того, их использование влечет за собой значительные климатические и тектонические изменения, зачастую приводящие к катастрофам. Химические источники энергии (сжигание угля, нефтепродуктов, газа и др.) вообще являются настолько сильными загрязнителями окружающей среды, что окрестности тепловых электростанций и шоссе дорог напоминают выжженную пустыню. Кроме того, продукты сгорания химических источников энергии являются активными канцерогенами.

Одним из наиболее перспективных источников энергии в ближайшем будущем будет ядерная энергетика. Технология выработки энергии на ядерных установках достаточно хорошо отработана, а произошедшие крупные аварии на ядерных электростанциях заставили более серьезно относиться к проблемам безопасной эксплуатации. Имеющиеся запасы ядерного горючего достаточны для обеспечения необходимой энергией в обозримое время. Естественным развитием этого способа энергопроизводства может быть замена ядерных энергетических установок на термоядерные. Единственным и самым серьезным препятствием на пути развития ядерной энергетики является наличие чрезвычайно опасных и требующих длительного хранения (сотни лет) отходов. Выходом из создавшегося положения может служить удаление отходов ядерного производства за пределы Земли.

Проблема удаления в открытый космос отходов ядерного производства достаточно актуальна и, в то же время, не нова. К настоящему времени только в Казахстане накоплено порядка 217,8 млн тонн различных радиоактивных отходов с общей активностью около 220 тыс. кюри [1]. Из них наибольшую опасность представляют высокоактивные отходы ядерной энергетики, которые могут быть оценены как - более 1 тыс. тонн. Затраты на хранение одной тонны таких отходов составляют приблизительно 1 млн долларов США

Современные транспортные космические системы способны выводить на траекторию полета к Луне, Венере, Марсу или Солнцу от 4 тонн (РН "Протон") до 28 тонн (РН "Энергия") полезной нагрузки. Проблемы использования тяжелых РН и МТК серьезно обсуждаются в таких известных авиакосмических фирмах как Boeing Aerospace, General Dynammis, McDonnell Douglas, Martin Marietta, Rockwell International и United Technologies [2].

Следует отметить, что утилизацией радиоактивных отходов в космосе как в СССР, так и в США косвенно занимались на протяжении более 20 лет. Речь идет о захоронении КА с ядерными энергоустановками (ЯЭУ) на так называемых орбитах захоронения. Время существования ЯЭУ на орбите захоронения составляет 300-400 лет, что достаточно для распада наиболее активных и короткоживущих продуктов распада до величины активности, которая может рассматриваться как радиационно безопасная [3]. Так в ОКП был выведен 31 советский КА с ЯЭУ и 12 американских КА с ядерными источниками энергии. Несмотря на относительно низкую суммарную активность космического "мусора" (около 110-130 килокюри) потенциальная опасность "мертвых" ЯЭУ достаточно высока.

Захоронение радиоактивных отходов в открытом космосе упирается в жесткие требования по безопасности вывода контейнера на соответствующую орбиту. Концепция безопасности должна строиться как минимум с учетом правового, методического и научно - технического обеспечения экологической безопасности при реализации проекта. Построение такой концепции требует привлечения ведущих специалистов ряда стран под эгидой международных организаций ООН и МАГАТЭ.

Разработка и реализация программы удаления в открытый космос радиоактивных отходов требует как минимум 10-15 лет. Однако гуманный характер программы позволяет надеяться на ее реальное осуществление.

Литература:

1. Доклад Казахстана. // Материалы форума по укреплению инфраструктур в области радиационной и ядерной безопасности в странах бывшего СССР, организованного ПРООН и МАГАТЭ и проходившего в Вене 4-7 мая 1993 г.- МАГАТЭ: Вена, 1993.- С. 89-100.
2. Space transportation architecture study overview // Gold Stein A.E., Durocher C.L. // Acta astronaut. - 1988. - 18.
3. Новости космонавтики. № 14/ 2 - 15 июля 1995 г.

ТЕХНОЛОГИЯ ПРИЕМА, ПЕРЕРАБОТКИ И РАЗМЕЩЕНИЯ НА ХРАНЕНИЕ АМПУЛЬНЫХ ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ (ИИИ) НА СТЕНДОВОМ КОМПЛЕКСЕ "БАЙКАЛ-1"

В.А. Азаров, Г.С. Шуклин
ИАЭ НЯЦ РК

TECHNOLOGY OF RECEIPT, PROCESSING AND STORAGE OF CAPSULE SOURCES OF IONIZING RADIATION AT "BAIKAL -1" STAND COMPLEX

Azarov V.A., Shuklin G.S.
IAE NNC RK

В Республике Казахстан (РК), как и во всех странах СНГ, актуальна и остра проблема захоронения радиоактивных отходов (РАО). В том числе существует и проблема захоронения отработанных ампульных ИИИ. В настоящее время в РК находится в работе около 80 тысяч ампульных ИИИ, 20 тысяч из которых необходимо захоронить. Это составляет 80% из всех высокоактивных отходов (по активности), имеющих в республике. Активность источников, подлежащих захоронению в ближайшие сроки - 30 тысяч кюри. Особенно остро стоит проблема захоронения ампульных ИИИ перед онкологическими диспансерами, промышленными предприятиями и геологическими партиями, где организовать их хранение в соответствии с требованиями нормативных документов очень сложно или невозможно.

Государственной приемочной комиссией, созданной по Распоряжению премьер-министра РК № 500-Р от 08.12.94 г., 26 января 1995 года принята в эксплуатацию первая очередь технологического комплекса "Байкал-1" по приему на хранение отработанных ампульных ИИИ, которую можно считать первым шагом по созданию пункта захоронения ампульных ИИИ в РК. Работа по обеспечению приема таких источников на хранение осуществляется в соответствии с положением "Порядок передачи ампульных источников ионизирующего излучения на стендовый комплекс "Байкал-1", согласованным с Республиканской СЭС, Агентством по атомной энергии, Минэкобиоресурсов РК, Министерством внутренних дел РК, Национальной акционерной компанией КАТЭП и Госкомитетом РК по ценовой и антимонопольной политике.

Проект "Подготовка стендового комплекса "Байкал-1" для приема на временное хранение ампульных (закрытых) источников ионизирующего излучения Республики Казахстан" разрабатывался в рамках создаваемой соответствующими институтами и организациями РК единой концепции локализации РАО и обеспечения радиационной безопасности на территории РК головным государственным проектным институтом КАЗГИПРОГРАД при непосредственном участии специалистов ИАЭ.

Необходимость доработки вышеупомянутой концепции отмечалась на совещаниях представителей всех заинтересованных организаций (в том числе и общественных). Там же было признано необходимым решить вопрос о хранении ампульных ИИИ на базе предприятий бывшего Семипалатинского полигона, а именно на стендовом комплексе "Байкал-1" Института атомной энергии Национального ядерного центра (ИАЭ НЯЦ) РК после проведения соответствующей экспертизы.

Все организационные и технические вопросы по приему ампульных ИИИ к настоящему времени решены, начат прием источников. В данном докладе изложены основные принципы приема, переработки и размещения на хранение ампульных ИИИ.

НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ РАДИАЦИОННОГО ЭКОЛОГИЧЕСКОГО КОНТРОЛЯ ВБЛИЗИ ПРЕДПРИЯТИЯ АКЦИОНЕРНОЕ ОБЩЕСТВО "УЛЬБИНСКИЙ МЕТАЛЛУРГИЧЕСКИЙ ЗАВОД"

В.Л. Сидоров
АО "УМЗ"

SOME QUESTIONS ON RADIATION ENVIRONMENTAL SURVEILLANCE NEARBY THE FACILITY OF "ULBA METALLURGICAL WORKS" JOINT-STOCK COMPANY

V.L. Sidorov
"Ulba Metallurgical Works" JSC

Основной задачей радиационной безопасности в регионах, эксплуатирующих предприятия ядерного энергетического цикла, в настоящее время следует считать оптимизацию взаимоотношений этих предприятий с окружающей средой. Основной оптимизации должен стать принцип экологического нормирования воздействия предприятий топливного цикла на природу и человека.

На сегодняшний день в основном реализуется санитарно-гигиенический принцип. Такой подход к нормированию поступления радиоактивных нуклидов в окружающую среду исходит из принципа защиты человека от радиационного воздействия.

Принятая методология защиты человека и окружающей среды от радиационного воздействия предприятий топливного цикла предопределяет существующую систему контроля мощности выброса и активности сброса отходов, а также радиационной обстановки в окружающей среде. Такая система контроля радиационной обстановки не оперативна, выдает дискретную (в пространстве и времени) информацию, а главное, после случившегося факта. Эта система позволяет лишь убедиться, что мощность выброса, активность сброса, удельная активность радионуклидов в приземном воздухе и объектах окружающей среды не превышали (за период дискретности) допустимых значений. Надо отметить, что практически не учитывается при санитарно-гигиеническом подходе к защите человека от ионизирующих излучений эффект одновременного поступления в окружающую среду других загрязнителей.

Примером существующего санитарно-гигиенического подхода к нормированию может служить эксплуатация предприятия Акционерное общество "Ульбинский металлургический завод" (АО "УМЗ").

На АО "УМЗ" изготавливают таблетки двуокиси урана для атомных электростанций . Санитарно-гигиенический контроль на предприятии ведется по следующим направлениям :

- контроль активности аэрозолей, выбрасываемых в вентиляционную трубу ;
- контроль активности ливневых вод, сбрасываемых в водоем ;
- контроль приземного воздуха на стационарных постах, оборудованных аспирационными устройствами на промышленной площадке и на границе санитарно-защитной зоны;
- контроль мощности дозы γ -излучения стационарно установленными дозиметрами;
- периодическое измерение мощности дозы γ -излучения передвижной лабораторией ;
- отбор и анализ активности проб объектов окружающей среды ;
- контроль выезжающего автотранспорта.

АО "УМЗ" в полной мере удовлетворяет принципам санитарно-гигиенического нормирования радиационного воздействия на человека, а именно, индивидуальная доза у всех сотрудников существенно ниже предельно допустимой дозы , установленной НРБ-76/87, мощность выброса радиоактивных веществ с газоаэрозольными отходами не превосходит предельно допустимый выброс и во многих случаях существенно ниже (это обуславливает благоприятную радиационную обстановку в регионе, т.е. доза радиационного воздействия выбросов на население существенно ниже предела дозы), то же самое можно сказать о поступлении в окружающую среду радиоактивных веществ с жидкими отходами.

На заводе по производству топливных таблеток АО "УМЗ" периодически силами Научно-исследовательского института биофизики Минздрава Российской Федерации проводятся исследовательские работы по определению условий труда в цехах завода, а также по определению качественного (изотопного) состава выбросов и сбросов предприятия. По результатам проведенных работ выпускаются отчеты и рекомендации. В связи с этим анализ предприятия как источника радиоактивных поступлений в окружающую среду достаточно хорошо дегализован, чего не скажешь о радиационной ситуации в самой окружающей среде. Скорее, в окружающей среде это – даже не анализ, а констатация факта, ибо контролируются мощность дозы γ -излучения на местности, удельная активность радиоактивных веществ в некоторых объектах окружающей среды (атмосферный воздух, почва, растительность, вода открытых водоемов и т.п.). Радиационный экологический мониторинг факторов воздействия на природные объекты должен быть существенно шире проводимого фактически контроля радиационного состояния окружающей среды. Он должен предусматривать одновременное влияние всех загрязнителей на значительно более широкий круг объектов окружающей среды.

**ОЦЕНКА ТЕКТОНИЧЕСКОЙ СТАБИЛЬНОСТИ БЛОКА
ЗЕМНОЙ КОРЫ ПОД РЕАКТОРОМ ВВР-К В п. АЛАТАУ**

Н.Н. Беляшова
ИГИ НЯЦ РК

**ASSESSMENT OF TECTONIC STABILITY OF THE GROUND
UNDER WWR-K REACTOR IN ALATAU-TOWN**

N.N. Belyashova
IGR NNC RK

**РАЗРАБОТКА И ПРОИЗВОДСТВО СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОЙ АППАРАТУРЫ
ДЛЯ НАУЧНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ И РАДИАЦИОННОГО КОНТРОЛЯ
ОБЪЕКТОВ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ**

Е.И. Зайцев
НПЦ "АСПЕКТ" ОИЯИ

**DEVELOPMENT AND MANUFACTURING OF SPECTROMETRIC
INSTRUMENTATION FOR RESEARCH AND RADIATION CONTROL
OF ENVIRONMENT**

E.I. Zaytsev
SPC "ASPEKT"

**ОБ ОДНОЙ ВОЗМОЖНОСТИ ЗАХОРОНЕНИЯ
ВЫСОКОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ**

Ж.С. Такибаев
НЯЦ РК
С.И. Исатаев, В.В. Ползик
КазГУ им. аль-Фараби

**ONE POSSIBILITY OF THE HIGH-RADIOACTIVE
WASTE BURIAL**

G.S. Takibaev
NNC RK
S.I. Isataev, V.V. Polzik
Al-Farabi KazSU

БЕЗОПАСНОСТЬ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ. ЯДЕРНЫЕ ТЕХНОЛОГИИ

25-26 июня 1996 г.

Председатель: *К.К. Кадыржанов (НЯЦ РК)*
Сопредседатель: *Ю.С. Васильев (ИАЭ НЯЦ РК)*

ВОЗМОЖНОСТЬ ПРЕДОТВРАЩЕНИЯ АВАРИЙНЫХ ПРОЦЕССОВ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА

Ж.С. Такибаев
НЯЦ РК

ACCIDENTS PREVENTING POSSIBILITIES IN REACTOR CORE

G.S. Takibaev
NNC RK

Аварии, связанные с нарушением нормальной работы активной зоны (АЗ) являются самыми серьезными и тяжелыми по своим последствиям. Поэтому мы сосредотачиваем свое внимание на авариях, возникающих в результате неуправляемого роста интенсивности цепных ядерных реакций деления. Такой процесс характеризуется значительным ростом реактивности и поэтому называется реактивностным нарушением нормальной работы реактора.

Многолетнее наблюдение и анализ наиболее тяжелых аварий убеждает нас в том, что реактивная авария, как правило, бывает наиболее разрушительной. Это наглядно видно на примере аварии Чернобыльской АЭС.

Суть предлагаемой работы сводится к следующему. Во-первых, необходимо из всех возможных способов регулирования работы реактора выбрать наиболее дешевый, доступный и эффективный способ быстрого воздействия на сложные процессы в активной зоне реактора. Таких способов четыре:

- 1) регулирование весьма мощным внешним потоком нейтронов, получаемых, в основном, протонным ускорителем;
- 2) регулирование работы реактора отражателями;
- 3) регулирование с помощью дозирования топлива;
- 4) регулирование с помощью поглотителей нейтронов.

Естественно, все они широко используются в реакторах. Что же касается регулирования внешним потоком нейтронов, то его применяют в исследовательских целях в подкритических реакторах.

На наш взгляд, способ быстрого введения в активную зону поглотителей наиболее приемлем для предотвращения аварии реактора, связанной с его разгоном. В настоящее время этот вопрос в каждом реакторе решается по-своему.

В работе предлагается ряд мер и способов быстрого введения поглотителей для предотвращения аварийных процессов в активной зоне реактора. Обсуждаемые в работе физико-технические устройства должны немедленно реагировать на увеличение температуры и давления, что в свою очередь является результатом внезапного роста потока нейтронов и, соответственно, мощности реактора до уровня, существенно превышающего максимально допустимый для данного реактора. Такие аварии возникают в результате несанкционированного (аварийного) ввода избыточной реактивности, обычно $\rho \geq \beta$, благодаря чему быстро повышается мощность, что обуславливает большое разрушение активной зоны и отсюда все те неприятности, которые имеют место в этих реактивностных авариях, как правило, весьма разрушительных, сильно влияющих и на другие важные узлы реактора. Мы рассматриваем несколько вариантов антиаварийных устройств – ("ААУ").

1. Наряду с обычными ТВС предлагается вводить в АЗ такую же сборку – трубку, наполненную газообразным топливом типа UF_6 , рассматривается также использование жидкого топлива. В случае возникновения аварии быстро создаются условия $T > T_0$, $p > p_0$, причем давление газа повышается вслед за повышением p и поршень, смонтированный внутри трубки, выталкивает из этой трубки порошок Gd или B в первый контур теплоносителя (в общий поток), текущего и омывающего всю АЗ с большой скоростью (>10 м/с). В этом варианте в первую очередь используется большая скорость течения теплоносителя для быстрого ввода в АЗ поглотителя нейтронов для немедленного прекращения увеличения сверх норм интенсивности цепных реакций. Все наши усилия подчинены одной цели: быстрому вводу в АЗ поглотителей нейтронов, чтобы немедленно заглушить начало роста интенсивности цепных реакций или рост потока нейтронов. Температура тепловыделяющих элементов изменяется по времени относительно этого потока с минимальным сдвигом, а температура теплоносителя запаздывает, в свою очередь, относительно изменения температуры ТВЭЛа на десятки доли секунды. Как известно, изменение температуры замедлителя и отражателя запаздывает на 10 с и более. По этой причине мы выбираем газообразное топливо UF_6 , так как оно непосредственно реагирует на изменение p как и другие ТВЭЛы. Однако, инерционность поршня, как и любого механического тела, может сильно замедлить поступление поглотителей в АЗ, поэтому предлагаются другие варианты.

II. Можно применить вместо поршня вращающийся шарнирный клапан с пружиной. Этот клапан открывается под давлением газа UF_6 или жидкости с содержанием топлива типа UF_4 и порошок сразу же поступает в АЗ. Можно осуществить две схемы: одна пассивная, которая выпускает поглотитель нейтронов под давлением, другая активная. В первом случае скорость поступления поглощающего раствора в АЗ не будет вполне достаточной, а во втором случае порошкообразный поглотитель очень активно увлекается потоком теплоносителя первого контура сразу в АЗ реактора.

III. Быстрый выпуск поглотителя можно осуществить, используя тепловое расширение твердого топлива, например, поликристаллического урана, коэффициент теплового расширения которого в интервале $675-750^\circ C$ находится в пределах от $9,6 \cdot 10^{-6}$ до $47,6 \cdot 10^{-6}$ см/см.град. За счет термического расширения перегородка между объемом, содержащим поглотитель, и пространством АЗ открывается сама по себе, когда $T > T_0$, так как в местах защелкивания двух половин перегородки края их в форме трехгранных призм отходят друг от друга и таким образом открывают перегородку. Основной идеей, положенной в основу конструкции, является использование разницы термического расширения между конструкционными материалами. Приблизительным аналогом этой конструкции служит перегородка, подталкиваемая газом UF_6 или жидким ядерным топливом при возрастании температуры АЗ над нормальным ее значением.

IV. Можно использовать в качестве перегородки между содержащей поглотитель емкостью и пространством АЗ реактора эвтектику уран-железо. Как известно, диаграмма фазового состояния системы уран-железо характеризуется присутствием U_6Fe и UFe_2 , т.е. двух интерметаллических соединений. Известно, что U_6Fe образуется при температуре $815^\circ C$ по перитектической реакции. При содержании железа 12% по весу эти соединения образуют эвтектику и плавятся при $725^\circ C$. Если указанную выше перегородку сделать из эвтектики, то при $T > 725^\circ C$ перегородка разрушится, а затем поглотители из Gd или В устремятся по трубке ТВС в АЗ. Вслед моментально прекратится увеличение потока нейтронов. Невозможно в принципе быстрее, чем этим способом, осуществить ввод поглотителей в АЗ.

БЕЗОПАСНОСТЬ ИНТЕГРАЛЬНЫХ ВОДО-ВОДЯНЫХ РЕАКТОРОВ

Ю.Г. Никипорец
РНЦ "Курчатовский институт"

SAFETY OF INTEGRAL WATER-COOLED REACTORS

Yu.G. Nikiporets
RSC "Kurchatov Institute"

В докладе обсуждаются основные концептуальные особенности интегральных водо-водяных реакторов в аспектах безопасности и устойчивости энергоблоков к факторам тяжелых аварий. Приводятся обобщения результатов исследований внутренне присущих реакторам данного типа свойств безопасности, обеспечивающих принципиально более высокий уровень безопасности и улучшенные потребительские качества энергоблоков АС. Рассмотрены некоторые вопросы феноменологии и методологии явлений и процессов, сопровождающих тяжелые аварии реактивности и теплоотводного типа. Описаны предложения по организации научно-исследовательских работ для создания базы данных и базы знаний по проблемам интегральных водо-водяных реакторов для АС нового поколения.

ПОВЕДЕНИЕ ТВС И ТВЭЛОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА БН-350 ПОД ОБЛУЧЕНИЕМ

В.Н. Караулов, А.П. Блынский, И.Л. Яковлев, Е.В. Кононова
МАЭК

ASSEMBLIES AND FUEL PINS BEHAVIOUR UNDER IRRADIATION IN FBR BN-350

V.N. Karaulov, A.P. Blynski, I.L. Yakovlev, E.V. Kononova
MAEC

Подробно рассмотрены вопросы работоспособности всех типов ТВС и твэлов, облучавшихся в реакторе БН-350. Приведены факты, ограничивающие работоспособность. Изучено поведение ТВС с чехлами из ряда аустенитных сталей. Показано, что в этом случае работоспособность ТВС ограничивается радиационным формоизменением шестигранных чехлов из-за распухания и радиационной ползучести конструкционных материалов. Проблема формоизменения чехлов ТВС была решена для активных зон реакторов БН-350 и БН-600 после испытания в реакторе БН-350 экспериментальных ТВС с чехлами из стали ферритно-мартенситного класса марки 12Х13М2БФР.

Для твэлов второго типа загрузки с оболочками из стали 0Х16Н15М3Б-ХД работоспособность исчерпывается при выгорании 13% т.а. и повреждающей дозе 90 сна.

Для повышения выгорания активная зона реактора БН-350 переведена на ТВС модернизированного типа с твэлами с увеличенным газосборником и оболочками из более радиационностойкой стали 0Х16Н15М2Г2ТФР-ХД.

Работоспособность твэлов ТВС модернизированного типа в условиях активной зоны реактора БН-350 обеспечена до 15% т.а. (доза 105 сна).

ПЕТЛЕВАЯ УСТАНОВКА УПШ РЕАКТОРА ИГР

В. Г. Аден, Ю. А. Иванов, Э. К. Карасев, Е. Ф. Карташев,
В. М. Малинкин, В. В. Перемыщев, И. Т. Серов.

НИКИЭТ

В. А. Пахниц
ИАЭ НЯЦ РК

LOOP FACILITY UPSH OF IGR REACTOR

V.G. Aden, Yu.A. Ivanov, E.K. Karasev, E.F. Kartashev,
V.M. Malinkin, V.V. Peremyshev, I.T. Serov

RDIFE

V.A. Pakhnits
IAE NC RK

Требования обеспечения безопасности реакторных установок, независимо от их назначения, диктуют необходимость экспериментального обоснования работоспособности твэлов и ТВС активных зон этих реакторов во всем рабочем диапазоне: в пусковых и переходных режимах с одного уровня мощности на другой, в аварийных режимах, и, в первую очередь, при всплесках и спадах мощности, при прекращении расхода теплоносителя, разбалансе нагрева и охлаждения и т. д.

Для верификации расчетных программ, используемых для расчетного обоснования безопасности реакторных установок, а также для выработки требований к системам управления и защиты реакторной установки, в частности, для оценки влияния запаздывания управляющих и аварийных сигналов на процессы, происходящие в активной зоне и в технологических системах, необходимы экспериментальные данные.

Петлевая реакторная установка УПШ, сооруженная в 1988 г. на базе импульсного уран-графитового реактора ИГР-1, обеспечена необходимым оборудованием и системами, позволяющими проводить исследования в широком диапазоне параметров. На этой установке проводятся работы, позволяющие реализовывать сравнительные исследования работоспособности твэлов и ТВС различных типов; определяются допустимые скорости изменения мощности с фиксацией состояния твэлов при различных скоростях нагружения; в качестве частных задач могут быть решены также задачи исследований возникновения кризиса теплообмена на твэлах, как в недогретой воде, так и в кипящих системах, и исследований динамических режимов, связанных с опрокидыванием расхода, их течением при различных уровнях мощности ТВС с выходом на естественную циркуляцию.

Петлевая реакторная установка УПШ на реакторе ИГР-1 позволяет обеспечить адекватность натурным условиям, и, в первую очередь, по скорости и амплитуде изменяемых параметров. Часть изменяемых параметров, таких, как расход, давление, температура теплоносителя на входе в ТВС, реализуются посредством схемных решений петлевой установки и оборудования, а такие параметры как скорость и величина изменения мощности ТВС - за счет использования соответствующих изменений мощности реактора ИГР-1.

Реализованное сочетание экспериментальных возможностей реактора и петлевой установки УПШ обеспечивает проведение испытаний водоохлаждаемых ТВС в динамических режимах в широком интервале нагрузок. На реакторе ИГР реализуются импульсный, стационарный и комбинированные режимы, обеспечивающие требуемые законы изменения мощности при испытаниях, а петлевая установка УПШ дает возможность осуществлять подачу теплоносителя по нескольким разомкнутым трактам в широком диапазоне давлений и расходов, позволяя при этом производить дискретное и (или) непрерывное изменение расхода по заданному закону, соответствующему закону изменения мощности натурной ТВС.

В Таблице приведены основные технические данные реактора ИГР и петлевой установки УПШ.

Данная петлевая установка была использована для ряда научно-технических исследований. Экспериментальное оснащение петлевой установки и термометрирование твэлов и контура теплоносителя, а также сбор информации о давлении по тракту ТВС позволили получить информацию об изменении во времени температур и давлении в пределах ТВС и в рабочем канале, и использовать результаты для верификации расчетных кодов. С другой стороны, были получены допустимые значения запаздывания срабатывания аварийной защиты для аварии с прекращением расхода и предельно допустимые значения мощности в режимах, имитирующих всплеск реактивности.

Основные технические данные реактора ИГР и петлевой установки УПШ

№ пп	Наименование	Значение
1	Минимальная полуширина импульса, с	0,12
2	Максимальная плотность потока тепловых нейтронов, 1/см ² е в импульсном режиме в стационарном режиме	0,7 10 ¹⁷ 0,7 10 ¹⁶
3	Коэффициент неравномерности потока тепловых нейтронов по ординате	1,15
4	Максимальный флюенс тепловых нейтронов, 1/см ²	3,7 10 ¹⁶
5	Максимальное энерговыделение при температуре активной зоны 1400 К, ГДж	5,2
6	Активная зона поперечное сечение, м высота	1,4×1,4 1,33
7	Центральный экспериментальный вертикальный канал диаметр, м длина, м	0,228 3,825
8	Запас дистиллата, м ³	64
9	Количество участков (трактов) подачи дистиллата	4
10	Рабочее давление участков подачи, МПа	32,20,20,16
11	Температура теплоносителя на входе в объект испытаний, °С	20,...300
12	Максимальная температура теплоносителя на выходе объекта испытаний, °С	800

Петлевая установка УПШ на реакторе ИГР-1 обладает широкими возможностями и может быть использована для проверки работоспособности ТВС в условиях быстрого выхода на мощность из холодного стартового состояния, для испытаний ТВС на циклическую работоспособность, для проверки циклической работоспособности ТВС в условиях аварийного сброса мощности, в режимах набросов мощности, в режимах, имитирующих СЦР.

КОНТРОЛЬ ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ПРИ ДИНАМИЧЕСКИХ ИСПЫТАНИЯХ ТВЭЛ И ТВС В АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ НА РЕАКТОРЕ ИГР

В.М.Малинкин, С.Н.Буколов, С.И.Крюков, И.А.Стенбок

НИКИЭТ

Ю.М.Казьмин, В.А.Пахниц

ИАЭ НЯЦ РК

MONITORING OF PHYSICAL PARAMETERS DURING DYNAMIC TESTING OF FUEL ELEMENTS AND FUEL ASSEMBLY UNDER EMERGENCY MODES AT IGR REACTOR

V.M.Malinkin, S.N.Bukolov, S.I.Krukov, I.A.Stenbok

NDIPE

Y.M.Kazmin, V.A.Pakhnits

IAE NNC RK

При реализации программ экспериментальных исследований поведения твэлов и ТВС в переходных и аварийных режимах при ампульных и петлевых испытаниях на импульсном уран-графитовом реакторе ИГР важным является обеспечение надежного контроля гидродинамических, теплофизических и нейтронно-физических параметров. Принципиальной особенностью этих испытаний является быстротекущий характер процессов и широкий диапазон изменения режимных параметров.

Настоящая работа посвящена проблеме разработки и создания методики нейтронно-физического расчета, методов и средств измерения параметров испытываемых изделий, расчетно-экспериментальному обоснованию и прогнозированию физических параметров и режимов испытаний.

Оперативный нейтронно-физический контроль (определение мощности, выделяемой в твэлах (ТВС), ее формы и амплитуды, интегрального энерговыделения за импульс реактора) основан на использовании сигналов детекторов внутризонного контроля (ДВК) и результатов нейтронно-физического расчета. Получена формула для оценки мощности ТВС по показаниям ДВК:

$$W_{\text{ТВС}} = \alpha_f(X, T_{\text{акт}}) \cdot G^{(5)} \cdot q^{(6)} = \alpha_f(X, T_{\text{акт}}) \cdot G^{(5)} \cdot (1/N) \sum_{i=1}^N J_{\text{двк}i} \cdot K_{\text{св}i},$$

где: $\alpha_f(X, T_{\text{акт}})$ - отношение среднего энерговыделения в ТВС и в месте размещения ДВК в единице массы U-235 в зависимости от паросодержания (X) и температуры кладки активной зоны ($T_{\text{акт}}$);

$G^{(5)}$ - загрузка U-235 в ТВС;

$q^{(6)}$ - энерговыделение в единице массы U-235 (определяется экспериментально по показаниям ДВК);

$J_{\text{двк}i}$ - сигнал i-го ДВК;

N - количество ДВК;

$K_{\text{св}i}$ - коэффициент связи сигнала i-го ДВК с энерговыделением в единице массы U-235.

Значения $\alpha_f(X, T_{\text{акт}})$ и другие основные характеристики реактора и ТВС ($K_{\text{эф}}$, радиальные и высотные распределения потоков тепловых и быстрых нейтронов, коэффициенты неравномерности энергораспределения гомогенизированных по составу зон ТВС, отношение мощности ТВС и всего реактора) получены в результате нейтронно-физического расчета для среднего разогрева кладки активной зоны в диапазоне 300...1500 К.

В качестве ДВК использовались малогабаритные высокотемпературные ионизационные камеры типа КТВ и комптоновские эмиссионные детекторы нейтронов. ДВК размещаются в ЦЭК реактора в непосредственной близости от испытываемых изделий. Динамический диапазон работы ДВК каждого типа, их основные характеристики исследованы во всех реализуемых режимах работы реактора ИГР (в диапазоне изменения плотности потока тепловых нейтронов до $1 \cdot 10^{17}$ н/(см²с) с длительностью импульса мощности от 0,1 с и более).

Регистрация сигналов ДВК, сбор и обработка информации осуществлялась с помощью специально разработанной многоканальной автоматизированной быстродействующей системы широкодиапазонного контроля, (система СКЭП), представляющей собой программно-аппаратный комплекс на базе ПЭВМ типа IBM PC/AT. В состав СКЭП входят 3 импульсных и 8 токовых измерительных каналов с камерами КТВ, а также 8 токовых каналов с эмиссионными детекторами. Частота опроса всех каналов до 100 Гц, диапазон непрерывного автоматического контроля потока тепловых нейтронов ($1 \cdot 10^4$... $1 \cdot 10^{17}$) н/(см²с).

Система имеет модульную конструкцию с автоматическим контролем исправности. Работоспособность и проектные характеристики системы подтверждены испытаниями на реакторных установках.

Взаимная градуировка измерительных каналов системы, а также определение значений K_t , выполнялись в методических пусках реактора ИГР по измеренному числу делений в прокалиброванных на содержание U-235 индикаторах-мониторах и интегралов тока детекторов за время реакторного импульса.

Разработанные расчетные методики, метод и средства контроля физических параметров использовались при реализации программ исследований поведения твэл ВВЭР-1000 а также ТВС действующих исследовательских реакторов и вновь проектируемых реакторных установок в переходных и аварийных режимах в ампульных и петлевых испытаниях на ректоре ИГР. Впервые с помощью системы СКЭП были измерены в реакторных пусках форма и амплитуда мощности ТВС (твэлов) в диапазоне 13-ти порядков. Получено согласие в пределах $\pm 6\%$ между значениями мощности, измеренными предложенным нейтронно-физическим и теплофизическим (по тепловому балансу для стационарных режимов при стабилизации теплофизических параметров) методами.

Система может использоваться для контроля и регистрации физических параметров в стационарных, переходных и аварийных режимах, а также в системах управления и защиты реакторных установок. Система может быть адаптирована под конкретные условия применения.

ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫЙ ГАЗОВЫЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР ПОВЫШЕННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ С НАСЫПНЫМ СЛОЕМ ТВЭЛОВ

Ш.А. Ершин, У.К. Жапбасбаев
КазГУ им. Аль-Фараби

HIGH-TEMPERATURE GASEOUS NUCLEAR REACTOR OF ENHANCED SAFETY WITH FILLING FUEL ELEMENT LAYER

Sh.A. Ershin, Yu.K. Zhappasbayev
Al-Faraby KazSU

Одним из перспективных направлений ядерной энергетики является разработка высокотемпературных газоохлаждаемых ядерных реакторов с шаровыми твэлами. Им присущи внутренняя безопасность активной зоны и простота конструкции [1]. В радиальном реакторе поток теплоносителя подводится по входной кольцевой трубе и по мере движения по ней будет фильтроваться через активный зернистый слой твэлов во внутренний коллектор кольцевого сечения. В последнем происходит сбор теплоносителя, расход его растет по ходу движения. Теплоемкость в активной зоне находится в прямой зависимости от равномерности поля скоростей, обеспечивающей однородное условие теплообмена между фильтрационным потоком и элементом насыпного слоя. Появление гидродинамических неоднородностей в зернистом слое твэлов может привести к ухудшению теплообмена между потоком и шаровым твэлом, тем самым к возникновению "горячих пятен"[2]. Закон распределения фильтрационного потока заранее неизвестен и определяется в результате решения сопряженной задачи – движение в коллекторах и фильтрация в активной зоне твэлов. Поэтому в зависимости от закономерностей течения теплоносителя в каждой из областей могут быть реализованы самые разнообразные ситуации. В докладе будут приведены результаты расчета математической модели, позволяющие провести анализ влияния режимных параметров на распределение теплоносителя в активной зоне.

Литература.

1. Космические двигатели. состояние и перспективы. М.:Мир, 1988.
2. Buchlin J.M., Laphorn J.C., Ginoux J.J. Hot Spots in Active Packed Beds // Verfahrenstechnik. 1977. V.11, pp. 620-624.

ИССЛЕДОВАНИЯ ПОВЕДЕНИЯ ТВЭЛОВ С КЕРМЕТНЫМ ТОПЛИВОМ В РЕАКТОРЕ ИГР В УСЛОВИЯХ АВАРИИ ТИПА RIA

Ю.С. Васильев, А.Д. Вурим, С.М. Колтышев, В.А. Пахниц, Ш.Т. Тухватулин
ИАЭ НЯЦ РК
В.В. Попов, А.Н. Рыжков
ФЭИ

STUDY OF THE BEHAVIOR OF CERMET FUEL ELEMENTS IN IGR REACTOR UNDER RIA TYPE ACCIDENTS CONDITIONS

Yu.S. Vasilyev, A.D. Vurim, S.M. Koltyshev, V.A. Pakhnits, Sh.T. Tukhvatuln
IAE NNC RK
V.V. Popov, A.N. Ryzhkov
PPI

В декабре 1993 года на реакторе ИГР Института Атомной энергии НЯЦ РК была проведена вторая серия реакторных испытаний перспективных твэлов с керметным топливом в условиях, моделирующих аварию типа RIA.

Достоинством керметного топлива является его высокая, 10...12 Вт/м К, по сравнению с диоксидом, 3...4 Вт/м К, теплопроводность, и возможность создания хорошего теплового контакта топливного столба с оболочкой. Этими особенностями обусловлено то, что при работе твэла в нормальном эксплуатационном режиме температура в центре составляет 700...800°C, что в 2...3 раза меньше, чем в твэле с диоксидным топливом (1700...1900°C). Вследствие этого в активной зоне реактора, составленной из твэлов с керметным топливом, значительно меньше количество аккумулированного тепла, что упрощает проблему расхолаживания и в случае аварии повышает степень безопасности реактора.

Испытываемые модельные твэлы представляли собой монолитные стержни, изготовленные из топливной композиции (матрица сплав ЦЖБН, дисперсный материал-крупка диоксида урана) устанавливаемые в оболочку из сплава Э-110. Сверху в оболочку вваривались заглушки, снизу - заглушки с хвостовиком.

Часть модельных твэлов оснащалась термомпарами для измерения температуры топлива, рабочий спай термопар устанавливался в центре топливного столба. На всех модельных твэлах устанавливались по две на каждом, термомпары для измерения температуры оболочки, рабочие спаи термопар располагались в диаметрально противоположных точках, в центре топливного столба по высоте.

Во второй серии испытаний, в восьми пусках было испытано 10 твэлов с керметным топливом, из них 8 твэлов монолитного типа и 2 твэла контейнерного типа а также 6 твэлов-свидетелей типа ВВЭР-1000 с диоксидным топливом. При испытаниях, в каждом пуске, в ампулу, заполненную водой, устанавливалось по два твэла - один твэл с керметным топливом и один твэл-свидетель. В двух пусках в ампулу устанавливались по два твэла с керметным топливом.

Для измерения энерговыделения в твэлах, в каждом пуске, в ампулу устанавливались два монитора деления и датчик внутризонного контроля.

Во всех пусках режим работы реактора ИГР - "нейтронная вспышка".

Параметры вспышки:

начальный скачок реактивности	$\rho_0 = 3.4 \pm 0.1 \beta_{eff}$
полуширина вспышки	$\tau_{1/2} = 0.2 \pm 0.01 \text{ с}$
максимальная мощность реактора ИГР	$N_{max} = 2700 \pm 120 \text{ МВт}$
энерговыделение в реакторе	$Q_p = 740 \pm 50 \text{ МДж}$

Мощность твэлов при испытаниях изменялась от 151 до 336 кВт, энерговыделение составляло 38...93 кДж/с ^{235}U , максимальная температура керметного топлива - 1943...2173 К, диоксидного - 1923...2643 К. Различные значения энерговыделения в твэлах, при неизменном на всех пусках энерговыделении в реакторе, обеспечивались установкой в ампуле, вокруг твэлов, ослабляющих экранов различной толщины.

Испытания показали, что работоспособность твэлов с керметным топливом, в условиях реактивной аварии, при полуширине импульса 0,2 с, по крайней мере не хуже работоспособности твэлов с диоксидным топливом, даже при том, что преимущества керметного топлива в таких режимах проявляются в наименьшей степени.

ИССЛЕДОВАНИЯ МОДЕЛЬНЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА СО СВИНЦОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ ТИПА “БРЕСТ-300” НА РЕЖИМЕ ЗАПРОЕКТНОЙ АВАРИИ

А.Д. Вурим, В.С. Жданов, О.С. Пивоваров,
ИАЭ НЯЦ РК
Ю.А. Кулинич
РФЯЦ ВНИИТФ

INVESTIGATION OF THE MODEL FUEL RODS OF “BREST-300” REACTOR TYPE WITH A LEAD COOLANT AT THE SEVERE ACCIDENT CONDITION

O.S. Pivovarov, A.D. Vurim, V.S. Zhdanov
IAE NNC RK
Kulinich Ju.A
FNC RSRITPh

Проведены ампульные испытания модельных твэлов реактора на быстрых нейтронах типа БРЕСТ-300 с нитридным топливом 2% и 10% – обогащения по ^{235}U в свинцовом теплоносителе. Испытания проводились на режиме, моделирующем неконтролируемую вспышку мощности, в экспериментальном канале реактора ИГР. Штатный температурный режим моделировался электрическим нагревателем, с помощью которого теплоноситель разогревался перед пуском реактора ИГР до температур ~ 800 К.

Основной исследовательский пуск реактора ИГР был реализован в форме регулируемого треугольного импульса с полушириной 0.7 с и максимальной амплитудой мощности ~ 900 МВт.

В процессе испытаний выполнялись измерения и регистрация параметров эксперимента таких как:

- температура топлива, оболочек и теплоносителя;
- давление под оболочкой твэлов и в исследовательской ампуле;
- импульс давления в исследовательской ампуле;
- энерговыделение в реакторе.

Энерговыделение в топливе с 10% обогащением по ^{235}U за время пуска составило 25 кДж/г ^{235}U .

В результате испытаний произошла разгерметизация твэлов с топливом 2% и 10% – обогащения по ^{235}U и фрагментация топливных таблеток при взаимодействии с теплоносителем.

Выполнены физические исследования системы “твэл-ампула-реактор”, послепусковые спектрометрические и материаловедческие исследования. Проведена расчетная оценка параметров температурных полей в исследовательской ампуле.

Получены расчетные и экспериментальные значения разрушающих энерговыделений в топливе. Определена степень и характер фрагментации топлива при взаимодействии с теплоносителем. Частицы топливных таблеток имеют размеры от 10 до 120 мкм в поперечнике, а удельная поверхность теплового взаимодействия “твэл-теплоноситель” возросла в среднем в 800 раз по сравнению с исходным состоянием твэлов. Исследовано распределение фрагментов топлива по объему экспериментальной ампулы – частицы распределены по высоте экспериментальной ампулы достаточно равномерно с постепенным уменьшением количества частиц по мере удаления от твэлов.

В объеме экспериментальной ампулы обнаружены обширные газовые полости, что свидетельствует о возможном кипении свинца в процессе основного исследовательского пуска реактора ИГР. Наиболее вероятно, что кипение происходило в свинцовом подслое между топливом и оболочкой модельных твэлов, что могло стать причиной разгерметизации твэлов.

В результате проведенной работы накоплен опыт экспериментальных исследований модельных твэлов реакторов на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем на режимах, моделирующих различные аварийные ситуации в активных зонах.

ПРОИЗВОДСТВО ИСТОЧНИКОВ ИОНИЗИРУЮЩИХ ИЗЛУЧЕНИЙ И ИЗОТОПОВ ДЛЯ РАДИОФАРМПРЕПАРАТОВ

**А.К. Жетбаев, Ж.Р. Жотабаев, В.К. Петухов,
Г.И. Сычиков, А.И. Чекушин**
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

MANUFACTURE OF IONIZE RADIATION SOURCES AND ISOTOPES FOR RADIOACTIVE MEDICINES

**A.K. Zhetbaev, Zh.R. Zhotabaev, V.K. Petukhov,
G.I. Sychikov, A.I. Tchekushin**
IAE NNC RK Almaty branch

Рассматриваются вопросы, связанные с потребностью Республики Казахстан в радионуклидной продукции как для технологических целей, так и в целях здравоохранения, а также возможность изготовления её в Алматинском отделении Института атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан.

Приводится объем радионуклидной продукции, необходимой Республике Казахстан. Рассматриваются аспекты применения источников ионизирующих излучений:

- в технологиях по стерилизации мед. оборудования и производству гидрофильных полимеров. Преимуществом указанных технологий перед традиционными являются малые эксплуатационные расходы и высокая экологическая безопасность. В Алматинском отделении ИАЭ к настоящему времени закончено изготовление облучательной установки с полезным объемом 2,5 куб.м. и подготовлено оборудование для проведения облучательных работ на реакторе ВВР-К с целью производства источников гамма-излучения на основе Co^{60} .
- в создании радиофармпрепаратов на основе J-131, Tc-99m, J-125 и In-113m.

Технические возможности производства необходимого количества источников ионизирующего излучения и изотопов в Алматинском отделении ИАЭ обеспечиваются исследовательским реактором ВВР-К, "горячими" камерами для работы с радиоактивными веществами, оборудованием для обработки и расфасовки изотопов в радиохимической лаборатории.

В настоящее время в отделении ведутся работы по подготовке реактора к возобновлению его эксплуатации в 1996 г., созданию устройств для облучения сырья в реакторе для наработки изотопов и некоторой модернизации имеющегося оборудования радиохимической лаборатории.

Возникающая в Казахстане необходимость создания собственного производства радиоактивных изотопов требует переориентации имеющихся атомных реакторов на изготовление этого вида продукции, что позволит снизить расходы по их приобретению и транспортировке, а также своевременно производить поставки потребителям. Алматинское отделение Института атомной энергии после возобновления работы реактора ВВР-К сможет изготавливать основную часть радиоактивной продукции.

ЭКСПЕРИМЕНТЫ В ИМПУЛЬСНОМ РЕАКТОРЕ ИГР ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ПОВЕДЕНИЯ РЕАКТОРНОГО ТОПЛИВА В ПЕРЕХОДНЫХ И АВАРИЙНЫХ РЕЖИМАХ

Ю.С. Васильев, А.Д. Вурим, В.А. Гайдайчук, Л.А. Егорова, Ю.М. Казьмин,
С.М. Колтышев, А.Г. Левин, В.А. Овсянников, В.А. Пахниц, О.С. Пивоваров,
А.С. Скивка, Ш.Т. Тухватулин, Ю.С. Черепнин
ИАЭ НЯЦ РК

EXPERIMENTS AT IGR PULSE REACTOR ON STUDIES OF FUEL BEHAVIOR UNDER TRANSIENT AND ACCIDENTAL CONDITIONS

Yu.S. Vasilyev, A.D. Vurim, V.A. Gaydaychuk, L.A. Egorova, Yu.M. Kazmin,
S.M. Koltyshev, A.G. Levin, V.A. Ovsyannikov, V.A. Pakhnits, O.S. Pivovarov,
A.S. Skivka, Sh.T. Tukhvatulin, Yu.S. Cherepnin
IAE NNC RK

Институтом атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан (именовавшимся ранее Объединенной экспедиций НПО "Луч") в кооперации с российскими научно-исследовательскими институтами и предприятиями атомной промышленности (РНЦ "КИ", ВНИИТФ, ВНИИНМ, НИКИЭТ, ОКБМ, ФЭИ, ОКБ "Гидропресс", НИИАР и др.) проводились экспериментальные исследования в обоснование безопасности атомной энергетики на импульсном реакторе ИГР. Интерес исследователей, работающих в области обеспечения безопасности атомной энергетики, к реактору ИГР обусловлен тем, что технические характеристики реактора обеспечивают возможность моделирования тяжелых аварий в широком диапазоне основных определяющих величин, таких как время (от одной десятой до сотен секунд), флюенс потока тепловых нейтронов (до 10^{16} н/см²), максимальный поток тепловых нейтронов в режиме нейтронной вспышки (до 10^{17} н/см²). Практически подтверждена возможность создания разрушающих тепловых нагрузок (изменение энтальпии топлива до 100 кДж/г²³⁵U) в твэлах различных по виду используемой топливной композиции и обогащению - от твэлов реакторов типа CANDU с топливом естественного обогащения до твэлов реакторов космических ядерных двигателей с топливом 90% обогащения, от твэлов с топливом нулевого выгорания до твэлов типа PWR с выгоранием топлива 65 МВт-сут/кгU. Технологические системы реакторного комплекса обеспечивают возможность работы с газообразными (азот, водород, гелий, аргон, водяной пар) и жидкими (вода, натрий, свинец) теплоносителями. Все это в восьмидесятых годах предопределило развертывание программы широкомасштабных ампульных испытаний твэлов энергетических реакторов в реакторе ИГР, исторически положивших начало участию ИАЭ НЯЦ РК в программах исследования проблем безопасности ядерной энергетики в странах СНГ. В таблице приведены основные параметры выполненных ампульных испытаний.

Тип твэла	ВВЭР-1000	ВВЭР-440	БН-800	БРЕСТ-300
Топливо	UO ₂	UO ₂ (Zr)	UO ₂	UN
Обогащение, %	4,4	6,4	2; 6; 10	2; 10
Длина топливного столба, мм	150	150	55	55
Среда в ампуле	H ₂ O, воздух	H ₂ O	Na	Pb
Начальная температура, °C	10...230	10	330	330
Начальное давление, МПа	0.1...16	0.1	0.1	0.1
Удельное энерговыделение в топливе, кДж/г U	400..3800	400..1500	60..2900	60..2900

Методический опыт, полученный в ампульных испытаниях, и комплекс имеющегося оборудования и экспериментальных методик позволил провести в реакторе ИГР следующие эксперименты:

- ампульные безрасходные испытания модельных одиночных твэлов энергетических реакторов в условиях аварии типа RIA, в том числе с выгоревшим топливом с энерговыделением в топливе 10...100 кДж/г²³⁵U. Среда в ампуле - вода, водяной пар, воздух, гелий, натрий, свинец;
- ампульные испытания одиночных твэлов в условиях, моделирующих заключительную фазу аварии с потерей теплоносителя. В твэлах реализовывалось переменное энерговыделение - от нормального эксплуатационного до остаточного. Как правило, в качестве теплоносителя или среды использовался водяной пар;
- испытания штатных ТВС исследовательских водоохлаждаемых реакторов в условиях аварийного, превышающего в несколько раз номинальный уровень, увеличения мощности с одновременным прекращением циркуляции теплоносителя. Эксперименты со сборкой реактора ИВВ-2М позволили уточнить эксплуатационные пределы реактора в режиме маневрирования мощности;
- испытания модельных ТВС энергетических реакторов в условиях, моделирующих заключительную фазу аварии типа LOCA с полным обесточиванием источников электроснабжения собственных нужд. Эксперименты проводятся на модельных ТВС, содержащих 18 твэлов типа ВВЭР-1000. В ТВС моделируется остаточное энерговыделение и режим вялого охлаждения водяным паром с температурой на входе 300 °С. В настоящее время проведен методический этап испытаний;
- проведен методический этап экспериментов с плавлением смеси материалов активной зоны (топливо, оболочки, дистанционирующие решетки с общей массой до одного килограмма) с последующим сливом расплава на подложку из корпусной стали;
- проведены эксперименты с плавлением смеси материалов активной зоны с корпусной сталью с последующим сливом расплава в воду. Варьируется процентный состав материалов, температура расплава (2900...3700 °С), температура воды, высота сброса расплава в воду (0,1...1 м), соотношение масс воды и расплава и др.

АКТИВАЦИОННЫЙ АНАЛИЗ В КАЗАХСТАНЕ

В.В. Сокольский, В.П. Солодухин, И.В. Казачевский
ИЯФ НЯЦ РК

ACTIVATION ANALYSIS IN KAZAKSTAN

V.V. Sokolskiy, V.P. Soloduhin, I.V. Kazatshevskiy
INP NNC RK

Научно-исследовательские работы по активационному анализу (АА) в Казахстане ведутся более 30 лет, в основном на базе Института ядерной физики Национального ядерного центра РК (ИЯФ НЯЦ РК). Аналитические исследования направлены на решение научных и практических проблем Казахстана. В геологии АА используется для поиска, разведки и оценки запасов редких, рассеянных и благородных металлов. В металлургии посредством АА выполняется контроль технологических способов рафинирования металлов (Al, Sn, Te, Hg, Pb, Bi) до высокой и сверхвысокой степени чистоты, а также контроль технологий деме­таллизации высоковязких типов нефти и природных битумов. В области экологии проводится определение содержания токсических элементов (As, Se, Te, Hg, Cd и др.) в объектах окружающей среды: природных водах, атмосферных осадках, аэрозолях, растениях и т.д. Выполняются также аналитические работы, связанные с проблемами в медицине, биологии, сельском хозяйстве и др.

Базовыми облучательными установками для АА являются атомный реактор ВВР-К, изохронный циклотрон У-150 и нейтронный генератор. Облучательные установки обеспечены пневмотранспортными устройствами и измерительными центрами с автоматической обработкой спектров. Разработано множество оригинальных методик инструментального анализа, а также методик с применением предварительного концентрирования и радиохимической сепарации. Имеется автоматическая установка для экспрессного определения урана методом запаздывающих нейтронов. В настоящее время, в связи с временной остановкой атомного реактора на техническое переоснащение, обсуждаются работы по АА на атомных реакторах в г. Курчатове на бывшем Семипалатинском испытательном полигоне.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ БЕЗОБОЛОЧКОВЫХ СТЕРЖНЕВЫХ КАРБИДНЫХ ТВЭЛОВ

И.И. Дерявко, И.Г. Перепелкин, О.С. Пивоваров, Ю.С. Черепнин
ИАЭ НЯЦ РК

STUDY OF RADIATION STABILITY OF CARBIDE CLADDING-FREE FUEL RODS

I.I. Deryavko, I.G. Perepelkin, O.S. Pivovarov, Yu.S. Cherepnin
IAE NNC RK

Исследовалась радиационная стойкость керамических твэлов из $(U,Zr)C+C$ и $(U,Zr,Nb)C$ с содержанием U-235 от ~9 до ~18% (масс.) при облучении в ампулах низкопоточного реактора РА в условиях, моделирующих условия эксплуатации таких твэлов на энергетическом режиме малой мощности (РММ) реактора двухрежимной ядерной энергодвигательной установки (ЯЭДУ).

Твэлы, изготовленные в Подольском ГосНИИ НПО "Луч" в форме продольно закрученных пластин длиной 100 мм с шириной лопасти 1,24 мм и диаметром описанной окружности 2,2 мм, испытывались в плотно собранных пучках в нагревных секциях (НС); каждая ампула содержала по семь нагревных секций со 151 твэлом в каждой НС. Режим испытаний: интенсивность облучения $\sim 1.5 \cdot 10^{12}$ тепл.нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, температура твэлов – в области 900-1700 К, теплоноситель – гелий высокой чистоты под давлением ~0,45 МПа.

Часть твэлов перед установкой в ампулы прошла предварительную аттестацию по таким параметрам, как длина, диаметр, масса и прочность стержней, а также электросопротивление, период решетки, микротвердость, модуль упругости и состояние микроструктуры топливного материала. Количество предварительно аттестованных твэлов составило около 30% от общего числа испытываемых твэлов в тех ампулах, которые предполагались к разделкам на отдельных этапах длительных реакторных испытаний.

По ходу испытаний выгружено и разделано 14 ампул с наработками от 1 до 4525 ч. Результаты послереакторных исследований состояния твэлов этих ампул указали на высокую радиационную стойкость стержневых безоболочковых карбидных твэлов в условиях испытаний на режиме РММ реактора ЯЭДУ. Выявлено отсутствие изменения массы твэлов и отсутствие поломок стержней (твэлы сохранили целостность даже при максимальной закрутке пучка твэлов в НС, достигавшей 30°). Установлено невысокое распухание ($< 1.5\%$ при $T_{\text{обл}}=1200$ К) и незначительная пластическая деформация (искривление) стержней, причем искривление у твэлов отмечалось только при наработках выше ~3000 ч.

Зафиксировано упрочнение твэлов на 20-40% во всем диапазоне наработок выше 10 ч. Показано, что эффект радиационного упрочнения не зависит от температуры облучения, не исчезает после длительного отжига при $T > T_{\text{обл}}$ и обусловлен радиационно-стимулируемым заживлением технологических дефектов в спеченном топливном карбиде.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ВОПРОСОВ БЕЗОПАСНОСТИ
ТРАНСПОРТНЫХ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК С МОДУЛЬНОЙ
КОМПОНОВКОЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ**

Ф.М. Аринкин, Ш.Х. Гизатулин, С.В. Таланов
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

**STUDY OF SAFETY PROBLEMS FOR NUCLEAR POWER SYSTEMS
WITH MODULAR STRUCTURE OF THE CORE**

F.M. Arinkin, Sh.Kh.Gizatulin, S.V. Talanov
IAE NNC RK Almaty branch

Современная концепция безопасности транспортных ядерно-энергетических установок (ЯЭУ) не позволяет в ближайшее время надеяться на построение систем безопасности только по пассивному принципу. Следовательно, крайне важно определить пределы резервирования указанных систем, а также оптимальное соотношение между использованием активных и пассивных средств защиты.

Дается обзор современной комплексной концепции безопасности, позволяющей обеспечить ядерную и радиационную безопасность транспортных ЯЭУ в возможных аварийных ситуациях. Концепция основывается на использовании как активных, так и пассивных систем безопасности.

В докладе приводятся принципиальные схемы устройств, обеспечивающие такую безопасность для транспортных ЯЭУ. Отмечена их специфика для обычных (наземного базирования) и космических транспортных ЯЭУ.

ИССЛЕДОВАНИЕ ПРИЧИН ПОВРЕЖДАЕМОСТИ СТЕРЖНЕВЫХ КАРБИДНЫХ ТВЭЛОВ ПРИ РЕСУРСНЫХ ИСПЫТАНИЯХ В РЕАКТОРЕ ИВГ.1

И.И. Дерявко, И.Г. Перепелкин, О.С. Пивоваров, В.И. Тарасов
ИАЭ НЯЦ РК

THE DAMAGE REASONS INVESTIGATION OF CARBID FUEL ROD AT LONG-TIMED TESTINGS IN EWG.1 REACTOR

I.I. Deryavko, I.G. Perepelkin, O.S. Pivovarov, V.I. Tarasov
IAE NNC RK

Представлены основные результаты исследования состояния стержневых безоболочковых керамических твэлов из $(U,Zr)C+C$ и $(U,Zr,Nb)C$ после ресурсных испытаний в серии из 12 пусков реактора ИВГ.1 на режиме, моделировавшем двигательный режим работы реактора ядерной энергодвигательной установки (ЯЭДУ). Твэлы испытывались в водородоохлаждаемых проточных технологических каналах (ТК), содержащих по шесть нагревных секций (НС) со 151 твэлом в каждой НС. Средняя температура облучения ($T_{обл}$) твэлов повышалась по высоте каналов от ~ 500 К во входных НС до ~ 3000 К в выходных, средний по высоте ТК тепловой поток q_s с поверхностей твэлов составлял $\sim 8,5$ МВт/м².

Результаты послереакторных исследований твэлов из двадцати ТК выявили заметное влияние количества пусков реактора N (количество теплосмен в НС) на изменение состояния твэлов. С увеличением N во всех нагревных секциях появлялась и усиливалась осевая закрутка пучков твэлов, причем эффект закрутки был более заметен в высокотемпературных НС: после 11-12 пусков угол закрутки α достигал $\sim 20^\circ$ во входных и $\sim 100^\circ$ в выходных секциях. При этом закрутка пучков в высокотемпературных НС сопровождалась пластической деформацией (искривлением) твэлов.

Во всех секциях фиксировались разрушения (поломки) отдельных твэлов, но максимум повреждаемости D (процент сломанных стержней в секции) приходился на две первые НС, эксплуатировавшиеся при $T_{обл} < 1850$ К, т.е. при температуре макрорупкого состояния карбидного материала. С ростом N повреждаемость увеличивалась, и после 4-5 пусков D во входных НС достигала $80-90\%$. Важно отметить, что стержневые карбидные безурановые вкладыши в этих НС оставались целыми до конца ресурсных испытаний.

Поломки твэлов, измельчение и частичное перемешивание фрагментов твэлов вызывали значительное сужение проходного сечения газовых трактов в каналах после 5-7 пусков: в отдельных ТК коэффициент газодинамического сопротивления (КГС) трактов, измеряемый на участке первых трех НС, повышался в несколько раз. Повышение КГС ухудшало условия теплообмена в каналах, вызывало перегрев твэлов, элементов теплоизоляции и стенки корпуса ТК и в конечном итоге приводило при $N > 8$ к проплавлению отверстий в первой стенке корпуса отдельных ТК в районе выходных НС.

При исследовании причин высокой повреждаемости твэлов в низкотемпературных НС были установлены следующие экспериментальные факты:

- методом проникающих красок обнаружено наличие трещин на поверхностях твэлов и фрагментов твэлов и отсутствие трещин на поверхностях безурановых вкладышей;

- механическими испытаниями стержней выяснено, что на начальной стадии облучения твэлы могут как упрочняться, так и разупрочняться, а на конечной — только разупрочняться; изменений прочности у карбидных вкладышей не обнаружено;

- рентгенографическими исследованиями установлено, что упрочнение твэлов обусловлено радиационным залечиванием исходных технологических дефектов структуры спеченного материала и образованием на поверхностях твэлов сжимающих остаточных макронапряжений $\sigma_{расп}$, вызванных преимущественным набуханием поверхностных, более холодных областей твэлов (напряжения $\sigma_{расп}$ в карбидных вкладышах отсутствовали);

- сопоставлением результатов измерений набухания твэлов методом гидростатического взвешивания ($\Delta V_i/V_i$) и методом расчета на основании измерений удлинения твэлов ($\Delta V_i/V_i = 3 \Delta L/L$) подтверждено, что образование $\sigma_{расп}$ действительно обусловлено неоднородностью набухания материала твэла;

- рентгенографическими измерениями напряжений установлено, что увеличение длительности реакторных испытаний приводит к повышению сжимающих $\sigma_{расп}$ на поверхностях твэлов только до определенного уровня, а именно до ~ 200 МПа, что исключает опасность разрушения стержней от растягивающих $\sigma_{расп}$, действующих во внутренних областях твэлов;

- визуальным осмотром нескольких тысяч твэлов после ресурсных испытаний в ампулах реактора РА на режиме, моделировавшем режим малой мощности реактора ЯЭДУ, выявлено отсутствие поломок стержней без трещин даже при закрутке пучков на $\alpha \sim 30^\circ$ и длительности облучения порядка 3000 часов, что исключает эффект закрутки из числа первопричин разрушения твэлов;
- измерением остаточных прогибов стержней f после испытаний упруго изогнутых твэлов в реакторах РА и ИГР показано отсутствие релаксации механических напряжений под облучением ($f=0$) при температуре макрохрупкого состояния карбида, что указывает на отсутствие в карбидных твэлах эффекта радиационно-стимулируемой низкотемпературной релаксации термических напряжений.

Из представленных фактов следует, что первопричиной, инициирующей начало разрушения твэлов, являются термические напряжения с растягивающей компонентой на поверхностях стержней, вызывающие появление поверхностных трещин в недостаточно термостойких твэлах (уровень термостойкости штатных твэлов низкотемпературных НС таков, что целостность поверхности стержней обеспечивается только при q_0 менее 5 МВт/м²). В дальнейшем происходит доламывание ослабленных трещинами твэлов вибрационными, а также нарастающими во времени бандажными нагрузками. Нарастание бандажных нагрузок в пучках стержней обусловлено утолщением (распуханием) твэлов с ростом дозы облучения и увеличением закрутки с ростом количества пусков реактора.

В заключение рассмотрена возможность устранения повреждаемости твэлов низкотемпературных НС путем повышения термостойкости твэлов за счет искусственного повышения их прочности примерно вдвое. Один из путей двукратного упрочнения твэлов состоит в их предварительном облучении в проточных ТК до глубины выгорания урана порядка $4 \cdot 10^{16}$ дел./см³ при наземном пуске реактора ЯЭДУ на относительно мягком режиме (при $q_0 \sim 4$ МВт/м²).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ БАЗА ДЛЯ АМПУЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТЕПЛОВЫДЕЛЯЮЩИХ И КОНСТРУКЦИОННЫХ УСТРОЙСТВ НА РЕАКТОРЕ ВВР-К

Е.С. Бекмухамбетов, А.А. Джаймурзин, Ж.Ж. Иманбеков,
В.В. Кутепов, К.К. Сатпаев
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

EXPERIMENTAL BASE FOR AMPULE STUDIES OF HEAT-RELEASING AND CONSTRUCTIONAL DEVICES AT WWR-K REACTOR

E.S. Bekmuhambetov, A.A. Jaimurzin, Zh. Zh. Imanbekov,
V. V. Kutepov, K. K. Satpav
IAE NNC RK, Almaty Branch

При реакторе ВВР-К функционирует экспериментальная база, обеспечивающая нижеследующие условия в специальной ампуле, предназначенной для исследования или длительного испытания делящегося, конструкционного или иного материала в нейтронном потоке $\sim 5 \cdot 10^{13}$ нейтронов/см²сек.

Технологический стенд базы создает и поддерживает в полостях ампулы диаметром 60 мм и высотой ~600 мм безмасляный вакуум по трем линиям на уровне $10^{-7} \dots 10^{-8}$ мм рт.ст. с помощью гурбомолекулярного насоса ВМН-150, охлаждаемого разрядного диодного насоса НОРД-100 и встроенного в ампуле компактного специального электроразрядного насоса. Анализ состава остаточной газовой среды и выделяющихся газов из объекта исследований осуществляется с помощью малогабаритного однополярного масс-спектрометра МХ-7303 с диапазоном измерений по массовым числам 2-400. В зависимости от уровня активности откачиваемые газы направляются либо в вентиляционную систему реактора, либо в баки-отстойники, представляющие собой герметичные емкости, которые перед началом исследований объекта вакуумируются до 10^{-1} мм рт.ст. С помощью данного стенда ампулу можно наполнить инертным газом или их смесью в диапазоне от 10^{-2} мм рт.ст. до 25 атм. При необходимости технический инертный газ, поставляемый промышленностью в баллонах высокого давления, можно дополнительно очистить от поверхностно-активных газов и паров воды специальной установкой, обеспечивающей относительное их содержание не более $10^{-4}\%$.

Электрическая система базы обеспечивает подачу в ампулу напряжения постоянного и переменного тока через радиационностойкие герметичные вводы в широких пределах. При помощи нагревателей и высокоточных регуляторов температуры ВРТ-2 в ампуле можно создавать необходимый температурный режим и его автоматическое поддержание с точностью $\pm 0,5$ °С. Теплоконтроль исследуемого объекта осуществляется с помощью различных термонип по большому числу каналов.

Контрольно-измерительные и силовые кабели, а также трубопроводы, предназначенные для вакуумирования и заполнения ампулы инертными газами, укладываются в специальную магистраль-штангу, представляющую собой трубу, длиной ~3900 мм герметично соединенную с ампулой. Собранный сборка может перемещаться по высоте активной зоны до 400 мм с помощью электропривода и тем самым менять нейтронный поток, падающий на объект исследований, при работе реактора на стационарной мощности. Положение объекта испытаний контролируется с точностью ± 1 мм. Максимальный вес собранной сборки, перемещаемой данным приводом по воздуху, не более 30 кг. Скорость перемещения образца не более 4 мм/сек.

Для неразрушающего контроля состояния объекта исследований и развития в нем тех или иных дефектов от реакторного облучения используется установка нейтронной радиографии, смонтированная на горизонтальном канале реактора, в которой образец просвечивается коллимированным пучком тепловых нейтронов и регистрируется его теневое изображение на рентгеновской пленке. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в зоне контроля составляет 10^{14} нейтронов/см²сек. Коллимация пучка равна 0,003. В качестве детектора используется экран-преобразователь из фольг диспрозия, индия или гадолия. Максимальный размер площади просвечивания за одну экспозицию равен 200x200 мм².

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РЕАКТОРНОЙ И НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОЙ БАЗЫ ИАЭ НЯЦ РК ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЭЛЕМЕНТНОГО И ИЗОТОПНОГО СОСТАВА ВЕЩЕСТВ

В. А. Азаров, Ю. Л. Истомин, М. Е. Силаев
ИАЭ НЯЦ РК

IAE NNC RK REACTOR AND RESEARCH BASE EMPLOYMENT FOR THE DEFINITION OF THE ELEMENT AND ISOTOPE SUBSTANCE COMPOSITIONS

V. A. Azarov, Y. L. Istomin, M. E. Silaev
IAE NNC RK

В докладе освещены вопросы актуальности проблемы определения элементного и изотопного состава веществ с целью использования их результатов в различных отраслях народного хозяйства РК и возможностей использования для этого научно-производственной базы ИАЭ НЯЦ РК.

Анализ потребностей проведения такого рода работ показывает, что они практически необходимы в таких отраслях народного хозяйства, как:

- экология (контроль производственных выбросов, анализ содержания тяжелых металлов в объектах внешней среды, определение радиационных загрязнений местности и т. п.);
- сельское хозяйство (определение содержания микроэлементов в кормах и в почве);
- геология и разведка полезных ископаемых;
- горная промышленность (контроль добычи и обогащения руд).

Актуальность и необходимость всех вышеперечисленных работ не вызывает сомнений, однако наиболее актуальными в настоящее время являются работы, связанные с разведкой полезных ископаемых.

Для разведки полезных ископаемых особенно важным фактором является возможность быстрого получения информации о содержании того или иного элемента (изотопа) при обработке большого количества проб методами обладающими умеренной стоимостью и достаточной точностью.

Используемые методы химического состава веществ, хотя и обладают необходимой точностью и относительно низкой себестоимостью, но трудоемки и длительны во времени. Методы нейтронно-активационного и рентгено-флуоресцентного анализа элементного состава веществ, особенно при совокупном их использовании, могут обеспечить недостающую химическим методам анализа оперативность и полноту.

ИАЭ НЯЦ РК обладает всеми необходимыми возможностями для проведения работ по определению элементного и изотопного состава веществ методами нейтронно-активационного и рентгено-флуоресцентного анализов, к которым относятся:

- наличие в составе ИАЭ трех исследовательских реакторов, позволяющих получать флюенсы нейтронов в достаточно широких пределах (до 10^{18} н/см²);
- имеющиеся в научных подразделениях ИАЭ измерительная аппаратура и оборудование (гамма-спектрометры на основе многоканальных анализаторов с полупроводниковыми детекторами, альфа- и бета-радиометрические установки, рентгеновский спектрометр и др.) и соответствующая методическая база;
- наличие помещений и оборудования, позволяющих проводить работы по приготовлению и обработке высокоактивных проб, в том числе и с применением радиохимических методов;
- наличие высококвалифицированных специалистов и обслуживающего персонала, имеющих большой практический опыт работы в этой области.

В ИАЭ исследования с применением нейтронно-активационного анализа проводились на протяжении достаточно длительного времени (более 5-6 лет). В процессе выполнения исследований отработывались методики проведения облучения и измерения содержания продуктов активации в материале образцов, методы обработки результатов измерений и порогов обнаружения изотопов, а также решались такие задачи, как:

- выбор и измерение параметров нейтронного источника;
- разработка методик расчета необходимых режимов облучения;
- разработка, изготовление и исследование различных ампул для облучения образцов;
- моделирование термонапряжения образцов;
- разработка методов автоматизированной обработки информации.

В настоящее время в ИАЭ метод нейтронно-активационного анализа применяется, в основном, для исследования геологических проб. За исходные данные при проведении исследований принимаются:

- изотопный состав каждого исследуемого элемента в естественной смеси;
- сечение активации тепловыми нейтронами исследуемого элемента;
- период полураспада образующегося изотопа;
- выход и энергия гамма-излучения, по которым проводится идентификация образующегося изотопа;
- эффективность регистрации гамма-излучения определенной энергии полупроводниковым детектором;
- результаты анализа возможных мешающих реакций при определении исследуемого элемента.

К настоящему времени в ИАЭ отработана технология приготовления и облучения образцов, имеется необходимое аппаратное и методическое обеспечение для исследований различных проб методом нейтронно-активационного анализа. Погрешность при определении содержания элементов в материале образцов не превышает 30%.

КОМПАРАТОРНЫЙ МЕТОД В ИНСТРУМЕНТАЛЬНОМ НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОМ АНАЛИЗЕ (ИНАА)

И.В. Казачевский, В.П. Солодухин, Л.Н. Смирнов, В.Л. Позняк
ИЯФ НЯЦ РК

THE COMPARISON METHOD IN INSTRUMENTAL NEUTRON ACTIVATION ANALYSIS (INAA)

I.V. Kazachevskiy, V.P. Soloduhin, L.N. Smirnov, V.L. Poznyak
INP NNC RK

Одной из трудностей ИНАА является определение скорости (n, γ) реакции, которая зависит как от спектра нейтронов, так и от вида сечения аналитического изотопа. Развитие ядерно-аналитической и вычислительной техники позволяет наблюдать в γ -спектре облученных образцов излучения 20-30 элементов, однако для количественного определения всех элементов относительным методом, соответственно, требуется облучение такого же количества стандартов соответствующих элементов. Упрощение этой ситуации не всегда возможно вследствие очень больших нелинейных эффектов вида сечения и значительного различия спектров нейтронов в различных каналах даже одного реактора. Эти обстоятельства привели к необходимости развития более универсальных методов анализа ИНАА. Одним из таких методов является компараторный метод. Основная идея метода состоит в совместном облучении с образцом одного или нескольких элементов (изотопов) и по измерениям их наведенной активности восстановление соотношения потока тепловых и надтепловых нейтронов. Учитывая хорошее сохранение констант (период полураспада, резонансный интеграл, схема распада и т.д.) и возможность достаточно точного учета поправок, можно проводить количественный многоэлементный анализ для всех элементов по наблюдаемым аналитическим линиям.

В ИЯФ для мониторинга потока и спектра нейтронов для многоэлементного ИНАА был предложен компаратор на основе нихромовой проволоки. Предпосылками к использованию этого компаратора явились ядерно-физические параметры никеля и хрома и подробные исследования спектра нейтронов в каналах реактора ВВР-К. Отношение величины резонансного интеграла к сечению на тепловых нейтронах для (n, γ) реакции на хром-50 имеет одно из самых низких значений, в то же время активация кобальта-58 по (n, p) реакции на никеле-58 практически не имеет вклада за счет тепловой компоненты. С другой стороны, форма спектра нейтронов надтепловой области имеет экспоненциальный вид без каких-либо нелинейностей. Эти обстоятельства позволяют разделить вклад тепловых и эпитепловых компонент при активации различных изотопов. Исследования в различных каналах реактора ВВР-К при различных значениях потока нейтронов от 10^9 до 10^{14} п/см²·с и отношении потока эпитепловых нейтронов к потоку тепловых нейтронов от 0,02 до 0,1 для изотопов с различными сечениями и резонансными интегралами подтвердили это предположение. Единичные опыты, проведенные на реакторах других типов ИБР-2, РБМК показали хорошую сходимость результатов с экспериментами на реакторе ВВР-К.

НЕКОТОРЫЕ АСПЕКТЫ ПОВЫШЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ КОРПУСНОГО КИПЯЩЕГО РЕАКТОРА

**Ф.М. Аринкин, А.О. Бейсебаев, Ш.Х. Гизатулин,
Ю.А. Соловьев, С.В. Таланов**
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

SOME ASPECTS OF SAFETY ENHANCEMENT FOR FRAME BOILING WATER REACTOR

**F.M. Arinkin, A.O. Beisebaev, Sh.Kh. Gizatulin,
Ju.A. Solovjov, S.V. Talanov**
IAE NNC RK Almaty branch

На базе реакторной установки (РУ) ВК-50 предлагается концепция создания корпусного кипящего реактора с повышенными свойствами безопасности для атомной станции малой мощности.

В работе предлагается схема модифицированной реакторной установки с повышенными технологическими параметрами - ВКР-50. Кроме того, в этой РУ вместо гравитационной сепарации пара предусматривается его отделение на центробежных сепараторах. В ВКР-50 предлагается применить для органов регулирования и компенсации жидкометаллическую систему. В качестве поглощающего материала, выбран сплав Гутри с температурой плавления 45°C, что обеспечивает его подачу в зазор между ТВС. Для органов аварийной защиты предлагается система поплавкового действия. При нижнем расположении органов СУЗ такая система обеспечивает наиболее эффективное подавление реактивности при максимальной скорости.

На реакторе предполагается использование страховочного корпуса, установленного в шахте с водой. Использование шахты для размещения реактора создает дополнительный барьер безопасности.

Предлагаемые материалы носят концептуальный характер и могут служить основой для дальнейших проработок.

**РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОБОСНОВАНИЕ ПРОГРАММЫ
НАБОРА КРИТМАССЫ И ФОРМИРОВАНИЯ РАБОЧЕЙ ЗАГРУЗКИ
АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА ВВР-К**

**Ф.М. Аринкин, А.О. Бейсебаев, Ш.Х. Гизатулин,
Ж.Р. Жотабаев, С.В. Таланов, А.И. Чекушин**
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

**EXPERIMENTAL AND CALCULATED SUBSTANTIATION OF THE PROGRAM
FOR CRITICAL MASS MAKING-UP AND OPERATION CHARGE FORMING
FOR WWR-K-TYPE REACTOR CORE**

**F.M. Arinkin, A.O. Beisebaev, Sh.Kh. Gizatulin,
Zh.R. Zhotabaev, S.V. Talanov, A.I. Chekhushin**
IAE NNC RK Almaty branch

Приводятся расчётно-экспериментальные данные, обосновывающие возможность возобновления эксплуатации исследовательского реактора ВВР-К. Расчётно-экспериментальным путём определена конфигурация новой, оптимизированной, более энергонапряженной активной зоны реактора ВВР-К, тип и расстановка органов СУЗ.

Расчёты проводились в многогрупповом приближении в трёхмерной геометрии методом Монте-Карло по программному комплексу MCU-RFFI. Для обеспечения точности расчётов набиралась достаточная (до 100 тыс. историй) статистика розыгрыша движения нейтронов.

Эксперименты проводились на критическом стенде Алматинского отделения ИАЭ НЯЦ РК, где была создана активная зона, полностью моделирующая активную зону реактора ВВР-К. Экспериментально определён порядок загрузки активной зоны, зафиксировано критсостояние, сформирован рабочий запас реактивности, измерены K_{ϕ} и веса всех органов СУЗ.

Экспериментально-расчётным путём обосновано обеспечение ядерной безопасности работы реактора с оптимизированной активной зоной. Достигнуто хорошее согласие между экспериментом и расчётами. Таким образом, расчётно-экспериментальным путём обоснована возможность возобновления работы реактора ВВР-К с оптимизированной активной зоной, и представлена Программа работ по её выполнению.

РЕАКТОРНАЯ СКОРОСТЬ ПОЛЗУЧЕСТИ И ПРЕДЕЛ ТЕКУЧЕСТИ ВЫСОКОНИКЕЛЕВОГО СПЛАВА

Е.В. Чумаков, Э.С. Айтхожин, А.Ю. Нестерова
ФТИ МНАН РК

IN-REACTOR CREEP RATE AND STRESS YIELD OF HIGH-NICKEL ALLOY

E.V. Chumakov, E.S. Aitkhozhin, A.Yu. Nesterova
PTI MSAS of RK

В процессе облучения в экспериментальных каналах реактора ВВР-К изучена деформационная способность высоконикелевого аустенитного сплава 03Х20Н14М4БРЦ при температурах 623...1073К и напряжениях 50...530 МПа. Эксперименты на ползучесть проводились на цилиндрических образцах $\varnothing 3$ мм и длиной рабочей части 30 мм. Продолжительность испытания устанавливалась исходя из необходимости накопления деформации на установившейся стадии ползучести с точностью не хуже $\pm 5\%$ и продолжительностью непрерывного цикла работы реактора на номинальной мощности. Эксперименты проводились при постоянной нагрузке и температуре при одноосном растяжении.

Полученные данные позволили определить зависимости скорости ползучести на установившейся стадии от температуры и напряжения. Величина напряжения рассчитывалась с учетом изменения рабочего сечения образца в процессе его деформации. По экспериментальным данным строились графики зависимости скорости ползучести на установившейся стадии от напряжения и температуры. Однако, опыт показывает, что существующий подход к обработке экспериментальных результатов и представление зависимостей в форме графиков, в которой одной из координат является скорость ползучести, а другой напряжение или температура испытания имеет существенный недостаток. Сами по себе напряжение и температура испытания не отражают физического состояния кристаллического твердого тела, находящегося под их воздействием. Это в значительной степени затрудняет сравнительный анализ деформационных характеристик металлов и сплавов разных групп. Поэтому для анализа полученных результатов нами были использованы две величины: отношение температуры плавления к температуре испытания, T_m/T , и напряженность, определяемая отношением действующего напряжения к пределу текучести. Используемая методика и установки с мягким режимом нагружения, после стабилизации температуры испытания, позволили определить численные значения предела текучести каждого испытываемого образца. Для этого в момент выхода на заданную нагрузку или напряжение строилась диаграмма растяжения, по которой рассчитывалась величина предела текучести.

Графики зависимости скорости ползучести от температуры при постоянном напряжении традиционно строятся в координатах $\ln(\dot{\epsilon}) - 1/T$ (где $\dot{\epsilon}$ - скорость ползучести на установившейся стадии) и имеют зачастую достаточно сложный для анализа вид. При этом исследуемый температурный интервал, как правило, разбивается на отдельные области в которых и проводится анализ получаемых зависимостей. В данном случае графики построены в координатах $\ln(\dot{\epsilon}) - T_m/T$ при постоянной напряженности, т.е. $\sigma/\sigma_0 = \text{const}$. Для разных напряженностей они имеют вид прямых линий и описываются единым эмпирическим уравнением. Отметим, что полученные традиционным методом зависимости скорости ползучести на установившейся стадии от напряжения при фиксированной температуре в большинстве своем подчиняются степенному закону. В случае введения величины напряженности, они описываются экспоненциальным уравнением. Кроме того, следует иметь ввиду, что величина σ/σ_0 является функцией температуры и ее корректное использование в анализе возможно только в случае определения предела текучести для каждого испытываемого образца.

Таким образом, была показана целесообразность использования при анализе экспериментальных результатов таких физических величин, как температура плавления и предел текучести и найдена определенная их взаимосвязь со скоростью ползучести на установившейся стадии. Кроме того, введение этих величин в значительной степени облегчает сравнительную оценку деформационного поведения различных материалов.

ИОННО-ЛУЧЕВОЙ СИНТЕЗ СОЕДИНЕНИЙ В ЦИРКОНИИ

Х. Р. Каздаев, С. К. Сейдигазимов, С. Г. Утаров
ИЯФ НЯЦ РК

ION BEAM SYNTHESIS OF THE COMPOUNDS IN ZIRCONIUM

Kh. R. Kazdaev, S. K. Seidigazimov, S.G. Utarov
INP NNC RK

В работе [1] было сделано предположение, что механизм фазовых превращений в молибдене при ионной имплантации сильно зависит от соотношения атомных радиусов имплантируемых элементов и атомов матрицы. Если оно меньше чем 0.59 то в процессе ионной имплантации наблюдались полиморфные превращения и возникали фазы с плотноупакованной структурой. В других случаях исходный материал разупорядочивался и химические соединения образовывались лишь после дополнительного отжига. В то же время эксперименты по дозовой зависимости показали, что процесс аморфизации не является конечной стадией. По мере возрастания дозы наблюдался процесс рекристаллизации, сопровождающийся синтезом соединения. В этом случае возникающие фазы также имели плотноупакованную структуру [2].

В данной работе содержатся результаты исследований структурно-фазовых превращений в цирконии, имплантированном ионами азота и фосфора. Эти исследования были проведены для того, чтобы проверить принципиальные особенности механизма фазовых превращений при ионной имплантации, обнаруженные в работе [1], на другом переходном металле с другим типом кристаллической структуры. С другой стороны, цирконий представляет собой интересный материал для исследований, поскольку широко используется в атомных энергетических установках. Ионы азота и фосфора были выбраны вследствие их сильного различия в атомных размерах.

Для исследования использовались массивные образцы циркония, которые прошли механическую обработку и электрохимическую полировку. Имплантация ионами азота проводилась при 45 кэВ (низкоэнергетическая имплантация) и 140 кэВ (высокоэнергетическая имплантация). В случае имплантации фосфора соответствующие энергии составляли 100 и 300 кэВ. Доза облучения менялась от $5 \cdot 10^{16}$ см² до $3 \cdot 10^{18}$ см². Термический отжиг имплантированных образцов проводился в диапазоне температур 200-1200°C в течении получаса каждый. В качестве методов исследования использовались резерфордовское обратное рассеяние и рентгеноструктурный анализ.

Результаты резерфордовского обратного рассеяния показывают, что в образцах, имплантированных азотом, его максимальная концентрация в исследуемых слоях возрастает до определенного предела; избыточные атомы при этом вытесняются в слои с меньшей концентрацией. В противоположность этому, в случае имплантации фосфора, его концентрация в имплантированных слоях постоянно увеличивается, хотя при низкоэнергетической имплантации проявляется тенденция к насыщению.

Рентгеноструктурные исследования, проведенные на образцах, имплантированных азотом, показали, что в широком интервале доз возникает фаза моонитрида циркония, обладающего плотноупакованной структурой. Последующий отжиг при определенной температуре ведет к ее распаду. Имплантация циркония фосфором вызывает вначале появление аморфных слоев; при повышении дозы аморфные слои рекристаллизуются и вместо них возникает фаза монофосфида циркония. Фаза имеет плотноупакованную структуру и при дальнейшем отжиге переходит в фосфид циркония Zr_3P , обладающего тетрагональной структурой.

Полученные результаты полностью подтверждают ранее сделанные предположения относительно механизма фазовых превращений в переходных металлах при ионной имплантации.

Литература

1. Kh. R. Kazdaev, M. T. Akchulakov, E. M. Bayadilov. Synthesis of Compounds in Molybdenum During Ion Implantation Combined with Thermal and Pulsed Electron Annealing. //Proc.of 3rd Intern. Conf. "EPM-89", Drezden, GDR, 1990, p.293.
2. Kh. R. Kazdaev, S. K. Seidigazimov, M. T. Akchulakov, I. V. Khromushin, K. M. Alhanova. Appearance of Ordered Structures in Case of High Dose Implantation. // 8th Intern. Conf. " Surface Modification of Metals by Ion Beams", Kanazawa, Japan, 1993, p. pb-05.

ОСОБЕННОСТИ РАЗВИТИЯ БЛИСТЕРИНГА ПРИ ИМПУЛЬСНОМ ОТЖИГЕ ИОННО-ИМПЛАНТИРОВАННЫХ СЛОЕВ

Х.Г. Кадыров

KazNTU

Х.Р. Каздаев, С.К. Сейдигазимов

ИЯФ НЯЦ РК

PECULIARITIES OF BLISTERING PROCEEDING AT PULSED ANNEALING OF ION-IMPLANTED LAYERS

H.G. Kadyrov

KazNTU

H.R. Kazdaev, S.K. Seidigazimov

INP NNC RK

Изучение процессов образования блистеринга представляет большой интерес как для материаловедческих проблем при разработке реакторов деления и синтеза, так и других задач, возникающих при облучении материалов ионами плохо растворимых газов. Многочисленные исследования в этом направлении выявили основные закономерности возникновения и развития блистеринга в зависимости от вида внедряемых частиц, параметров облучения, температуры подложки и режимов постимплантационного отжига. Вместе с тем процессы протекания этого явления при постимплантационных импульсных радиационных воздействиях практически не исследовались.

В настоящей работе приведены результаты исследований, полученные на монокристаллическом молибдене, как модельном материале, имплантированном при комнатных температурах ионами аргона с энергией 110 кэВ ($5 \cdot 10^{17} \text{ см}^{-2}$). Постимплантационный отжиг осуществлялся в двух режимах: изохронном (1 час) в температурном интервале 200-1200°C и импульсном электронном с энергией ускорения 140 кэВ при средней плотности тока $15 \text{ А} \cdot \text{см}^{-2}$ в диапазоне длительностей 6-16 мкс с шагом 2 мкс, который соответствует, согласно предварительно проведенным экспериментам и теоретическим оценкам, диапазону нагрева поверхностных слоев в интервале температур 950-2530°C.

В качестве экспериментальных методов использовались методы рентгеноструктурного анализа с использованием скользящего рентгеновского пучка и метод растровой электронной микроскопии. Исследование микроструктуры образцов показало, что после имплантации заметно огрубление поверхности, вызванное распылением. Применение импульсного отжига длительностью 6 мкс приводит к появлению протяженных блистеров, размеры которых достигают 10-20 мкм, при ширине 1-4 мкм и плотностью не менее 10^{16} см^{-2} . При повышении длительности импульса до 8 мкс (1260°C) видны блистеры, размеры и плотность которых значительно меньше, чем при предыдущей длительности. На поверхности, свободной от блистеров, наблюдается развитая пористая структура, которая при дальнейшем увеличении времени воздействия импульсных электронных пучков до 10 мкс (1580°C) занимает всю наблюдаемую область. Средний размер пор на поверхности составляет около 1 мкм при плотности $1 \times 10^{17} \text{ см}^{-2}$. При 12 мкс (1890°C) вновь наблюдается появление отдельных блистеров, сопровождающееся возникновением деформационного рельефа на облученной поверхности в виде длинных волнистых линий, характерных для поперечного скольжения. Следы скольжения располагаются более или менее однородно, что указывает на равномерную пластическую деформацию по всей облученной поверхности металла. Следует отметить, что перпендикулярно таким линиям образуются протяженные микротрещины, которые, по всей видимости, являются границами субзерен, образованными при динамической рекристаллизации металла.

Увеличение длительности электронного отжига приводит к повышению степени деформации. Интересно отметить, что при изохронном (печном) отжиге до 1200°C существенных изменений в микроструктуре имплантированных слоев обнаружено не было, в то время как рентгеноструктурные исследования показали, что в процессе имплантации возникает плотноупакованная гексагональная структура, которая в случае изохронного отжига при температурах выше 700°C переходит в структуру Mo_2C . Аналогичный переход был зарегистрирован и при импульсном отжиге с длительностью 12 мкс (1890°C) и выше.

Анализ полученных результатов позволил выявить основные закономерности возникновения и развития блистеров при импульсном отжиге, объяснить их двухступенчатый механизм появления, определить времена их образования, плотность и размеры, а также установить причины и характер возникающих деформаций.

ИССЛЕДОВАНИЯ ПО ПРОБЛЕМАМ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

25-26 июня 1996 г.

Председатель: *В.П. Шестаков (Национальная дирекция проекта ИТЭР по Казахстану)*
Сопредседатель: *И.Л. Тажибаева (НИИЭТФ КавГУ им. Аль-Фараби)*

БЕЗОПАСНОСТЬ ИТЭР: ПОДХОД И ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ

С.И. Морозов

Совместная рабочая площадка ИТЭР в Сан-Диего.

ITER GENERAL SAFETY APPROACH AND BASIC SAFETY CHARACTERISTICS

S.I. Morozov

ITER JCT, San Diego Joint Work Site

Уверенность в том, что основные задачи безопасности, определенные проектом, будут адекватными, частично основана на следующих основных характеристиках безопасности, которые учитываются в конструкции ИТЭР:

- аварийные ситуации, связанные с критичностью, не могут развиваться на основе процессов синтеза. Отклонения в скорости реакции в плазме ограничиваются внутренними процессами и не могут расходиться;
- продукты расщепления не входят в полный топливный цикл синтеза;
- общее количество горючего в реакторной плазме мало. это количество в плазме камеры сгорает приблизительно за одну минуту после того, как его подача прекращается;
- реакция синтеза по своей природе самоограниченная, а условия для поддержания горения плазмы настолько точны, что большинство нестандартных ситуаций прекращают горение плазмы. в этом особенность безопасности плазмы;
- продукты реакции синтеза нерадиоактивны;
- энергия, запасенная горючим в плазме на несколько порядков величины меньше, чем общая энергия в каналах коммерческих реакторов и сравнимого порядка по мощности;
- низкие плотности мощности, высокая термическая инерция меньше времени потери теплоносителя в реакторе. Кроме этого, низкие плотности мощности вместе с большими площадями теплообмена позволяют конструировать реактор с пассивным аварийным охлаждением элементов, контактирующих с плазмой и blankets-размножителя в том маловероятном случае, если невозможно возобновить охлаждение;
- энергия переносится по большим поверхностям и массам, являющимся стоками тепла.

Таким образом, на текущей стадии разработки ИТЭР, на середине отведенного шестилетнего срока научно-исследовательских работ, ключевые элементы конструкции и безопасности для ИТЭР точно определены и соответствуют его техническим целям .

ПРОБЛЕМЫ БЕРИЛЛИЕВОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В ПРОЕКТЕ ИТЭР

Х.В. Бартелс, С.И. Морозов
Совместная рабочая площадка ИТЭР в Сан-Диего.

BERYLLIUM SAFETY IMPLICATIONS IN ITER PROJECT

H.W. Bartels, S.I. Morozov
ITER JCT, San Diego Joint Work Site

Одна из проблем, которая должна быть решена при проведении научно-исследовательских работ по ИТЭР, связана с использованием бериллия как одного из материалов, контактирующих с плазмой. По последним оценкам содержание бериллия (Be) приблизительно оценивается в 13 500 кг. Использование бериллия в конструкциях ИТЭР привлекает внимание разработчиков к обеспечению безопасности с двух точек зрения: во-первых, бериллий, как токсичный материал, необходимо изолировать от рабочего персонала и от населения, проживающего в непосредственной близости от площадки ИТЭР во время всех работ и экспериментов на реакторе; во-вторых, совместное использование бериллия как материала, контактирующего с плазмой, и воды, как теплоносителя в ИТЭР, создает потенциальный риск образования значительного количества водорода в аварийных ситуациях.

Для работ по безопасности необходима вакуумная камера с образцами соединений Be - медь и дополнительными элементами для имитации потока из атмосферы к нагретым элементам. Элементы внутри камеры должны иметь возможность нагрева до 1000°C для воспроизведения аварийных ситуаций. Для образцов Be - водяной пар должны исследоваться еще более высокие температуры (до 1300°C). Вакуумная камера должна позволять контролировать напуск пара и воздуха. Реакция между воздухом (паром) и бериллием должна измеряться по крайней мере двумя методами (т.е. взвешиванием и определением количества образовавшегося H₂). Зависимость давление/температура при напуске пара (воды) должна измеряться в различных точках. Особое внимание необходимо уделять температуре поверхности бериллия. Образцы Be(металл) должны иметь возможность охлаждения газом (внутреннее) для обеспечения контроля температуры (чтобы избежать неконтролируемой реакции при высоких температурах).

ОБЛУЧЕНИЕ БЕРИЛЛИЯ В РЕАКТОРЕ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ БН-350

В.Н. Караулов, А.П. Блински, И.Л. Яковлев
МАЭК

BERILLIUM IRRADIATION IN THE FBR BN-350

V.N. Karaulov, A.P. Blynski, I.L. Yakovlev
МАЕС

Данная работа была выполнена согласно заданию 5.2.1.3 по программе ИТЭР, которое предполагает облучение бериллия нейтронами с повреждаемостью до 30 сна при различных температурах. Проведение экспериментов с облучением на БН-350 предполагает создание специальныхборок, что связано с большими материальными затратами. С другой стороны, на реакторе существует специальный нейтронный источник, который содержит бериллий в отдельной капсуле. Представляется интересным изучение этого бериллия для получения необходимых данных по соответствующему заданию ИТЭР.

В докладе представлено подробное описание специального устройства для облучения, условий облучения, обсуждаются результаты экспериментов.

ИМИТАЦИОННЫЕ ИСПЫТАНИЯ МОДЕЛЕЙ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКОГО ЛИТИЕВОГО ДИВЕРТОРА С КАПИЛЛЯРНО-ПОРИСТОЙ СИСТЕМОЙ

В.А. Евтихин, И.Е. Люблинский, А.В. Вертков
АО "Прана", ГП "Красная Звезда"

В.И. Пистунович
РНЦ "Курчатовский Институт"

В.М. Коржавин
Минатом РФ

В.П. Шестаков
НТЦ "УТС"

CAPILLARY POROUS LIQUID METAL LITHIUM DIVERTOR MODELS SIMULATION STUDY

V.A. Evtikhin, I.E. Lyublinski, A.V. Vertkov
SC "Prana", SE "Red Star"

V.I. Pistunovich
RSC "Kurchatov Institute"

V.M. Korjavin
Minatom RF

V.P. Shestakov
STC "UTS"

Для экспериментального обоснования новой концепции жидкометаллического литиевого дивертора с капиллярно-пористой системой (КПС) разработаны модели приемных диверторных устройств и проведены их испытания в различных условиях при высоких удельных параметрах энергонагружения. Серия экспериментов проведена на электронно-лучевых установках различных модификаций. В этих испытаниях модели успешно работали в стационарном режиме при удельных нагрузках от 5 до 50 МВт/м². Исследования работоспособности КПС с литием в условиях, имитирующих срывы плазмы, проводились на импульсном плазменном ускорителе КСПУ. Модель выдержала более 20 импульсов облучения водородной плазмой плотности 10^{16} см⁻³ длительностью ~250 мкс при плотности потока энергии 4 МДж/м².

Анализируются результаты проведенных исследований и рассматривается возможность дальнейших испытаний в условиях стационарного нагружения плазмой необходимых параметров а также теплового нагружения на импульсном графитовом реакторе ИГР, имитирующего условия срыва плазмы.

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЛИЯНИЯ ИНТЕНСИВНОСТИ И СПЕКТРА НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА ПАРАМЕТРЫ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ВОДОРОДА ИЗ ОБЛУЧЕННЫХ ОБРАЗЦОВ БЕРИЛЛИЯ

А.Х. Клепиков, И.Л. Тажобаева, В.П. Шестаков,
О.Г. Романенко, Е.В. Чихрай
НИИЭТФ КазГУ
Е.А. Кенжин, Л.Н. Тихомиров
ИАЭ НЯЦ РК

STUDY OF NEUTRON FLUX INTENSITY AND SPECTRUM INFLUENCE ON HYDROGEN RELEASE PARAMETERS FROM IRRADIATED BERYLLIUM

A.Kh. Klepikov, I.L. Tazhibaeva, V.P. Shestakov,
O.G. Romanenko, Ye.V. Chikhray
NIETF KazSU
E.A.Kenzhin, L.N.Tikhomirov
IAE NNC RK

Проведены исследования газовой выделенности изотопов водорода из бериллия марки ТВ-56 (выдавливанный, горячепрессованный бериллий, производство АО "Ульба", Казахстан), облученного в реакторе "РА" ИАЭ НЯЦ РК. Облучение проводилось в атмосфере дейтерия ($P=10^4$ Па) при температуре 1150 К в течение 50 часов. Плотность потока нейтронов составляла $2 \cdot 10^{12}$ нейтрон/см²сек по тепловым и $3 \cdot 10^{13}$ нейтрон/см²сек по быстрым нейтронам. Образцы были вырезаны вдоль и поперек оси выдавливания. Исходные необработанные образцы, и образцы, насыщенные дейтерием в течение 50 часов при температуре 1150 К без облучения, использовались в качестве контрольных.

Исследования были выполнены методом термодесорбционной спектроскопии в режиме линейного нагрева. Было показано, что ориентация зерен может сильно повлиять на газовыделение изотопов водорода в диапазоне температур 300...1200 К. Предполагается, что за появление пиков газовой выделенности в этом диапазоне температур отвечает десорбция и диффузия по границам зерен.

Эти данные были сравнены с данными, предварительно полученными в работе [1] для образцов бериллия того же самого сорта, которые облучались в реакторе ИВГ.1М до сходного флюенса, но с другой интенсивностью нейтронного потока ($2 \cdot 10^{14}$ нейтрон/см²сек для тепловых и $2 \cdot 10^{13}$ нейтрон/см²сек для быстрых нейтронов).

Эксперименты показывают, что исходные образцы содержат значительное количество водорода и изменение его содержания зависит от спектра и интенсивности потока нейтронов в реакторе.

Литература

1. A.Kh.Klepikov, I.L.Tazhibaeva, V.P.Shestakov, O.G.Romanenko, Ye.V.Chikhray, et al. Hydrogen release from reactor irradiated beryllium, Proceed. of ICRFM-7, Obninsk, Russia, to be published in Journal of Nuclear Materials, editor reference 130003-p.

ВЛИЯНИЕ СОСТОЯНИЯ, РАСПРЕДЕЛЕНИЯ И СТЕПЕНИ ДИСПЕРСНОСТИ ОКСИДА БЕРИЛЛИЯ НА УРОВЕНЬ МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВ МЕТАЛЛОКЕРАМИЧЕСКОГО БЕРИЛЛИЯ

К.К. Кадыржанов, А.Ж. Тулеушев

НЯЦ РК

И.А. Шестаков

АО "Ульба"

THE INFLUENCE OF CONDITION, DISTRIBUTION AND DISPERSION LEVEL OF BERYLLIUM OXIDE ON MECHANICAL PROPERTIES OF METAL CERAMIC BERYLLIUM

K.K. Kadyrzhanov, A.Zh. Tuleushev

NNC RK

I.A. Shestacov

JSC "Ulba"

В работе приведены результаты по исследованию влияния состояния, распределения и степени дисперсности оксида бериллия на уровень основных и прецизионных механических свойств металлокерамического бериллия. Показано, что при снижении температуры компактирования ниже 1000°С оксид бериллия располагается по наследственным границам зерна в виде "островков"-сплошной коагулированной пленки, при этом материал демонстрирует хрупкое разрушение без каких-либо следов пластичности. Прецизионные механические свойства такого материала находятся на уровне временного сопротивления разрыву. При повышении температуры компактирования до 1000°С и выше, оксид находится в мелкокристаллическом состоянии, при котором степень дисперсности определяется температурой начала уплотнения и временем выдержки перед приложением внешнего давления. Изменение состояния оксида бериллия на границах от "островкового" до мелкокристаллического сопровождается снижением прочностных свойств и повышением пластических, такое же изменение наблюдается при увеличении среднего размера частиц оксида бериллия на границах зерна. Равномерное по границам зерна распределение оксида является дополнительным фактором зернограничного упрочнения.

В металлокерамическом бериллии как технической, так и повышенной чистоты оксид бериллия является основной примесью, в значительной мере определяющей свойства полуфабрикатов.

Поведение оксида при получении компактов традиционными технологиями порошковой металлургии исследовано и описано на настоящий момент времени достаточно подробно. В частности, наличие высокопрочной поверхностной пленки оксида на поверхности металлического бериллия обуславливает его аномальное (по сравнению с традиционными порошковыми технологиями) поведение при спекании порошковых прессовок и необходимость использования повышенных (практически до предплавильных) температур или технологий, предусматривающих приложение внешнего давления при компактировании порошковой засыпки или прессовки.

Традиционной технологией получения компактных заготовок металлокерамического бериллия является технология вакуумного горячего прессования. Изменение состояния оксидных пленок на поверхностях частиц порошка при спекании или вакуумном горячем прессовании происходит в несколько стадий:

- рост зерна в оксидной пленке до размеров, соизмеримых с ее толщиной;
- распад сплошной пленки на кристаллические частицы с последующей их коагуляцией;
- удержание частиц оксида на поверхностях поры и "скатывание" их на тройные стыки зерен.

Распад и коагуляция оксидных пленок происходит при температурах выше 1000°С, что и вызывает необходимость использования температур компактирования, близких к точке плавления бериллия.

Развитие новых технологий порошковой металлургии, в частности, горячего изостатического прессования дает возможность за счет применения удельных давлений компактирования, на 1-1,5 порядка выше, чем обычно и позволяет существенно снизить температуру получения компактного металлокерамического бериллия. Снижение температуры компактирования позволяет в значительной степени управлять структурой и распределением оксида бериллия в компактном металле.

В работе приводятся данные по исследованию распределения оксида бериллия в металлокерамическом материале, полученном при различных технологических режимах.

С целью изучения влияния распределения и дисперсности частиц оксида на уровень механических свойств металлокерамического бериллия выполнена серия экспериментов по построению зависимостей Холла-Петча для материалов с идентичным состоянием оксида. Подтверждено, что характер распределения и степень дисперсности оказывают определяющее влияние на прочностные характеристики через коэффициент зернограничного упрочнения в уравнении Холла-Петча.

Различное состояние, распределение и степень дисперсности частиц оксида бериллия подтверждается экспериментальными данными, полученными методами электронной микроскопии как поверхностей разрушения разрывных образцов, так и просвечивающей микроскопией фольг. В процессе работы разработан оригинальный метод подготовки образцов к электронномикроскопическим исследованиям методом двухступенчатых реплик – травлением поверхности наведенными скин-токами при испарении бериллия ионно-плазменным методом. В сравнении с традиционными методами подготовки образцов разработанный метод позволяет наиболее объективно получить информацию о состоянии оксида и его распределении на границах зерна.

Данные, полученные при исследовании границ зерен для образцов, подготовленных по разработанной методике, совпадают с данными, полученными фрактографическими методами исследования.

Проведено измерение прецизионного предела упругости σ металлокерамического бериллия. Показана его связь с условным пределом текучести, формой кривой "напряжение-деформация" при традиционных механических испытаниях на растяжение, а также состоянием и распределением оксида бериллия.

Полученные результаты могут служить основой для разработки технологического маршрута и регламента получения изопрессованного бериллия с гарантированным уровнем механических свойств.

ИССЛЕДОВАНИЕ МИКРОСТРУКТУРЫ БЕРИЛЛИЯ, ОБЛУЧЕННОГО ПРОТОНАМИ

С.П. Вагин, Б.Д. Уткелбаев, П.В. Чакров
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК
L.A. Jacobson, T.E. Mitchel, R.D. Field, H. Kung
Лос-Аламосская Национальная Лаборатория (США)

MICROSTRUCTURAL STUDY OF PROTON-IRRADIATED BERYLLIUM

Vagin S.P., Utkelbayev B.D., Chakrov P.V.
Almaty Branch IAE NNC RK
L.A. Jacobson, T.E. Mitchel, R.D. Field, H. Kung
Los Alamos National Laboratory (USA)

Бериллий марки ТГП-56 облучали протонами с энергией 650 кэВ при температуре ниже 50°C до дозы $6,7 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$. Дефектную структуру исследовали методами просвечивающей электронной микроскопии (ПЭМ) как непосредственно после облучения, так и после отжига при 600°C в течение 15 минут, в геометрии, позволяющей наблюдать всю область повреждения вдоль пробега ионов на одном ПЭМ-объекте.

После облучения в зоне стрэгглинга шириной около 200 нм наблюдается высокая плотность скоплений радиационных дефектов со средним размером около 5 нм. Ширина зоны стрэгглинга совпадает с расчетной (TRIM), при этом расчетная степень повреждения в этой зоне составляет $7 \cdot 10^{-3}$ - $7 \cdot 10^{-2}$ сна, а расчетная концентрация имплантированного водорода – 0,05 - 1,3 ат.%. На микрофотографиях с прямым разрешением атомной решетки скопления дефектов изображаются как разупорядоченные области. Вокруг разупорядоченных областей обнаружены фрагменты кристаллической структуры, отличной от обычной ГПУ-структуры α -бериллия.

В процессе послерадиационного отжига в зоне стрэгглинга наблюдается ориентированный рост призматических пор, сильно вытянутых в направлении $\langle 0001 \rangle$ и имеющих огранку по плоскостям типа (1-100). Величина отношения длины пор к их ширине достигает 15.

В докладе обсуждаются возможные механизмы формирования и эволюции дефектной структуры.

БАНК МОДЕЛЕЙ ДИФФУЗИИ ВОДОРОДА В ОБЛУЧЕННЫХ МАТЕРИАЛАХ ДЛЯ ЯДЕРНЫХ И ТЕРМОЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

Е.В. Чихрай, И.Л. Тажибаева, В.П. Шестаков,
О.Г. Романенко, А.Х. Клепиков
НИИЭТФ КазГУ

BANK OF MODELS OF HYDROGEN DIFFUSION IN IRRADIATED MATERIALS FOR NUCLEAR AND THERMONUCLEAR INSTALLATIONS

Ye.V.Chikhray, I.L.Tazhibaeva, V.P.Shestakov,
O.G.Romanenko, A.Kh.Klepikov
NIETF KazSU

Следует заметить, что для большинства используемых в современных ядерно-энергетических установках моделей диффузии газа (в частности водорода и его изотопов) применимы одномерные приближения и соответствующие им компьютерные программы расчетов. Для примера можно привести достаточно часто упоминающуюся в литературе программу TMAP4 (Tritium Migration Analysis Program, version 4) [1]. Программа способна рассчитывать одномерные термо- и масс-диффузионный переносы с захватом в ловушки и включения с большим спектром параметров модели, учитывающей несколько механизмов переноса водорода и его изотопов в комплексной среде. При всех достоинствах такого типа программ важно также иметь и более простые, позволяющие быстро и наглядно проиллюстрировать какой-либо из составляющих механизмов.

Нами предлагается комплекс программ для расчета одномерного распределения диффузанта (водорода) в диффузионной среде с ловушками, описывающейся дифференциальными уравнениями в частных производных, учитывающими наличие обратимой химической реакции первого порядка (модель Херста-Гауса) [2,3], наличие обратимой химической реакции второго порядка (модель Мак-Набба и Фостера [4]) или наличие двух разных взаимодействующих каналов диффузии с ловушками при краевых условиях первого, второго и третьего рода.

Программы позволяют рассчитать и показать динамику распределения диффузанта и его потока в диффузионной среде и ловушках по толщине образца (как однородного так и состоящего из нескольких слоев, отличающихся структурой и фазовым составом) в экспериментах по водородопроницаемости и термодесорбции, причем на границах раздела слоев соблюдается условие непрерывности потока.

Разработана также программа для решения обратной задачи - определения диффузионных параметров из экспериментальной кривой потока газопроницаемости для указанных выше трех моделей диффузии.

Определение диффузионных параметров для указанных моделей производится подгонкой расчетной кривой потока газопроницаемости, полученной численным решением системы дифференциальных уравнений, к экспериментальной, минимизацией среднеквадратичного расстояния между нормированными кривыми и расчетной кривой. Численное решение получается с использованием метода конечных разностей на базе абсолютно устойчивой четырехточечной неявной консервативной схемы способом прогонки [5].

Минимум расстояния между кривыми потока ищется эвристическим методом прямого поиска - методом конфигураций Хука-Дживса [6], модифицированным нами на случай ограничений на параметры.

Программы позволяют выбирать вид модели и их параметры, менять начальные и краевые условия, диапазон изменения параметров.

Программы написаны на языке Pascal в варианте для DOS и для Windows-95. Пространственная разностная сетка составляет 50-200 шагов для однородных образцов и 1000 (250+500+250) для трехслойных. Шаг по времени может выбираться в диапазоне 0.01-1 сек. Все вычисления производятся с двойной точностью, при этом время расчета проницаемости при шаге по времени 0.1 сек составляет примерно 2-3 минуты в DOS и 3-4 мин в Windows, термодесорбции из однородного образца соответственно 3-4 и 4-6 минут и 6-9 (10-15) минут - из слойки на компьютере PC 486DX4.

Разработанные программы применяются нами при анализе результатов газовой выделенности из образцов конструкционных материалов ядерно-энергетических установок.

Литература.

1. TMAP4 User's Manual. G.R.Longhurst, D.F.Holland, J.L.Jones, B.J.Merrill. Idaho National Engineering Laboratory, EGG-FSP-10315, June 12, 1992.

2. Hurst D.G. Diffusion of fission gas. Calculated diffusion from a sphere taking into account trapping and return from the traps. -In: GRRP-1124. Atomic Energy of Canada: 1-st Conf., Oct.-Nov.1962.- Walk River,1962,p.129-135.
3. Gaus H. Uber den Einfluss von Fallen auf die Diffusion.- Zeit. Naturforsch, 1965, Bd.20a, S.1298-1308.
4. McNabb A., Forster K.A. A new analysis of the diffusion of hydrogen in iron and ferritic steels.- Trans. of Metallurg. Soc., 1963, v.227, p.618-627.
5. Марчук Г.И. Методы расчета ядерных реакторов. - М., Госатомиздат, 1961, с.155-223.
6. Д. Химмельблау. Прикладное нелинейное программирование. М. Мир. 1975.

ВОЗДЕЙСТВИЕ ИМПУЛЬСНОЙ ПЛАЗМЫ НА ПОВЕРХНОСТЬ ГРАФИТА

Ф.Б. Баимбетов, Б.М. Ибраев, Т.Т. Данияров, А.К. Нагметжанов
КазГУ им. Аль-Фараби

INFLUENCE OF PLASMA IMPULSE ON PLUMBAGO SURFACE

F.B. Vaimbetov, B.M. Ibraev, T.T. Daniyarov, A.K. Nagmetganov
Al-Farabi KazSU

Графит является кандидатным материалом для защитной стенки термоядерного реактора. Знание свойств этого материала необходимо при конструировании ядерных энергетических установок. Большая часть исследований выполнена с использованием непрерывного плазменного потока /1/. В данной работе предлагаются результаты исследования воздействия на поверхность графита импульсной плазмы.

Для генерации плазмы был использован коаксиальный плазменный ускоритель КПУ /2/. В качестве плазмообразующего газа использовались водород и азот. Облучение образцов происходило в различных режимах КПУ.

Производились измерения различных характеристик распыления образцов графита. Выявлено образование эрозии поверхности. Наблюдается проникновение плазмообразующего газа в материал образца.

Литература

1. Лейман К. Взаимодействие излучения с твердым телом и образование элементарных дефектов. Москва, Атомиздат, 1979.
2. Аласкеров Ю.М., Нурбаев К.З. Плазменная пушка (ПП-01) , предназначенная для импульсной обработки поверхностей материалов. В сб.: Материалы 3-ей Всесоюзной школы-конференции "Современные методы магнитного удержания , нагрева и диагностики плазмы". Харьков, 1982 , ч.2, с.196.

РЕНТГЕНОСТРУКТУРНЫЙ АНАЛИЗ ОБЛУЧЁННОГО ИМПУЛЬСНЫМ ПОТОКОМ ВОДОРОДНОЙ ПЛАЗМЫ МОНОКРИСТАЛЛА МЕДИ

Ф.Б. Баимбетов, М.Ж. Буранбаев, А.М. Буранбаев,
Б.М. Ибраев, А.Г. Габдуллина, А.К. Нагметжанов
КазГУ им. Аль-Фараби

X-RAY STRUCTURAL ANALYSIS OF COPPER RAYED BY IMPULSE FLOW OF HYDROGENIOS PLASMA

F.B. Baimbetov, M.G. Buranbaev, A.M. Buranbaev,
B.M. Ibraev, A.G. Gabdullina, A.K. Nagmetganov
Al-Farabi KazNSU

Для выяснения механизмов изменения структуры, механических и физико-химических свойств приповерхностных слоев материалов под воздействием импульсных потоков плазмы (ИПП) важную роль играет исследование структурных изменений в монокристаллах металлов и их сплавов. В данной работе приводятся результаты рентгеноструктурного анализа облученного импульсным потоком водородной плазмы монокристалла меди.

Анализ характеристик рассеянных рентгеновских лучей показывает, что :

- исходный (необлученный) монокристалл меди содержит значительное количество дефектов (вакансии, межузельные атомы, краудионы и т.п.), что подтверждается наличием интенсивности сверхструктурного отражения в плоскостях (211), (210) и т.п.;
- воздействие ИПП приводит к уменьшению межплоскостных расстояний с увеличением энергии, приходящейся на единицу поверхности образца по направлению воздействия [222];
- изменение межплоскостных расстояний по направлению $[11\bar{1}]$ не происходит;
- наблюдаемые уменьшение межплоскостных расстояний и увеличение интегральной интенсивности рассеянных рентгеновских лучей без увеличения полуширины пика свидетельствуют об уменьшении количества дефектов и тем самым о повышении степени упорядоченности структуры монокристалла меди в результате облучения ИПП;
- к такому же выводу, наконец, приводит уменьшение интенсивности до уровня фонового излучения сверхструктурного отражения в плоскостях (211), (210) и т.п. после воздействия ИПП.

**ИССЛЕДОВАНИЕ ВОЗМОЖНОСТИ МОДЕЛИРОВАНИЯ СРЫВА
ПЛАЗМЫ НА ЭЛЕМЕНТЫ КОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА ИТЭР**

Г.В. Коваленко, В.Н. Ногин, А.В. Петровцев,
А.Т. Сапожников, М.Ю. Сахаров
РФЯЦ ВНИИТФ

**STUDY OF POSSIBILITIES ON SIMULATING PLASMA DISRUPTION
ON ITER CONSTRUCTION ELEMENTS**

G.V. Kovalenko, V.N. Nogin, A.V. Petrovtsev, A.T. Sapozhnikov, M.Yu. Sakharov
RFNC VNIITF

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ СИНТЕЗА БЛАНКЕТА ТЯР В ANL

С. Бхаттачария
Аргонская национальная лаборатория

DEVELOPMENT OF A FUSION TECHNOLOGY FOR TNR BLANKET IN ANL

S. Bhattacharyya
Argonne National Laboratory

**ОПРЕДЕЛЕНИЕ ИЗМЕНЕНИЯ В ФИЗИЧЕСКИХ
И МЕХАНИЧЕСКИХ СВОЙСТВАХ БЕРИЛЛИЯ
В ЗАВИСИМОСТИ ОТ МЕТОДОВ ПРОИЗВОДСТВА**

Е.В. Савчук, О.И. Масленников
ГХК "Ульба"

**DETERMINATION OF CHANGES OF PHYSICAL
AND CHEMICAL BERYLLIUM PROPERTIES AS A FUNCTION
OF MANUFACTURING METHOD**

E.V. Savchuk, O.I. Maslennikov
JSC "Ulba"

**АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ He^3D И Li^6D КОНВЕРТОРОВ
ТЕПЛОВЫХ НЕЙТРОНОВ НА РЕАКТОРЕ ИВВ-2М ДЛЯ МОДЕЛИРОВАНИЯ
УСЛОВИЙ ОБЛУЧЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ КАМЕРЫ ТЯР**

Ю.Н. Зуев, В.Д. Ларцев, Ю.И. Чернухин
РФЯЦ ВНИИТФ

**ANALYSIS OF POSSIBILITY OF He^3D AND Li^6D USE FOR CONVERTORS
OF THERMAL NEUTRONS AT EVV-2M TO SIMULATE IRRADIATION
CONDITIONS FOR TNR CHAMBER MATERIALS**

Yu.N. Zuyev, V.D. Lartsev, Yu.I. Chernukhin
RFNC VNIITF

ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ОБРАЩЕНИИ С БЕРИЛЛИЕМ В ИТЭР

Б.Н. Колбасов, Д.К. Курбатов, В.И. Храпунов
РНЦ "Курчатовский институт"
Ю.М. Михайлов
ВНИИХТ

ISSUES OF SAFETY ON HANDLING BERYLLIUM IN ITER

B.N. Kolbasov, D.K. Kurbatov, V.I. Khrapunov
RNC "Kurchatov Institute"
Yu.I. Mikhaylov
VNIIXT

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ РАЗЛИЧНЫХ СОРТОВ БЕРИЛЛИЯ С ЛАЗЕРНЫМ ИЗЛУЧЕНИЕМ

Д.А. Давыдов, В.А. Горохов, А.В. Лаушкин,
Ю.Г. Костюк, А.В. Целищев
ГНЦ ВНИИИМ им. А.А. Бочвара

STUDY OF INTERACTION BETWEEN DIFFERENT TYPES OF BERYLLIUM AND LASER RADIATION

D.A. Davydov, V.A. Gorokhov, A.V. Laushkin,
Yu.G. Kostyuk, A.V. Tselishchev
SSC VNIINM

АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОГО МОДЕЛИРОВАНИЯ В РЕАКТОРЕ ИГР СРЫВА ПЛАЗМЫ НА ДИВЕРТОРЕ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

В.П. Шестаков
НИИЭТФ КазГУ
А.В. Андрияш, В.Н. Ногин
РФЯЦ ВНИИЭТФ
А.М. Чехонадских
ИАЭ НЯЦ РК

PROBABILITY ANALYSIS OF EXPERIMENTAL SIMULATING PLASMA DISRUPTION ONTO THERMONUCLEAR REACTOR DIVERTOR IN IGR REACTOR

V.P. Shestakov
NIETF KazSU
A.V. Andriyash, V.N. Nogin
RFNC VNIITF
A.M. Chekhonadskikh
IAE NNC RK

СТЕНДОВЫЕ ДОКЛАДЫ

26 июня 1996 г.

НЕСТАБИЛЬНОСТЬ СТРУКТУРЫ И СВОЙСТВ ОБЛУЧЕННЫХ СТАЛЕЙ, ОБУСЛОВЛЕННАЯ ВЛИЯНИЕМ ЛАТЕНТНОЙ ЭНЕРГИИ

О.П. Максимкин, Ш.Б. Шиганак, М.Н. Гусев
ФТИ МНАН РК, Алматы

IRRADIATED STEELS STRUCTURE AND PROPERTIES INSTABILITY CAUSED BY LATENT ENERGY

O.P. Maksimkin, Sh.B. Shiganakov, M.N. Gusev
PhTI MSAS RK, *Almaty*

В настоящем исследовании предлагается в качестве одного из параметров, характеризующих стойкость металлических материалов к синергетическому воздействию излучения, термических и механических напряжений, использовать величину латентной энергии E_L , связанную с дефектами кристаллической структуры. На основании первого закона термодинамики значения E_L находили из экспериментов по деформации образцов в микрокалориметре с одновременным определением выделяющегося при этом тепла (Q) и работы, затрачиваемой на деформирование (A), причем $E_L = A - Q$. Обсуждаются результаты экспериментов по выявлению роли E_L при пластическом течении аустенитных нержавеющей сталей в различных температурно-скоростных диапазонах, а также по изучению влияния латентной энергии на мартенситное $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращение, индуцированное деформацией, в исходных и облученных метастабильных материалах. Методами просвечивающей электронной микроскопии и калориметрии изучена эволюция дислокационной структуры и связанные с ней процессы выделения и накопления энергии при растяжении образцов стали 12X18H10T. Установлены закономерности изменения запасенной энергии в зависимости от степени деформации (или напряжения течения), и показано, что:

- 1) латентная энергия дислокационных ансамблей определяется, в основном, взаимодействием дислокаций, а не их плотностью;
- 2) на начальном (до 10%) этапе растяжения E_L пропорциональна σ^2 .

С использованием разработанного численного метода восстановления истинной формы кривой тепловыделения определены величины A , Q и E_L в условиях прерывистого течения (эффект Портевена-Ле Шателье) сталей, облученных высокоэнергетическими ядерными частицами. Показано, что с ростом степени деформации повышается способность как необлученного, так и облученного материала рассеивать подводимую извне механическую энергию. При этом облученная нейтронами сталь обладает меньшей способностью к запасанию энергии в процессе растяжения по сравнению с ее возможностями в необлученном состоянии.

Выявлена важная роль латентной энергии в процессах зарождения и развития α' -мартенсита при деформации сталей. Показано, что образование α' -мартенсита происходит на строго определенной стадии течения (или облучения определенными флюенсами) только после того как в решетке аккумулируется критическая для данных условий энергия. На основании анализа многочисленных экспериментальных данных предложено аппроксимировать кинетическую кривую накопления мартенситной фазы уравнением $M_\phi = C \exp(nE_L)$ (где M_ϕ - объемная доля мартенситной фазы, C и n - постоянные), которое для случая облученных метастабильных сталей более корректно, чем известные деформационные зависимости. В связи с проблемой радиационного охрупчивания и поиском путей подавления эффекта снижения пластичности при высоких ($T > 0,5 T_{пл.ст.}$) температурах рассмотрено влияние латентной энергии, связанной с наклепом, на механические свойства хромоникелевой стали 12X18H10T и безникелевой стали X15AG14, равномерно по объему легированных гелием на циклотроне до 10^{-3} ат.%. Показано, что характеристики прочности и пластичности этих материалов при 1073 К в значительной степени определяются величинами предварительной холодной деформации и E_L , возрастание которых отрицательно сказывается на высокотемпературной пластичности вплоть до начала структурной перестройки - образования α' -мартенсита. При этом накопление α' -фазы, сопровождающееся увеличением скорости запасания энергии, коррелирует с увеличением высокотемпературной пластичности.

ВОЗДЕЙСТВИЕ СИЛЬНОТОЧНЫХ ЭЛЕКТРОННЫХ ИМПУЛЬСНЫХ ПУЧКОВ НА ФИЗИКО-МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА СТАЛЕЙ

М.Н. Гусев, Х.Г. Кадыров, О.П. Максимкин
ФТИ МНАН РК, Алматы

THE INFLUENCE OF HIGH-CURRENT ELECTRON PULSE BEAM ON THE PHYSICAL-MECHANICAL PROPERTIES OF STEELS

M.N. Gusev, H.G. Kadyrov, O.P. Maksimkin
PhTI MSAS RK, Almaty

Известно, что повреждение металлических материалов при срывах тока плазмы (испарение, оплавление, образование трещин) может явиться одним из факторов, ограничивающих работоспособность элементов конструкции ТЯР. В этой связи в последнее время большое внимание уделяется исследованию имитации воздействия корпускулярного и электромагнитного излучения плазмы на конструкционные материалы. В частности, для имитации режимов срыва тока плазмы используют облучение импульсным электронным пучком (ИЭП) на ускорителе заряженных частиц. В данной работе изучали воздействие ИЭП на механические и магнитные свойства хромоникелевой (12Х18Н10Т) и марганцовистой (Х15АГ14) нержавеющей аустенитных сталей, а также инструментальных сталей типа 9ХС, ХВГ, и 45Х. Образцы исследуемых материалов подвергали воздействию импульсным (100 нс) пучком электронов с плотностью энергии от 0.4 до 27 МДж/м², в результате чего на их поверхности наблюдали ярко выраженный рельеф в виде макроуглублений и микрократеров. Рентгенофлюоресцентный анализ показал, что в результате электронного воздействия на аустенитные нержавеющие стали в поверхностных слоях уменьшилось содержание хрома и увеличилось количество никеля на фоне практически неизменного содержания остальных элементов.

Облученные электронами образцы нержавеющей сталей деформировали при комнатной температуре на испытательной машине Инстрон-1195 со скоростью растяжения 0,5 мм/мин. Одновременно с диаграммой "нагрузка-удлинение" регистрировали ферромагнитную мартенситную α' - фазу, а также ее распределение по длине образца на всех стадиях пластического течения. Оказалось, что при $E=300$ КэВ, $q=5 \times 10^8$ Вт/см предел текучести стали 12Х18Н10Т увеличивался в 2,5 раза, а наилучшее сочетание прочности и пластических свойств наблюдается при плотности энергии пучка 40-60 Дж/см². Установлено, что наряду с послерадиационным изменением механических свойств, электронное облучение повлияло также на параметры возникновения и развития α' -фазы в ходе деформации. Отмечается, что при некоторых режимах облучения мартенситная фаза регистрировалась непосредственно после облучения. В ходе последующего растяжения таких образцов на начальной стадии наблюдали уменьшение количества α' -фазы, однако при дальнейшем деформировании её содержание возрастало.

Предприняты попытки описать кривую накопления α' - фазы с ростом деформации и рассчитать значения кинетических параметров. Изучение влияния ИЭП ($E=540$ кэВ, $q=5 \times 10^8$ Вт/см) на углеродистые стали показало значительное (в 2-3 раза) упрочнение облученных образцов не только на поверхности, но и во всём рабочем объёме толщиной 3,5 мм. При этом измерение микротвёрдости на поперечных шлифах по глубине проникновения электронов обнаружило наличие периодически упрочнённой структуры. Проведено металлографическое изучение облученной зоны, которое показало, что наряду с мартенситной фазой в ней присутствует остаточный аустенит в виде тонких прослоек по границам кристаллов мартенсита и частиц цементита, расположенных как внутри кристаллов в виде дисперсных выделений, так и по границам кристаллов в виде тонких плёнок. Анализируются возможные механизмы обнаруженных эффектов.

ФАЗОВО- СТРУКТУРНЫЕ ПРОЦЕССЫ И ИХ РОЛЬ В УПРОЧНЕНИИ И ОХРУПЧИВАНИИ ОБЛУЧЕННЫХ МЕТАЛЛИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ

О.П. Максимкин
ФТИ МНАН РК, Алматы

PHASE-STRUCTURE PROCESSES AND THEIR ROLE IN THE STRENGTHENING AND THE EMBRITTLEMENT METALLIC MATERIALS

O.P Maksimkin
PhTI MSAS RK, Almaty

Приведены и обсуждаются новые результаты экспериментов, направленных на выяснение условий фазово-структурной стабильности, а также выявление основных закономерностей и механизмов формирования механических свойств металлических материалов, подвергнутых облучению высокоэнергетическими ядерными частицами и термическим воздействиям. В частности, рассматриваются особенности бездиффузионных (мартенситных $\gamma \rightarrow \alpha'$) и термоактивируемых (старение, зернограничное скольжение) процессов, протекающих при деформации аустенитных нержавеющей сталей (12X18H10T, X16H15M3T, X15AG14) и сплавов (X20H45M4БРЦ), облученных нейтронами (до 5×10^{21} н/см², $E > 0.1$ MeV), альфа-частицами (до концентрации гелия $2 \cdot 10^{-2}$ ат.%, $E = 50$ MeV) и электронами ($2 \cdot 10^{18}$ эл./см², $E = 4$ MeV). Анализируется влияние фазово-структурных изменений на радиационное упрочнение и охрупчивание, в связи с чем подробно освещаются результаты экспериментов по установлению закономерностей образования и накопления α' -мартенсита, механизмы динамического деформационного старения (ДДС), а также роль границ зерен и зернограничных процессов (скольжение, миграция, разрушение) в высокотемпературном гелиевом охрупчивании.

1. Обсуждаются эффекты изменения "истинных" значений критических напряжений и особенности зарождения α' -фазы в хромоникелевых и марганцовистых сталях в зависимости от температуры и скорости растяжения, сорта и флюенса бомбардирующих частиц. Анализируется влияние облучения на морфологию мартенситной структуры, кинетические параметры $\gamma \rightarrow \alpha'$ превращения и тепловые эффекты, сопровождающие фазовый переход. Показано, что своевременное образование мартенсита деформации и оптимальная кинетика его накопления могут играть положительную роль в формировании низкотемпературной пластичности метастабильных нержавеющей сталей, подвергнутых воздействию радиации.
2. Установлены температурно-скоростные интервалы проявления эффекта ДДС в железе, стали и сплаве X20H45M4БРЦ, облученных нейтронами или легированных гелием. Показано, что процесс ДДС сопровождается образованием зубчиков определенного типа на кривых течения. Это связано с переходом от однородной пластической деформации к негетогенному течению, которое осуществляется путем зарождения, формирования и распространения деформационных полос. По данным, полученным с помощью оптико-электронного экстензометра, рассчитаны параметры полосы в необлученной и облученной нейтронами стали в зависимости от степени деформации и облучения. Установлено, что в интервале температур проявления ДДС в облученных ГЦК-материалах, наблюдается неизменность характеристик пластичности, в то время как прочностные характеристики несколько увеличиваются.
3. Изучены величина и особенности зернограничного проскальзывания и ее вклад в общую деформацию образцов никеля, стали 12X18H10T и инконья. Облученные в реакторе или легированные гелием на циклотроне образцы деформировали растяжением в области температур проявления эффекта высокотемпературного радиационного или гелиевого охрупчивания. Показано, что в облученных материалах деформация по границам зерен протекает более интенсивно, тогда как миграция границ подавлена. Это приводит к зарождению интеркристаллитных микротрещин и необратимой потере пластичности.

ЗАКОНОМЕРНОСТИ ПОЛЗУЧЕСТИ ЧИСТОЙ И ТЕХНИЧЕСКОЙ МЕДИ ПРИ НИЗКОДОЗНОМ ОБЛУЧЕНИИ В РЕАКТОРЕ ВВР-К

Е.В. Чумаков, Э.С. Айтхожин
ФТИ МНАН РК
Ю.С. Пятилетов
ИАЭ НЯЦ РК, Алматинское отделение

CREEP REGULARITY OF DIFFERENT PURITY COPPER AT LOW-FLUENCE IRRADIATION IN THE WWR-K REACTOR

E.V. Chumakov, E.S. Aitkhozhin
PhTI MSAS RK
Yu.S. Pyatiletov
IAE NNC RK, Almaty Branch

Работа посвящена экспериментальному и теоретическому исследованию закономерностей реакторной и термической ползучести меди различной чистоты (999,99% и 99,95%). Реакторные и лабораторные эксперименты проводились на идентичных дистанционных установках. Дано описание установок и методики эксперимента. Для испытаний использовались плоские образцы в форме двойной лопатки с размером $20 \times 4 \times 0.5$ мм, которые вырубались из прокатной полосы, после чего подвергались термообработке с целью получения необходимой исходной структуры. Испытания образцов проводились в условиях одноосного растяжения при постоянном напряжении. На базе полученных экспериментальных результатов установлены зависимости скорости ползучести на установившейся стадии от температуры в координатах $\ln(\dot{\epsilon}) - T_{пл}/T$ (где $\dot{\epsilon}$ - скорость ползучести, $T_{пл}$ и T - соответственно температура плавления и испытания) и напряжения в координатах $\ln(\dot{\epsilon}) - \sigma$ (где σ - постоянное напряжение при одноосном растяжении) для чистой меди (99,99 %) и от температуры для технической (99,95%). Показано, что графики зависимости $\dot{\epsilon}(T)$ имеют два перегиба, позволяющие разделить весь исследуемый интервал на три области: низких (ниже $0.42 T_{пл}$), средних ($0.42...0.47 T_{пл}$) и высоких (выше $0.47 T_{пл}$) температур. Показано, что в области низких и высоких температур зависимость $\ln(\dot{\epsilon}) - (T_{пл}/T)$ близка к экспоненциальной, а кажущаяся энергия активации ползучести U составляет $0.3...1$ эВ. При средних температурах наблюдается аномальное понижение скорости роста $\dot{\epsilon}$ с температурой и уменьшение U на порядок величины для чистой меди. Для технической меди область средних температур имеет отличительную особенность, заключающуюся в резком снижении скорости деформации с повышением температуры испытания. В своем минимуме реакторная скорость ползучести на установившейся стадии достигает в этой области величин меньших, чем термическая. Этот эффект связывается с высоким содержанием примесей и растворимых элементов.

Для теоретического обоснования экспериментальных результатов была использована модель ползучести, основанная на скольжении дислокации и термоактивационном преодолении ими препятствий. Выведено уравнение для расчета скорости реакторной ползучести при низкодозном облучении и скорости термической ползучести. При этом в уравнение введена такая прочностная характеристика, как предел текучести σ_{02} . В связи с тем, что σ_{02} так же, как и $\dot{\epsilon}$, является функцией температуры, возникла необходимость выявления зависимости $\sigma_{02}(T)$. Соответствующие измерения проводились в начальный период нагружения образцов в каждом эксперименте на ползучесть, когда фактически снимались кривые напряжение - деформация. Из этих кривых определялись значения σ для разных температур и строились графики зависимости σ_{02} от $T_{пл}/T$. Полученные результаты показали, что в области средних температур, где наблюдалось аномальное поведение скорости ползучести обоих материалов, предел текучести возрастает с ростом температуры.

Согласно полученному уравнению для расчета скоростей реакторной и термической ползучести, $\dot{\epsilon}$ экспоненциально зависит от напряжения и является сложной функцией температуры, содержащей ряд параметров, которые были найдены при обработке экспериментальных зависимостей $\dot{\epsilon}(T, \sigma)$. Показано, что полученные уравнения хорошо описывают экспериментальные зависимости $\dot{\epsilon}(T, \sigma)$, включая аномальное поведение скорости ползучести в области средних температур.

Сделано предположение, что наблюдаемые аномалии температурной зависимости скорости ползучести и предела текучести в средней области связаны, вероятно, с перестройкой дефектной структуры, обусловленной динамическим деформационным старением, а коррелированное поведение $\dot{\epsilon}(T)$ и $\sigma(T)$ может служить свидетельством взаимосвязи между скоростью ползучести и пределом текучести.

УСТАНОВКИ ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ НА ПОЛЗУЧЕСТЬ В ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ КАНАЛАХ РЕАКТОРА ВВР-К

Э.С. Айтхожин, Е.В. Чумаков
ФТИ МНАН РК

CREEP TESTING PLANTS IN EXPERIMENTAL CHANNELS OF THE WWR-K REACTOR

E.S. Aitkhozhin, E.V. Chumacov
PhTI MSAS RK

Для изучения деформационных характеристик конструкционных материалов на реакторе ВВР-К был создан комплекс установок и разработана методика испытаний на ползучесть и длительную прочность в широком интервале температур и напряжений. Имеющееся экспериментальное оборудование позволяет проводить испытания цилиндрических и плоских образцов при постоянной переменной нагрузке или напряжении и температуре, а также в условиях релаксации напряжения. Все установки имеют сменные ампулы с электронагревательными элементами, позволяющими осуществлять нагрев образца со скоростью 10-15 град/мин. Для контроля температуры использовались хромель-алюмелевые термодпары с непрерывной записью прибором типа КСП. Поддержание ее на заданном уровне осуществлялось высокоточными регуляторами температуры. Продолжительность реакторного испытания лимитировалась длительностью рабочего цикла самого аппарата и составляла около 500 часов. При необходимости оно занимало несколько циклов. Основным критерием, определявшим режим испытания, являлась необходимость определения накопленной деформации на установившейся стадии ползучести с точностью не хуже $\pm 5\%$. Поэтому область исследуемых скоростей ползучести занимала от $1 \cdot 10^{-9} \text{ с}^{-1}$ и выше.

Во всех внутриреакторных машинах в цепи измерения деформации применена система компенсации линейных изменений составляющих элементов при изменении температуры окружающей среды, что в значительной степени повысило точность измерения накопленной деформации в процессе испытания образца. При реакторных испытаниях выход на рабочий режим производился после стабилизации номинальной мощности аппарата.

Структурно все установки состоят из трех основных частей: внутриреакторной разрывной машины со сменной ампулой и датчиками силы и деформации, дистанционного пульта управления с расположенными на нем приборами контроля и регулирования параметров испытания и кабельной линии связи.

Установка "Вертикаль" предназначена для испытаний цилиндрических образцов $\varnothing 3$ мм с длиной рабочей части 30 мм и $\varnothing 2$ мм с длиной рабочей части 20 мм в условиях одноосного растяжения при постоянном контроле и регулировании параметров эксперимента, таких как: температура, нагрузка, удлинение образца. Для создания осевой нагрузки использована гидравлическая система. Ее преимуществом является возможность создания больших растягивающих усилий на образце. В данной установке оно оставляет 5 кН. Диапазон температур от 670 К до 1070 К при реакторных испытаниях и от комнатной до 920 К при лабораторных (вне реактора). Точность регистрации и регулирования нагрузки и температуры не хуже $\pm 1,5\%$ максимальное измеряемое удлинение образцов 20 мм с точностью ± 5 мкм. Системы измерения нагрузки и деформации дублированы. Измерение нагрузки осуществляется датчиком резисторного типа и образцовым динамометром, а деформации, датчиком резисторного типа и часовым индикатором с ценой деления 10 мкм.

Установка "Талгар" предназначена для испытаний плоских образцов в форме двойной лопатки с размерами рабочей части $20 \times 4 \times 0,5$ мм при постоянной и переменной нагрузке или напряжении, которое обеспечивается в автоматическом режиме специально сконструированным узлом нагружения с электрическим приводом. Одновременно испытываются три образца, каждый из которых имеет нагревательный элемент, что позволяет проводить их испытание при разных температурах. Диапазон температур 293...873 К. Максимальное растягивающее усилие 350 Н. При необходимости оно может быть увеличено или уменьшено сменой узла напряжения. Точность измерения и поддержания параметров испытания такая же, как и установки "Вертикаль".

Кроме вышеописанных имеются установки для лабораторных испытаний металлов и сплавов на ползучесть еще двух типов, в основе проектирования которых заложены те же принципы.

ВЛИЯНИЕ ВИДА ОБЛУЧЕНИЯ НА ХАРАКТЕР ФАЗОВЫХ ПРЕВРАЩЕНИЙ В ДВУХФАЗНОМ СПЛАВЕ СИСТЕМЫ Ti-Al

В.П. Кирюшин, В.Д. Мелихов, Т.В. Волкова

ФТИ МНАН РК

М.К. Скаков

ВКУ

IRRADIATION PARTICLES NATURE INFLUENCE ON PHASE TRANSFORMATION IN BINARY Ti-Al ALLOY

V.P. Kirushin, V.D. Melikhov, T.V. Volkova

PhTI MSAS RK

M.K. Skakov

EKU

Рентгенографическими и электронномикроскопическими методами исследована фазовая и структурная стабильность сплава Ti-36 ат % Al облученного нейтронами, высокоэнергетическими электронами и ионами титана.

Исследуемый сплав, согласно равновесной фазовой диаграмме состояния, состоял из смеси двух интерметаллических фаз:

- Ti_2Al (α_2 – фаза, упорядоченная структура DO_{19})
- $TiAl$ (γ – фаза, упорядоченная структура $L1_0$)

Было установлено, что механизм фазовых перестроек различен в зависимости от вида облучения.

1. Облучение нейтронами реакторного спектра ($E > 2,35$ МэВ, $J = 6,5 \cdot 10^{16}$ н/м²сек). Наблюдается кластерное разупорядочение фаз, когда в первоначально упорядоченной матрице каждой из фаз образуются отдельные разупорядоченные области ($L \sim 15-20$ нм). Эти области хорошо выявляются рентгенографическими и электронномикроскопическими методами.
2. Облучение электронами ($E = 8$ МэВ, $J = 10^{17}$ е/см²). Происходит равномерное, по всему зерну разупорядочение первоначально упорядоченных фаз. Степень порядка расположения атомов в Ti_2Al и $TiAl$ уменьшается с ростом флюенса облучения.
3. Облучение ионами (Ti, $E = 60$ кэВ). При ионном облучении происходит равномерное, по всему телу зерна, уменьшение степени дальнего порядка (аналогично тому что происходит при облучении электронами) и фазовый переход части матрицы $Ti_2Al \rightarrow TiAl$. Разупорядочение отдельных фаз и фазовый переход наблюдается не только в приповерхностном слое, но захватывает гораздо больший объем ($v \sim 100$ раз превышающий поверхностный поврежденный слой).

Различие в поведении сплава при облучении разными частицами приводит к особенностям в изменении микротвердости исследуемых образцов.

ЭФФЕКТ ДАЛЬНОДЕЙСТВИЯ ИОНОВ ТИТАНА В СПЛАВЕ ТИТАН - 34 ВЕС. % АЛЮМИНИЯ

В.П. Кирюшин, В.Д. Мелихов, Т.В. Волкова
ФТИ МНАН РК
М.К. Скаков
ВКУ

TITANIUM IONS LONG-RANGE INTERACTION EFFECT IN TITANIUM - 34 wt. % ALUMINIUM ALLOY

V.P. Kirushin, V.D. Melikhov, T.V. Volkova
PhTI MSAS RK
M.K. Skakov
EKU

Сплав Ti-34 вес % Al был приготовлен электронно-лучевой плавкой в вакууме $1 \cdot 10^{-3}$ мм.рт.ст. из титана чистотой 99,8% и алюминия 99,99% и отжигался по режиму, приведшему сплав в равновесное состояние.

В отожженном состоянии, по данным рентгеновских исследований, сплав находился в двухфазном $\alpha_2 + \gamma$ состоянии (α_2 - упорядоченная гексагональная решетка с отношением осей $c/a = 0,802$, γ - тетрагональная упорядоченная решетка $c/a = 1,02$). Размер зерен равнялся 0,8 - 1,0 мкм.

После облучения образцов ($d = 1.1$ мм) ионами титана флюенсом $1,4 \cdot 10^{16}$ ион/см² на рентгенограмме, снятой с облученной поверхности, наблюдалось уменьшение интенсивности линий α_2 - фазы и возрастание структурных отражений γ - фазы. При этом интенсивность сверхструктурной линии γ - фазы (100) понижалась. Рентгенограмма необлученной поверхности оставалась прежней. Увеличение флюенса ионов титана приводило к исчезновению линий α_2 фазы.

Сопоставление глубины проникновения ионов титана (Ti, $E = 60$ кэВ) в образец - 0,3 мкм с толщиной рабочего слоя отражения рентгеновских лучей - 7..8 мкм, показывает, что в данном случае имеет место эффект дальнего действия ионного облучения.

По-видимому, изменения структуры в запробежных областях связано с влиянием упругих волн, возбуждаемых импульсным ионным облучением.

МАГНИТНЫЕ СВОЙСТВА ИНТЕРМЕТАЛЛИДОВ $\text{Co}_5\text{Zn}_{21}$ И $\text{Mn}_5\text{Zn}_{21}$, ИЗУЧЕННЫЕ МЕТОДОМ ЭПР

Ю.А. Рябкин, В.Д. Мелихов, О.В. Зашквара
ФТИ МНАН РК

$\text{Co}_5\text{Zn}_{21}$ AND $\text{Mn}_5\text{Zn}_{21}$ INTERMETALLIDES MAGNETIC FEATURES STUDIED WITH EPR-METHOD

Yu.A. Ryabikin, V.D. Melikhov, O.V. Zashkvara
PhTI MSAS RK

Развитие реакторостроения и космонавтики требует создания новых материалов, работающих в экстремальных условиях. Перспективными в этом отношении могут оказаться интерметаллиды различного строения и сплавы с их включениями. В связи с этим представляет интерес углубленное изучение различных физических свойств таких систем, включая магнитные.

В данном сообщении приводятся некоторые результаты изучения магнитных свойств интерметаллидов $\text{Co}_5\text{Zn}_{21}$ и $\text{Mn}_5\text{Zn}_{21}$ методом ЭПР. Магнитное поведение этих систем в основном обусловлено ионами Co^{2+} и Mn^{2+} . Обнаружено, что несмотря на то, что структура этих интерметаллидов практически одинакова, магнитные параметры их хоть и имеют некоторые сходные черты, тем не менее, в большей своей части заметно отличаются. Это обусловлено тем, что ион Mn^{2+} имеет электронную конфигурацию $3d^5$ и находится в S - состоянии, тогда как у Co^{2+} электронная конфигурация $3d^7$, и в основном состоянии он описывается термом 4F_1 . Большинство ионов Co^{2+} находится тетраэдрическом положении. В этом случае нижним уровнем является синглет A_2 и для Co^{2+} реализуется высокоспиновое состояние. Для стехиометрического состава этого интерметаллида спектр ЭПР имеет сильную трехосную анизотропию, и хорошо описывается гамильтонианом с эффективным спином $S'=1/2$ и экспериментально определенными составляющими g' -тензора: $g'_x=5.63$, $g'_y=4.90$, $g'_z=1.95$. Анализ этого спектра ЭПР показывает, что ионы Co^{2+} находятся в поле слегка сплюсненного тетраэдра. При избытке или недостатке кобальта относительно стехиометрического состава спектр ЭПР ионов Co^{2+} представляет одиночную линию, причем при избытке кобальта между ионами Co^{2+} начинает проявляться ферромагнитное взаимодействие.

В случае интерметаллида $\text{Mn}_5\text{Zn}_{21}$ при любых концентрациях наблюдается одиночная линия ЭПР с $g \sim 2.0$. При изменении концентрации марганца в области твердого раствора на основе интерметаллида $\text{Mn}_5\text{Zn}_{21}$ до стехиометрического состава имеет место ферромагнитное взаимодействие, а после - антиферромагнитное. При нейтронном облучении интерметаллида $\text{Mn}_5\text{Zn}_{21}$ характер зависимости ширины линии от флюенса указывает на образование точечных дефектов во всем диапазоне исследуемых флюенсов. Интересно, что при максимальном флюенсе рентгеноструктурный анализ показывает возвращение параметров решетки в исходное состояние. Проведены исследования этих интерметаллидов в диапазоне температур 4+300 К.

ЭНЕРГЕТИЧЕСКОЕ РАСПРЕДЕЛЕНИЕ ЭЛЕКТРОНОВ В ПЛАЗМЕ СМЕСИ He-Hg, ОБРАЗОВАННОЙ ПРОДУКТАМИ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ

Ф.Б. Баимбетов, С.К. Кунаков, М.М. Каржауова
КазГУ им.Аль-Фараби

THE ENERGY DISTRIBUTION IN THE He-Hg PLASMA FORMED BY NUCLEAR REACTION PRODUCTS

F.B. Baimbetov, S.K. Kunakov, M.M. Karzhauova,
Al-Farabi KazSU

Для того, чтобы правильно рассчитать кинетические процессы в ядерно-возбуждаемой плазме (ЯВП), необходимо знать функцию распределения электронов по энергии (ФРЭЭ), количественные вычисления которой позволяют точно отразить зависимость химической кинетики от энергетического распределения электронов, причем эта зависимость является самосогласованной. Энергетическое распределение электронов в ЯВП определяется следующими процессами [1,2]: создаваемые осколками быстрые электроны взаимодействуют в основном неупруго; более медленные электроны охлаждаются при упругих соударениях с атомами. Подавляющее число электронов плазмы быстро замедляется, подчиняясь максвелловскому распределению с довольно низкой температурой (~0,2-0,05 эВ). Эти переохлажденные плазменные электроны исчезают преимущественно в рекомбинационных процессах, формируя соответствующее неравновесное заселение связанных состояний атомов.

В работе представлены результаты численного расчета ФРЭЭ в газовой среде ³He-Hg, возбуждаемой продуктами ядерной реакции ³He (n,p) T, а также проведена оценка коэффициента диффузии и проводимости плазмы в широком интервале рабочих параметров исходной Среды. При вычислениях были учтены следующие элементарные процессы: упругое рассеяние электронов на атомах гелия и ртути, ионизация атомов гелия и ртути электронным ударом, возбуждение уровней 2³S, 2¹S, 2¹P, 2³P и уровней с p=3 гелия, возбуждение триплета и уровней 7³Si, 8³Si, ртути, диссоциативная рекомбинация молекулярных ионов ртути и гелия, трехчастичная рекомбинация с участием электрона. Вычисление функции распределения осуществлено методом Монте-Карло, зависимости сечений процессов от энергии налетающего электрона взяты из [3-6].

Функция распределения, полученная в результате численных расчетов, немаксвелловская, в разных энергетических областях характер ее роста или спада определяется различием каналов потерь энергии электронов. В интервале энергии $\epsilon = 0 - 0,5$ эВ потери энергии происходят за счет упругих соударений, так как диссипация энергии мала по сравнению с соответствующими каналами потери энергии в областях от 0,5 до 5 эВ и от 10 до 20 эВ. Рост относительного количества электронов в области энергии ~ 2 эВ и 10 эВ можно объяснить тем, что сечения диссоциативной рекомбинации при участии электронов и сечение ионизации атомов ртути резко убывают и скорость потерь энергии существенно уменьшается. Выше порога ионизации ртути (10,44 эВ) потери энергии снова возрастают и относительное количество электронов уменьшается, причем, чем выше парциальное давление ртути, тем меньше величины "пиков", что, по-видимому, можно объяснить уменьшением длины свободного пробега (увеличением средней энергии электронов, а значит уменьшением количества электронов, имеющих малые энергии).

Были вычислены интегрально зависящие от ФРЭЭ величины, такие как коэффициент диффузии (подвижность) электронов, проводимость плазмы:

$$D_e = (A/3)(\sqrt{\epsilon}/S)$$
$$\sigma = e^2 n_e \sqrt{\epsilon}/(3kTS)$$

где $A=5,93 \times 10^7$ а S – полное сечение процессов (см⁻¹), выражаемое как $S = \sum \sigma_i^* [C_i]$, $[C_i]$ – концентрации исходных атомов и ионов.

Коэффициент диффузии мал в энергетической области до ~20 эВ, что объясняется энергетическим распределением длины свободного пробега. Резкое увеличение коэффициента диффузии связано с различной скоростью увеличения средней энергии электронов и соответствующим уменьшением плотности электронов в высокоэнергетической области, что в свою очередь определяет соответствующее падение подвижности электронов.

Электропроводность плазмы в основном определяется плотностью и подвижностью электронов, поэтому характер ее зависимости от энергии электронов объясняется ростом относительного количества электронов в области энергии ниже 20 эВ и резким спадом в высокоэнергетической области.

Получена диаграмма энергетических цен процессов, происходящих в плазме смеси $^3\text{He-Hg}$, которая позволяет судить о вероятности исследуемых элементарных процессов и качественно определить их скорости релаксации. Наиболее интенсивными являются процессы ионизации гелия и диссоциативной рекомбинации ионов ртути.

Литература

1. Миськевич А.И., ЖТФ, 1987, т. 57, в. 9, С.1767
2. Гудзенко С.И., Слесарев П.П., Яковленико С.А., ЖТФ, 1975, т. 45, в. 9, С. 1934
3. Коротков А.И., "Оптика и спектроскопия", 1970, т. 28, в. 4, С. 641
4. Савченко В. Н. "Оптика и спектроскопия", 1971, т. 1971, т. 30, С. 12
5. Фриш С.Э., Ключарев А.Н., "Оптика и спектроскопия", 1967, т. 22, С. 174
6. Шпеник О.Б., Запесочный И.П., "Оптика и спектроскопия", 1967, т. 23, в. 1, С. 15

РАДИАЦИОННЫЕ ТОЧЕЧНЫЕ ДЕФЕКТЫ И ИХ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ В ОЦК-МЕТАЛЛАХ, ОБЛУЧЕННЫХ В АКТИВНОЙ ЗОНЕ РЕАКТОРА

А. К. Шоканов
АЭИ

RADIATIVE POINT DEFECTS AND THEIR INTERACTIONS IN VOLUME- CENTERED CUBIC METALS IRRADIATED IN THE REACTOR CORE

A.K. Shokanov
APEI

В атомных реакторах используются различные конструкционные материалы. От их радиационной стойкости зависит безопасность эксплуатации реакторов. Тугоплавкие металлы с ОЦК-структурой занимают особое место среди конструкционных материалов, работающих в зоне ионизирующих излучений [1,2].

Исследования повреждения модельных ОЦК-металлов в начальной стадии формирования радиационных дефектов имеет важное значение для прогнозирования их поведения при длительной эксплуатации.

В данной работе исследовано поведение молибдена и ниобия, облученного нейтронами и осколками деления в активной зоне реактора.

В качестве метода исследования использовалась эмиссионная мессбауэровская спектроскопия на ядрах Fe-57, которая чувствительна к энергетическим изменениям, происходящим на уровне ядра Fe-57. Внедрение атомов Fe-57 в молибден проводилось термообработкой в специальной вакуумной камере (10^{-4} торр.) при температуре 1300°C.

Доза облучения варьировалась в широком интервале от 10^{17} см⁻² до 10^{19} см⁻².

В работе описано условие формирования точечных дефектов в молибдене и ниобии и их взаимодействия с примесями замещения Fe-57. Установлена конфигурация и структура связанных состояний "примесь-точечный дефект" в образцах, облученных в активной зоне реактора.

Литература.

1. A.K. Zhetbaev, Sh. Sh. Ibragimov, A. R. Shokanov. Application of the Mossbauer Effect. (Ed. Yu.M. Kogan, I.S. Lyabution) N. Y. Crordon and Breach Scierce, 1985, 123.
2. A.K. Zhetbaev, A. I. Kupchishin, A. K. Shokanov, K. M. Mukashev, Radiation Effects, 1989, 106.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ЯДЕРНО-ВОЗБУЖДАЕМОЙ ПЛАЗМЫ

Э.Г. Батырбеков, Э. А. Белякова, А.В. Редькин
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

EXPERIMENTAL RESEARCH METHODS OF THE NUCLEAR-INDUCED PLASMA

E.G. Bатыrbekov, E.A. Belyakova, A.V. Red'kin
IAE NNC RK Almaty branch

В работе дано описание экспериментальных установок и методик измерения для внутриреакторных и лабораторных исследований неравновесной ядерно-возбуждаемой плазмы различных газовых смесей.

В процессе внутриреакторных экспериментов возбуждение газовых сред осуществлялось непосредственно в активной зоне ядерного реактора продуктами ядерных реакций ${}^3\text{He}(n,p)\text{T}$, ${}^{235}\text{U}(n,f)\text{F}$, в лабораторных – продуктами деления радионуклидов ${}^{210}\text{Po}$, ${}^{239}\text{Pu}$.

Данные, получаемые в результате этих исследований, позволяют не только оценивать пороговые параметры генерации лазеров с ядерной накачкой, но и изучать электро-кинетические характеристики ядерно-возбуждаемой плазмы.

Разработанные оптические методы диагностики плазмы, позволяют измерять спектральные и интегральные характеристики люминесценции, в частности, абсолютные населенности возбужденных состояний атомов и молекул и константы скоростей элементарных процессов.

Зондовые методы диагностики позволяют определять такие параметры плазмы, как проводимость, концентрации заряженных частиц, и, в ряде случаев, коэффициенты подвижности положительных и отрицательных ионов и электронов, а также коэффициенты рекомбинации.

В докладе приводятся результаты экспериментов.

АНОМАЛЬНАЯ ВТОРИЧНАЯ ЭЛЕКТРОННАЯ ЭМИССИЯ С ПОВЕРХНОСТИ ТВЕРДОГО ТЕЛА, СОДЕРЖАЩЕЙ СОБРИРОВАННЫЕ ГАЗЫ

Б.В. Бобыкин, В.П. Бурминский
ИЯФ НЯЦ РК

ANOMALOUS THE SECONDARY EMISSION OF ELECTRONS FROM THE SOLID SURFACE INCLUDING A RETAINED GASES

B. V. Bobykin, V. P. Burminskii
INP NNC RK

Электроны вторичной эмиссии испускаются электронной системой поверхности и поэтому данное эмиссионное явление отражает характерные свойства этой системы. Поверхность – это граница раздела двух фаз: газа и твердого тела. В результате их взаимодействия на поверхности тела образуется некая пленка со своей специфичной электронной структурой. Экспериментально и теоретически она изучена слабо. Адекватные представления об этой электронной структуре дали бы возможность управлять свойствами поверхности, что важно для науки и практики. Сюда относятся такие проблемы, как адсорбция, катализ, коррозия, разработка и изготовление надежных полупроводниковых приборов с заданными свойствами, прочность конструкционных материалов и многое другое.

В настоящей работе сообщается об аномальной вторичной электронной эмиссии с поверхности, содержащей пленку из адсорбированных молекул и атомов газа, свидетельствующей об оригинальных свойствах электронной системы этой пленки.

Анализ электронов вторичной эмиссии проводился методом задерживающего потенциала, как это обычно принято в исследованиях явления вторичной эмиссии. Однако, в отличие от классических исследований, в которых эмиттер (мишень) помещается в центре проводящей сферы, и измеряется электронный поток, идущий от эмиттера к сфере в зависимости от тормозящей разности потенциалов, а эмиссия возбуждается обстрелом мишени электронным пучком из электронной пушки, схема наших условий опыта другая. Эмиттер помещен перед отверстием $\varnothing 1,2$ мм в цилиндре на расстоянии 0,4 мм. Исходя из этого апертурный угол здесь составляет примерно $0,23 \times 4\pi$ стерадиан. Эмиттером служил осадок радиоактивного CsCl толщиной несколько мг/см² на алюминиевой подложке. Электроны вторичной эмиссии возбуждались и испускались в вакуум под воздействием электронов радиоактивного распада ¹³⁷Cs, находящегося в самом веществе эмиттера. Активность эмиттера небольшая и составляла около 10 мкКи. Напомним, что ¹³⁷Cs с T_{1/2}=30 лет испускает электроны сплошного β -спектра с энергией от нуля до 1,17 МэВ и электроны внутренней конверсии от γ -квантов 662 кэВ. Поток электронов вторичной эмиссии, выходящий из апертурного отверстия, затем ускорялся до киловольтовой энергии и регистрировался микроканальными пластинами в режиме счета отдельных электронов. Полученная зависимость выходящего электронного потока от величины разности потенциалов U_c между эмиттером и цилиндром имеет две области. Область отрицательных значений U_c соответствует задерживающему электрическому полю в промежутке эмиттер - цилиндр. Кривая на этом участке описывает интегральное распределение вторичных электронов по энергии. Оригинален ход кривой в области ускоряющих напряжений U_c . При обычной вторичной электронной эмиссии в этой области кривая переходит в прямую, параллельную оси абсцисс (при отсутствии влияния внешнего электрического поля на эмиссионный выход), или наблюдается регулярное возрастание эмиссии по мере увеличения прикладываемого напряжения (эмиссия, усиленная полем для пористых материалов). В нашем случае при $U_c = +40$ В имеет место всплеск выхода вторичных электронов, но при дальнейшем увеличении напряжения происходит его спад. Факты подавления эмиссии при некоторых избранных вытягивающих полях не известны. По нашему мнению такой резонансный избирательный выход при приложении к поверхности эмиттера электрического поля, тянущего электроны наружу, протекает в электронной системе пленки из адсорбированных газов. На это, в частности, указывает тот факт, что по мере обезгаживания эмиттера в ходе вакуумной откачки (порядка 10^{-6} тор) высота пика несколько уменьшается, а сам пик смещается в сторону больших U_c . Объяснить такую резонансную аномалию в испускании вторичных электронов пленкой адсорбированных газов пока не представляется возможным. Для этого требуются специальные теоретические квантовомеханические разработки.

Заметим, что наблюдающаяся аномалия происходит при довольно слабых электрических полях (порядка 10^3 В/см). Полевая электронная эмиссия возникает при напряженностях $\gg 10^6$ В/см.

Заметим также, что при приложении между эмиттером и цилиндром напряжения некоторые изменения в величине апертурного угла не могут объяснить наблюдаемую здесь аномалию.

ПОСТРОЕНИЕ РЕШАЮЩИХ ПРОЦЕДУР ДЛЯ ОПТИМАЛЬНОЙ ОБРАБОТКИ СПЕКТРОСКОПИЧЕСКОЙ ИНФОРМАЦИИ

Л.А. Туматова, В.С. Жданов
ИЯФ НЯЦ РК

CONSTRUCTION OF SOLVING PROCEDURES FOR OPTIMAL PROCESSING OF SPECTROSCOPIC INFORMATIONS

L.A. Tumatova, V.S. Zhdanov
INP NNC RK

Основная проблема теории измерений связана с наличием в исходных данных случайных погрешностей. При возможности многократных измерений для достижения высокой точности оценивания измеряемой величины достаточно информации о законе распределения погрешностей. При обработке результатов единичного эксперимента необходимо привлечение дополнительной априорной информации. При этом достигается улучшение точности, соответствующее количеству информации, заключенному в априорных сведениях.

Принцип действия многих физических приборов адскватен математическому уравнению типа свертки:

$$\int_{-\infty}^{\infty} K(t-x)\varphi(t)dt = f(x), \quad (1)$$

где $f(x)$ - исходные данные, $K(t)$ - импульсная переходная функция. Известная формула для решения интегрального уравнения первого рода (1):

$$\varphi(t) = \frac{1}{2\pi} \int_{-\infty}^{\infty} e^{i\omega t} \frac{\tilde{f}(\omega)}{\tilde{K}(\omega)} d\omega,$$

где $\tilde{f}(\omega)$ и $\tilde{K}(\omega)$ - коэффициенты Фурье, является неустойчивой по отношению к погрешностям в исходных данных, так как для любой реальной $K(t)$ при $\omega \rightarrow \infty$ $\lim \tilde{K}(\omega) = 0$. Ясно, что без привлечения априорной информации здесь вообще нельзя получить решение с ограниченной дисперсией.

Задача решения уравнения (1), как и вообще задача выделения сигнала из шума, состоит из трех частей.

1. Задание априорной информации, определяющей компактное множество возможных значений.
2. Получение решений уравнения (1), принадлежащих этому множеству.
3. Определение критерия согласия параметров регуляризации с экспериментальными данными.

Из теории рядов Фурье известно, что, если функция $\varphi(x)$ и ее производные удовлетворяют условиям Дирихле, которые являются естественными: для функций, описывающих любой реальный физический процесс (ограниченность, конечное число осцилляций), то существует такое $0 \leq M < \infty$, что для всех значений ω выполняется неравенство:

$$|\tilde{\varphi}_\omega| \leq M/\omega^{n+1},$$

где n - степень производной, удовлетворяющей требуемым условиям.

В данной работе решалась задача нахождения оценки $\tilde{\varphi}_\omega$ из системы:

$$\begin{cases} \tilde{K}_\omega \tilde{\varphi}_\omega + \delta_\omega = \tilde{f}_\omega \\ |\tilde{\varphi}_\omega| \leq M/\omega^2 \end{cases}$$

для $|\omega| \leq \alpha$, где значение α определяется степенью дискретности измерений, \tilde{f}_ω - реализация случайной величины со средним значением $\tilde{K}_\omega \tilde{\varphi}_\omega$ и дисперсией Δ_ω , δ_ω - случайная величина с нулевым средним значением, величина M - конечна и зависит от степени регулярности искомой функции.

Для определения оценки среднего значения \bar{x}_c случайной величины \bar{x} по ее реализации \bar{x}_0 и наличию априорной информации $\bar{x}_c \in W$ функционал погрешности задается в виде:

$$\Omega(\bar{d}) = \text{Sup} \{R(\bar{x}_c, \bar{d}); \bar{x}_c \in W\}. \quad (2)$$

Функция риска определяется как среднеквадратичное отклонение:

$$R(\bar{x}_c, \bar{d}) = M_x \left\{ (\bar{x}_c - d(\bar{x}))^2 \right\}.$$

Среди всех допустимых процедур $\bar{d} \in D$ оптимальной считается процедура, минимизирующая функционал погрешности (2):

$$\Omega(\bar{d}_0) = \min \text{Sup} \left\{ M_x (\bar{x}_c - d(\bar{x}))^2 : \bar{x} \in W \right\}.$$

Таким образом, задача нахождения устойчивого решения уравнения (1) сводится к нахождению среднего значения некоторого случайного N -мерного вектора с заданным нормальным распределением по его реализации \bar{F}_0 в области возможных значений W_N . Можно показать, что в случае диагональной матрицы ошибок функционал:

$$\Phi = \frac{1}{(2\pi)^{N/2} (\det |\Delta_{jj}|)^{N/2}} \iint \dots \int \sum_{j=1}^N [d_j(F_{0j}) - F_{0j}]^2 \exp \left[-\frac{(F_{0j} - F_{0j})^2}{2\Delta_j^2} \right]$$

принимает минимальное значение на функциях, описываемых следующими выражениями:

$$d_j = \begin{cases} F_{0j}; & |F_{0j}| \leq |M_j K_j \text{ th}(F_{0j} M_j K_j / \Delta_j^2)| \\ M_j K_j \text{ th}(F_{0j} M_j K_j / \Delta_j^2); & |F_{0j}| > |M_j K_j \text{ th}(F_{0j} M_j K_j / \Delta_j^2)| \end{cases} \quad (3)$$

Для решающей процедуры вида (3) функционал погрешности $\Omega(\bar{d})$ равен:

$$\Omega(\bar{d}) = \text{Sp} [\Delta_{jj}^2] + M_{F_0} \left\{ |\bar{F}_0 - \bar{d}|^2 - 2 \text{div} \left\{ [\Delta_{jj}^2] (\bar{F}_0 - \bar{d}) \right\} \right\},$$

где $\text{Sp}(A)$ - след матрицы A , $\text{div}(\bar{x}) = \sum_{j=1}^N (\partial x_j / \partial F_{0j})$.

Для того, чтобы выполнялось неравенство $\Omega(\bar{d}) \leq \text{Sp} [\Delta_{jj}^2]$, необходимо:

$$M_{F_0} \left\{ \text{div} \left\{ [\Delta_{jj}^2] (\bar{F}_0 - \bar{d}) \right\} \right\} > 0.$$

Поэтому для любой допустимой решающей процедуры смещенность оценки $\bar{F}_0 - M_{F_0}(\bar{d}) \neq 0$. Функция риска:

$$M_{F_0} \left\{ \left(\bar{F}_c - \bar{d} \right)^2 \right\} \leq \sum_{j=1}^N \Delta_j^2 - \sum_{j=1}^N (F_{0j} - d_j)^2 \quad (4)$$

Неравенство (4) ограничивает остаточную сумму квадратов $\sum (F_{0j} - d_j)^2$, что позволяет проводить строгий статистический анализ при неизвестных параметрах регуляризации.

Используя решающую процедуру (3) при восстановлении естественного распределения φ , мы получаем оценки $\tilde{\varphi}_j$ в виде:

$$\tilde{\varphi}_j = d_j / K_j; \quad |\tilde{\varphi}_j| \leq |M_j \text{ th}(F_{0j} M_j K_j / \Delta_j^2)|.$$

Следовательно:

$$\|\varphi^2\| = \sum_{j=1}^N |\tilde{\varphi}_j|^2 \leq \sum_{j=1}^N (M^2 / j^4) = C_\varphi,$$

т.е. решение принадлежит ограниченному множеству C_φ . Так как из (4) следует, что

$$\|(F_0 - \hat{K}\varphi)\| \leq \text{Sp} [\Delta_{jj}^2], \quad \text{то полученное решение сходится к истинному при } \text{Sp} [\Delta_{jj}^2] \rightarrow 0.$$

Статистический подход, заложенный в основу данного алгоритма, позволяет получить оптимальные статистические оценки для восстанавливаемого распределения при помощи сравнительно простого математического аппарата, что имеет решающее значение при анализе большого объема базы данных. Программа апробирована на задачах сглаживания экспериментальных энергетических распределений, определения формы и границы бета-спектров.

ИССЛЕДОВАНИЕ МЕТОДАМИ ЭЛЕКТРОННОЙ СПЕКТРОСКОПИИ РЕЛАКСИРУЮЩИХ ПЛЕНОЧНЫХ СИСТЕМ, ПОДВЕРЖЕННЫХ РАДИАЦИОННОМУ ВОЗДЕЙСТВИЮ

В.М.Карташов, А.Г.Троицкая
ИЯФ НЯЦ РК

THE IRRADIATED RELAXATING FILM SYSTEMS STUDY, CARRYING OUT BY THE ELECTRON SPECTROSCOPY METHODS

V.M.Kartashov, A.G.Troitskaya
INP NNC RK

Работа посвящена решению нетрадиционной задачи прецизионной электронной спектроскопии -- изучению проявления пространственно-временной самоорганизации в нанесенной на металлическую подложку радиоактивной пленке оксида лютетия толщиной до 10000 Ангстрем.

При исследовании на бета-спектрометре высокого разрешения спектра электронов внутренней конверсии (ЭВК) долгоживущих изотопов лютетия (с периодами полураспада от 2-х дней до 3,3 лет) была обнаружена сложная структура пиков ЭВК и ее временная обусловленность. Сателлитные пики наблюдались как на переднем, так и на заднем фронтах основной линии. Спустя некоторое время линии сужались, пики-сателлиты исчезали, а потом они появлялись снова, росли вместе с уширением основного пика, довольно резко исчезали и т.д. С течением времени период такой цикличности возрастал. Стало ясно, что мы экспериментально наблюдали релаксацию структуры пленочной системы, включающей в себя смесь радионуклидов лютетия и ядер иттербия - продуктов распада, через автоколебательные процессы. Был неясен механизм микропроцессов, обуславливающих проявляющуюся картину.

Обычная методика изучения спектров ЭВК была дополнена приемами изучения спектров автоэмиссионного и низкоэнергетического Оже-электронного излучения /1/. Эти исследования показали, что в процессе структурных изменений в твердотельной матрице радиоактивного источника большую роль играют изменения в М- и N-подоболочках иттербия. Но ведь уже было известно, что многие аномалии в редкоземельных элементах (в частности, церия и иттербия) связаны с появлением f-уровня в основном состоянии атома. Об этом свидетельствуют и результаты наших прецизионных исследований N- и O-электронных излучений переходов в ядрах иттербия, самария и гадолиния. Совокупность полученных нами и литературных данных указывала на структурные изменения в изучаемой системе в форме атомного кластерообразования. Опыт изучения (теоретического, модельного и экспериментального) различных типов кластеров показывает, что кластер - своеобразный мезоскопический объект, обладающий специфическими свойствами, отличающимися как от свойства вещества в различных фазах, так и от его молекулярных свойств. В некоторых случаях большой кластер ведет себя подобно макроскопической частице, в других случаях такое соответствие отсутствует. Ряд свойств больших кластеров определяется характером его роста - присоединением больших блоков атомов. Такой характер роста кластеров хорошо подтверждается нашими экспериментальными результатами. Эти данные свидетельствуют и о том, что кластеры образуются в форме больших кристаллов (квазикристаллов). В литературе /2,3/ указывалось, что взаимодействующий с периодическим полем решетки электрон ведет себя как движущийся диполь, способный испускать тормозные кванты. По-видимому, этим объясняются наблюдавшиеся сателлитные пики на передних фронтах всех линий ЭВК, отстоящие от основных вплоть до 2 кэВ. Несколько более узкие пики на задних фронтах линий ЭВК, удаленные от них на 1,0 - 1,5 кэВ, можно объяснить, наверно, как отвечающие каналированным и ускоренным в кристалле электронам.

В /4/ при обсуждении результатов изучения автоколебательных процессов при релаксации структуры насыщенных водородом сплавов Pd-W делают предположение о некоторой общности черт структурных переходов в открытых системах с диссипативными структурами, относя к ним, в частности, релаксирующие после мощных радиационных и других возмущающих воздействий. Обсуждаемые нами результаты не противоречат этим утверждениям.

По-видимому, ядерно-спектроскопическая, автоэлектронная и Оже-спектроскопическая методики одновременно применены нами впервые в мировой практике для исследования пленочных систем. Полученные результаты показали, что прецизионная бета-спектроскопия помимо традиционных позволяет иногда решать ряд других задач:

1. Исследование структуры конденсированных сред, характера проявляемых в них связей, динамики внутренних и поверхностных полей, порядка симметрии кристаллической (квазикристаллической) структуры твердотельной матрицы источника;

2. Изучение процессов образования, устойчивости и разрушения упорядоченных временных и пространственных структур в сложных неравновесных системах различной природы /5/.

Литература.

1. Карташов В.М., Оборковский А.И., Троицкая А.Г. // Изв. РАН Сер. физ., 1993, т. 57, № 9, с. 83.
2. Коробочко Ю.С., Космач В.Ф., Минеев В.И. // ЖЭТФ, 1965, т. 48, с. 585.
3. Ахиезер А.И., Шульга Н.Ф. // УФН, 1982, т. 137, с. 561.
4. Кацнельсон А.А., Олемской А.И., Сухорукова И.В., Ревкевич Г.П. // УФН, 1995, т. 165, с. 331.
5. Карташов В.М., Троицкая А.Г. Сб-к "Точные измерения в ядерной спектроскопии", // 1994, С.-Пб. ПИЯФ, с. 35.

НАВЕДЕННЫЙ ФАЗОВЫЙ ПЕРЕХОД В ОБЛУЧЕННОМ ГЕМАТИТЕ

А.К. Жетбаев, К.М. Донбаев, Т.К. Камаров, В.А. Донбаева, Л.С. Сергеева
ИЯФ НЯЦ РК

INDUCED PHASE TRANSITION IN IRRADIATED HEMATITE

A.K. Zhetbaev, K.M. Donbaev, T.K. Kamarov, V.A. Donbaeva, L.S. Sergeeva
INP NNC RK

Гематит (α -Fe₂O₃) - одноосный антиферромагнетик со структурой корунда при температуре T=260 К претерпевает фазовый переход первого рода (переход Морина), когда при повышении температуры спины от оси [111] переходят в базовую плоскость (111) и поворачиваются навстречу так, что образуют слабоферромагнитный момент в базовой плоскости. Механизм перехода Морина основан на конкуренции двух типов магнитокристаллических анизотропий кристалла: одноионной и магнитодипольной, которые определяют соответственно антиферромагнитное (АФ) и слабоферромагнитное (СФ) состояния. Экспериментально установлена высокая чувствительность параметров перехода Морина к внешним воздействиям (давление, внешнее магнитное поле, механическая деформация и внедрение примесей).

Нами было изучено влияние облучения нейтронами (на реакторе в ИЯФ АН Республики Узбекистан) и легкими заряженными частицами (на изохронном циклотроне У-150 ИЯФ АН РК) на магнитные свойства гематита. При облучении моно- и поликристаллические образцы охлаждались водой (T < 400 К). Исследование магнитного состояния до и после облучения проводилось методами нейтронной дифракции и мессбауэровской спектроскопии.

Установлено, что радиационное повреждение также сильно влияет на магнитное состояние гематита. С ростом дозы облучения начало перехода Морина сдвигается в сторону понижения температуры (до T ~ 120 К), заметно уширяется температурный интервал перехода [1]. Обнаружен новый спин-переориентационный переход, характерный тем, что при понижении температуры в гематите наблюдается частичное или полное восстановление слабоферромагнитной фазы. Температурная область нового перехода лежит ниже области перехода Морина. В промежуточной области температур часть образцов гематита "заморожена" в СФ фазе. С ростом дозы облучения (по тепловым нейтронам до $7.5 \times 10^{22} \text{ м}^{-2}$, α -частицы с энергией 29 МэВ до $3.0 \times 10^{20} \text{ м}^{-2}$, протоны с энергией 30 МэВ до $5.9 \times 10^{21} \text{ м}^{-2}$) температурные области двух переходов сближаются и далее перекрываются, в результате чего гематит "замораживается" в СФ фазе во всем температурном интервале.

В отличие от других воздействий новый переход присутствует только в облученном гематите. Сходством является замороженность поврежденной части гематита в СФ фазе. При этом не обнаружено никаких других фазово-структурных превращений, о чем свидетельствуют параметры сверхтонкого взаимодействия. Наблюдаемые эффекты в облученном гематите обусловлены изменениями в магнитной анизотропии кристалла, где при низких температурах магнитодипольная компонента анизотропии с ростом количества смещенных атомов начинает превалировать над одноионной. Так как магнитодипольная анизотропия является следствием диполь-дипольного взаимодействия магнитных катионов в кристалле, а радиус его взаимодействия больше обменного, то его возрастание при низких температурах обусловлено диполь-дипольным упорядочением массивных магнитных кластеров, образованных в результате каскада атом-атомных столкновений. Такие кластеры представляют собой разупорядоченные микрообласти с широким распределением по размерам, а их поведение суперпарамагнитно. Температура упорядочения (от 10 до 100 К) указывает на магнитодипольную природу взаимодействия (для обменного взаимодействия температура магнитного упорядочения для железа ~ 1000 К). Наличие спонтанной намагниченности разупорядоченных микрообластей возможно при прямом обменном взаимодействии входящих в состав магнитных катионов, что приводит их к коллективному упорядочению.

Таким образом нами предложена гетерогенная модель структуры облученного гематита с равномерно распределенными по объему магнитными разупорядоченными микрообластями [2]. Предложен суперпарамагнитный механизм нового низкотемпературного перехода, что было доказано из экспериментов по эмиссионной мессбауэровской спектроскопии [3]. Варьированием дозы облучения можно получить образцы с заданными параметрами нового перехода, что дает большие перспективы в промышленном применении.

Литература

1. Донбаев К.М., Жетбаев А.К., Мукушева М.К. *Изв. РАН* (1993), 57 №9 112.
2. Donbaev, A.K. Zhetbaev, M.K. Mukusheva, and T.K. Kamarov *Phys. Stat. Sol. (a)* (1994), 144 447.
3. Донбаев К.М. Особенности спиновой ориентации в облученном гематите: *Автореферат дис... д-ра физ.-мат. наук.* - Алматы (1995) 40с.

ВОЗМОЖНОСТИ ОЦЕНКИ МОЩНОСТИ ДЕФЕКТОВ В КРИСТАЛЛАХ НА ОСНОВЕ ДАННЫХ ЯМР

С.П. Пивоваров, Р.К. Жакпаров
ИЯФ НЯЦ РК

POSSIBILITIES OF CRYSTAL DEFECTS POWER ESTIMATION ON THE BASE OF NMR DATA

S.P. Pivovarov, R.K. Zhakparov
INP NNC RK

Исследования в области физики дефектов кристаллов не теряют своей актуальности: имея фундаментальное значение, их результаты находят широкое техническое применение.

Прогресс исследований в этой области тормозится недостаточным пониманием механизмов пластической деформации и разрушения в отсутствие облучения и еще меньшим пониманием влияния радиационных дефектов на изменение физических свойств вещества.

Для теоретических расчетов механических характеристик кристаллов, в частности, прочности, необходимо иметь возможность, во-первых, оценить "мощность" единичного дефекта, т.е. величину и протяженность созданного им упругого поля, и, во-вторых, надо знать концентрацию дефектов, их динамику и закономерности распределения по объему.

Объектом исследований являлась пластически деформированная (дислокации) и облученная нейтронами (радиационные дефекты) чистая (99,99%) балхашская поликристаллическая медь. Медь имеет ГЦК- решётку и даёт достаточно интенсивный сигнал ЯМР. Пластины меди размером 30x7x0.3 мм³ отжигались в вакууме при температуре 973К в течение 1 часа, после чего доводились электрополировкой до толщины 0.28 мм.

Создание дефектной структуры контролировалось просвечивающим электронным микроскопом (ПЭМ) JEM-100. ЯМР- исследования и определение прочностных свойств образцов производилось при комнатной температуре на одних и тех же образцах. Часть исследуемых образцов служила для контрольных измерений.

Сигнал ЯМР регистрировался на сопряжённом с компьютером спектрометре широких линий фирмы "Брюкер" при частоте 15 Мгц с использованием специально разработанного датчика, позволяющего получать сигналы от массивных металлических образцов. После необходимого числа проходов для накопления сигнала образцы передавались для испытания на растяжение со скоростью деформации 4.5×10^{-5} м/с на автоматизированной универсальной машине "Инстрон" или на ПЭМ-исследования.

С точки зрения ЯМР любой образец по степени повреждённости можно разделить на три области:

- 1) неповреждённая (область с пренебрежимо малыми ГЭП, для которых $\omega_Q < \gamma \Delta H$), относительный объём его V_u ,
- 2) область V_m с малым ГЭП, $\omega_Q \sim (1 + 4)\gamma \Delta H$,
- 3) область V_b с большим ГЭП, $\omega_Q > 5\gamma \Delta H$.

Получена зависимость амплитуды сигнала ЯМР меди от дозы облучения ($\Phi = 10^{22} - 10^{25}$ н/м²). Сравнение данных по упрочнению облученных металлов с ЯМР-данными позволяет утверждать, что метод ЯМР поставяет совершенно уникальную информацию о величине и распределении ГЭП в кристалле, имеет вполне удовлетворительную чувствительность и подтверждает связь между упругими напряжениями и ГЭП не только для дислокаций, но и для радиационных дефектов.

Подобраны полуэмпирические формулы, описывающие дозовую зависимость упрочнения и повреждённого объёма $V_n = V_u + V_b$ образца:

$$V_n = [1 - \exp(-V\Phi)]^{1/2}.$$

Наблюдается хорошая корреляция между ЯМР- данными и имеющимися моделями по упрочнению материалов с дефектной структурой.

НЕКОТОРЫЕ ПАРАМЕТРЫ ПЛАЗМЫ ГЕКСАФТОРИДА УРАНА, ОБРАЗОВАННОЙ ПРОДУКТАМИ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ

Г. А. Батырбеков, Э. А. Белякова
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

SOME PARAMETERS URANIUM HEXAFLUORIDE PLASMA PRODUCED BY PRODUCTS OF NUCLEAR REACTIONS

G.A. Batyrbekov, E.A. Belyakova
IAE NNC RK Almaty Branch

Приводятся экспериментальные результаты по исследованию плазмы гексафторида урана (UF_6) зондовым методом, образованной в центре активной зоны стационарного ядерного реактора.

Изучение плазмы гексафторида урана обусловлено рядом причин, в том числе: возможностью использования UF_6 как ядерного горючего, использованием UF_6 как объемного источника ионизации, поиском лазерующих сред, совместимых с UF_6 , что осложняется отсутствием данных по константам скоростей для большинства реакций с участием UF_6 и продуктов его диссоциации.

Вольт-амперные характеристики (ВАХ) цилиндрического зонда, измеренные в плазме UF_6 при давлении 20 Торр и потоках тепловых нейтронов $\Phi_T = \{0.3; 1.5; 3.0; 15\} \times 10^{12} \text{см}^{-2}\text{с}^{-1}$, имеют следующие особенности:

- во-первых, в области небольших положительных потенциалов на зонде (0-1)В можно выделить линейный участок;
- во-вторых, ионные ветви ВАХ обнаруживают характерный излом, которому соответствует ток $I_{\text{нас}}$;
- в-третьих, ВАХ зонда, измеренные при небольших значениях плотности потока тепловых нейтронов, симметричны.

При интерпретации ВАХ зонда применены диагностические подходы, в рамках которых рассчитываются значения токов насыщения и линейный участок электронной ветви, и определены такие параметры плазмы, как проводимость, величины коэффициентов диффузии (подвижности) положительных и отрицательных ионов. По величине коэффициента диффузии оценено сечение резонансной перезарядки ионов.

НЕКОТОРЫЕ ЗАКОНОМЕРНОСТИ СОРБЦИИ УРАНА (VI) КРИОГРАНУЛИРОВАННЫМИ ИНДИВИДУАЛЬНЫМИ И СМЕШАННЫМИ ГИДРОКСИДАМИ МЕТАЛЛОВ

В.И. Плотников, В.И. Банных
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

SOME REGULARITIES OF URANIUM (VI) SORPTION ON CRYOGRANULATED INDIVIDUAL AND MIXED HYDROXIDES OF METALS

V.I. Plotnikov, V.I. Bannych
IAE NNC RK Almaty Branch

Изучена сорбция малых количеств урана(VI) из слабокарбонатных растворов криогранулированными гидроксидами некоторых четырех-, трех-, двухвалентных металлов и их смесями в зависимости от рН с целью разработки способов концентрирования и выделения урана из водных объектов. Результаты опытов показали, что сорбция урана(VI) носит сложный характер и в изученном интервале рН (2-13) имеет практически для всех гидроксидов два максимума сорбции. В кислой области наблюдается захват урана(VI) гидроксидами с максимумом захвата при рН 5.5-6.0. Наименьшая сорбция урана(VI) приходится на рН 9.5-10.0, где уран полностью находится в виде трикарбонатного комплекса $[UO_2(CO_3)_3]^{4-}$. В щелочной области (рН>10.5) степень захвата урана снова повышается.

Для выяснения механизма сорбции урана (VI) гидроксидами металлов были поставлены опыты в условиях соосаждения в отсутствие карбонат-ионов. Установлено, что начало соосаждения урана (VI) зависит от состояния элементов в растворе. Для гидроксидов титана (VI), циркония (VI), олова (VI), марганца (VI) и индия (III) соосаждение начинается с исчезновением положительно заряженных гидроксокомплексов. При этом микрокомпонент подвергается гидролизу в поверхностных слоях макрокомпонента с образованием нейтрального гидроксокомплекса $UO_2(OH)_2^0$.

Для гидроксидов железа (III) и галлия (III) захват урана (VI) совпадает с образованием твердой фазы этих коллекторов и началом гидролиза урана. С появлением нейтрального гидроксокомплекса урана(VI) (рН>4.5) наблюдается его соосаждение с гидроксидами алюминия (III) и хрома (III), независимо от присутствия в растворе положительно заряженных гидроксокомплексов.

В случае соосаждения урана (VI) с гидроксидами двухвалентных металлов – бериллия, цинка и кадмия в области рН раствора, предшествующих их гидролизу, наблюдается кислотно-основное взаимодействие, которое осуществляется образованием мостиковых связей через общие гидроксильные группы, донором которых в данном случае является микрокомпонент. При этом происходит фактически ослабление гидролиза ионов металла - донора, т.е. урана, что приводит к понижению его сорбции коллоидными примесями и стенками посуды. Ионы стронция в области рН, предшествующей его гидролизу, во взаимодействии с ураном не вступают из-за большой разницы значений рН начала гидролиза по сравнению с ураном.

Установлено, что сорбционная способность гидроксидов зависит от их кислотно-основных свойств, которые могут быть оценены по значениям рН начала осаждения этих гидроксидов. Захват урана (VI) коллекторами уменьшается с увеличением значений рН начала их осаждения, т.е. с понижением кислотных свойств гидроксидов относительно друг друга.

В основном, та же зависимость сохраняется и для криогранулированных гидроксидов металлов из слабокарбонатных растворов при рН -9.5. Исключение составляют некоторые криогранулированные гидроксиды, такие как алюминий, железо, хром и др., по-видимому, из-за структурных изменений, происходящих при старении осадка.

Показано, что сорбцию урана (VI) смешанными разновалентными гидроксидами металлов в кислой, нейтральной и слабощелочной области определяет металл, обладающий более кислотными свойствами, а в щелочной - менее кислотными свойствами.

Таким образом, сорбция урана (VI) с гидроксидами металлов на основании полученных экспериментальных данных представляется как результат кислотно-основного взаимодействия между микро- и макрокомпонентом по типу образования гетерогидроксокомплексов. Основной соосаждаемой формой является нейтральный гидроксокомплекс $UO_2(OH)_2^0$.

СОРБЦИЯ РАДИОНУКЛИДОВ ЦЕЗИЯ И СТРОНЦИЯ ИЗ ВОДНЫХ РАСТВОРОВ НЕКОТОРЫМИ ПРИРОДНЫМИ И СИНТЕТИЧЕСКИМИ НЕОРГАНИЧЕСКИМИ ИОНООБМЕННИКАМИ

В.И. Плотников, К. Тамаева, О.М. Плотникова,
Е.Т. Чакрова, Б.К. Шерниязова
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

SORPTION OF CESIUM AND STRONTIUM RADIONUCLIDES ON SOME NATURAL AND SYNTHETIC INORGANIC ION-EXCHANGERS

V.I. Plotnikov, K. Tamaeva, O.M. Plotnikova,
E.T. Chakrova, B.K. Sherniyazova
IAE NNC RK Almaty Branch

Изучена сорбция цезия и стронция на цеолите (клиноптилолите) казахстанского месторождения Чайканай с целью использования его для очистки водных объектов от наиболее токсичных радионуклидов цезия-137 и стронция-90.

Как показали результаты опытов, измельченный цеолит (0.25 - 0.4 мм) без дополнительной обработки в изученном интервале pH (2-11) сорбирует цезий-137 от 18 до 25%. Сорбция стронция (индикатор-стронций-85) в этих условиях сдвинута в более щелочную область и возрастает от 25% при pH 6 до 45% при pH 8-11. Статическая обменная емкость (СОЕ) по стронцию (pH 8) составила 10 мг/г сорбента.

Предварительная обработка цеолита минеральными кислотами (азотной, соляной и серной) показала, что наибольший сорбционный эффект достигается в случае использования азотной кислоты. Для стронция сорбция увеличилась в пределах pH 4-11 от 65 до 90%. Для цезия эффект несколько ниже и составил всего лишь 30% (pH 7-8).

Для увеличения захвата цезия цеолит был модифицирован ферроцианидами марганца, меди и цинка. На образцах цеолита с ферроцианидом марганца (11) сорбция цезия-137 увеличилась до 90% (pH 1-6), а при pH 7 составила 97%. Дальнейшее увеличение pH снижает захват цезия до 30% при pH 12. На образцах с ферроцианидом меди цезий сорбируется на 97% в широком диапазоне pH (1-10.4). В нейтральной области (pH 7) СОЕ для данного образца составила 8.7 мг/г сорбента. На цеолите, модифицированном ферроцианидом цинка, максимальный захват цезия в нейтральной области несколько ниже предыдущих образцов и составляет 82%.

Были приготовлены образцы цеолита, пропитанные раствором нитрата алюминия, которые, в свою очередь, обработаны раствором аммиака. Тонкослойный неорганический сорбент, матрицей которого служит цеолит, по своим сорбционным свойствам мало чем отличается от немодифицированного цеолита. Однако, пропитка цеолита смесями раствора нитрата алюминия с растворами солей марганца (11), меди, кобальта и никеля с последующей обработкой образцов ферроцианидом калия значительно повысила их сорбционную способность. В широком интервале pH (2-12) сорбция составила 95-98%. Несколько хуже сорбция цезия в случае пропитки растворами алюминия и цинка. Сорбция цезия при этом составила 75% при pH 3 и снизилась до 58% при pH 12.

Изучена сорбционная способность смеси гранулированных гидроксидов алюминия и титана по отношению к стронцию после обработки растворами солей марганца, сурьмы, ванадия, магния и т.д. Результаты опытов показали, что введение в матрицу марганца и сурьмы дает наибольший эффект. В этом случае сорбция стронция возрастает с ростом pH от 6 до 11 до 85-98% соответственно. Другие добавки оказываются менее эффективными.

Проведенное исследование показало целесообразность разработки синтеза ионообменников по типу тонкослойных неорганических сорбентов.

ПЕРВЫЕ ЛЕГКИЕ БЕСКЛАПАННЫЕ РЕСПИРАТОРЫ ДЛЯ ЗАЩИТЫ ОРГАНОВ ДЫХАНИЯ ОТ РАДИОАКТИВНОГО ЙОДА

Я.А. Дорфман, Г.С. Полимбетова, С.М. Айбасова

ИОКЭ МНАН РК

О.И. Артемьев, В.Л. Позняк

ИЯФ НЯЦ РК

FIRST LIGHT VALVELESS RESPIRATORS FOR PROTECTION OF BREATHING ORGANS FROM RADIOACTIVE IODINE

Ya.A. Dorfman, G.S. Polimbetova, S.M. Aibasova

IOCE MSAS RK

O.I. Artem'ev, V.L. Poznyak

INP NNC RK

Радиойод является определяющим фактором радиоационного воздействия на человека на АЭС и предприятиях по переработке облученного ядерного топлива.

Современные тяжелые (> 100 г) противогазы и газопылезащитные респираторы оказывают существенное (> 100 Па) сопротивление дыханию из-за наличия толстого (> 2 см) слоя сорбента и клапана. Эти респираторы снижают работоспособность и защищают лишь от молекулярного радиойода и радиоактивных аэрозолей. Ни один из известных противогазов и респираторов не защищает от радиоактивных органических соединений йода CH_3I , CH_2I_2 , CHI_3 , $\text{C}_2\text{H}_5\text{I}$, $\text{C}_2\text{H}_4\text{I}_2$.

Нами создано новое поколение средств индивидуальной защиты органов дыхания – универсальные легкие бесклапанные респираторы, предохраняющие от газов и аэрозолей. Микроконцентрации токсичных и нано- или пико-концентрации радиоактивных газов задерживаются новыми респираторами в результате не сорбции, а каталитического превращения в нелетучие жидкие или твердые аэрозоли. Катализатор в отличие от сорбента имеет небольшой (< 5 г) вес и благодаря большой (~ 350 см²) площади и тонкому (< 0.3 см) слою обеспечивает низкое (< 15 Па) сопротивление дыханию.

В качестве катализаторов использованы комплексы металлов, закрепленные на полимерных носителях координационными, ионными и ковалентными моно- или полидентатными связями. Наиболее подходящими оказались двухслойные носители. Первым слоем является толстоволокнистый (~ 10 мкм), набухающий, макропористый (~ 100 мкм), гидрофильный полимерный носитель для равномерного распределения и закрепления металлокомплексов, которые реагируют с радиоактивными газами, содержащимися в воздухе производственных помещений. Второй слой представляет собой тонковолокнистый (~ 1.5 мкм), ненабухающий, микропористый (~ 0.5 мкм), гидрофобный полимер типа ткани Петрянова для обеспечения кинетического режима каталитических процессов и фильтрации жидких и твердых аэрозолей.

В докладе будут представлены эксплуатационные характеристики новых респираторов по защите органов дыхания от радиоактивного йода. Радионуклиды йода получали на облучательных установках Национального Ядерного Центра. Также в докладе будут обсуждены возможности производства новых респираторов в Республике Казахстан для использования их при техническом обслуживании и аварийных ситуациях на АЭС и предприятиях ядерно-энергетического топливного цикла.

ЧИСЛЕННЫЙ РАСЧЕТ СКОРОСТИ РАДИАЦИОННОЙ ПОЛЗУЧЕСТИ ТВЕРДЫХ РАСТВОРОВ ВНЕДРЕНИЯ

Ю.С. Пятилетов, А.Д. Лопуга
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

NUMERICAL CALCULATION OF RADIATION CREEP RATE OF THE INTERSTITIAL SOLID SOLUTIONS

Yu.S. Pyatiletov, A.D. Lopuga
IAE NNC RK Almaty Branch

Разработана модель радиационной ползучести твердых растворов внедрения, основанная на комбинированном движении дислокаций, включающем их скольжение и переползание через препятствия. В качестве препятствий выступают дислокации "леса" и скопления точечных дефектов радиационного происхождения. Выведена расчетная формула для скорости деформации, позволяющая описывать ползучесть при высоких значениях напряжения, когда скользящие дислокации преодолевают часть барьеров силовым путем, и описан метод определения среднего расстояния, проходимого дислокацией в плоскости скольжения под действием напряжения до остановки на барьерах. Дана методика численного расчета потоков на дислокации собственных точечных дефектов и их комплексов с примесными атомами, позволяющая вычислить скорость переползания дислокаций через барьеры. Проведено сравнение с результатами других авторов. Показано, что из полученной формулы для скорости деформации как частные случаи получаются выражения, даваемые известными ранее моделями радиационной ползучести SIPA, Гиттуса-Мансура, скольжения-переползания.

С использованием этой модели проведены самосогласованные численные расчеты скорости деформации сплавов внедрения с учетом основных каналов влияния примесей на ползучесть: формирования примесных атмосфер вокруг дислокаций и вакансионных пор; образования неподвижных комплексов примесь-собственный точечный дефект (СТД); образования подвижных комплексов примесь-СТД.

Расчитаны концентрационные профили точечных дефектов и комплексов вблизи дислокации и поры с учетом рекомбинации междоузельных атомов и вакансий непосредственно между собой, на примесных ловушках и на подвижных комплексах. Вычислены потоки вакансий, междоузельных атомов и их комплексов на стоки.

Показано, что форма примесных атмосфер, а следовательно и упругих полей вокруг дислокаций существенно зависит от ориентации примесных атомов дипольного типа относительно дислокации. Получены зависимости скорости радиационной ползучести от концентрации примесей дипольного типа для двух типичных систем скольжения в кристаллах с ОЦК-решеткой. Установлено, что примесные атмосферы вокруг дислокации с вектором Бюргерса $1/2\langle 111 \rangle$ и плоскостью скольжения $\{112\}$ сильнее уменьшают подвижность дислокации, а следовательно и скорость ползучести, с увеличением концентрации примеси, чем атмосферы вокруг дислокации с вектором Бюргерса $1/2\langle 111 \rangle$ и плоскостью скольжения $\{110\}$ при ориентации примесных диполей по направлению $\{001\}$.

В случае неподвижных комплексов получены зависимости эффективности поглощения собственных точечных дефектов дислокацией и порой и скорости ползучести от концентрации примеси и энергии связи комплекса примесь-вакансия. Установлено, что учет рекомбинации СТД на примесных ловушках приводит к двум эффектам: во-первых, в объеме образца снижается концентрация свободных СТД и, соответственно, становится отличной от нуля концентрация комплексов примесь-вакансия; во-вторых, уменьшаются потоки междоузельных атомов и вакансий на стоки. Причем тот и другой эффекты, приводящие к уменьшению скорости ползучести, усиливаются с увеличением концентрации примеси и энергии связи комплекса примесь-вакансия.

В случае подвижных комплексов получены зависимости эффективности поглощения собственных точечных дефектов стоками и скорости ползучести от концентрации примеси и энергий миграции комплексов. Установлено, что увеличение подвижности комплексов приводит к увеличению скорости ползучести, причем основную роль играют комплексы вакансия-атом примеси.

ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ КИНЕТИКИ ФИЗИКО-ХИМИЧЕСКИХ ПРОЦЕССОВ В ПЛАЗМЕ БИНАРНОЙ СМЕСИ ^3He - Hg, ОБРАЗОВАННОЙ ПРОДУКТАМИ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ

Ф.Б. Баимбетов, С.К. Кунаков, М.М. Каржауова
КазГУ

A NUMERICALLY SIMULATION OF THE PHYSICAL-CHEMICAL PROCESSES KINETIC IN ^3He - Hg BINARY MIXTURE PLASMAS FORMED BY NUCLEAR REACTION PRODUCTS

F.B. Baimbetov, S.K. Kunakov, M.M. Karzhauova
KazSU

Одним из перспективных направлений в области исследования нетрадиционных источников энергии является преобразование энергии ядерных реакций в энергию оптического излучения. В связи с этим представляет определенный интерес изучение плазмы, образованной продуктами ядерных реакций (ЯВП). В качестве среды для ЯВП разными авторами выбирались смеси инертных газов с парами металлов [1-2], где различие энергетических строений обуславливает различную кинетику физико-химических процессов, что в свою очередь определяет энергетическое и оптическое состояние плазмы. Поэтому изучение вопроса влияния исходных физических условий на параметры и оптические свойства плазмы является интересной задачей.

В работе рассмотрена активная среда ^3He - Hg плазмы, образованной продуктами ядерной реакции $^3\text{He} (n, p) T$. Система дифференциальных уравнений баланса заряженных и возбужденных частиц, учитывающая все возможные процессы в этой среде и дополненная уравнением сохранения заряда, решалась численным методом Гира [3]. Результаты расчета приведены на рис. 1-2.

Детальный анализ кинетики процессов, проведенный в работе [4], а также учет теоретических исследований вопросов описания плазмы конкретных рабочих сред [5-8] позволили авторам предложить следующую модель кинетических процессов: атомарный ион гелия образуется осколками деления ядерных реакций и исчезает при конверсии в молекулярный ион гелия; гибель же молекулярных ионов гелия происходит при их перезарядке на атомах ртути; образованные при этом ионы Hg^+ конверсируют в молекулярный ион ртути, который погибает при его рекомбинации с электроном, образуя при этом атом в возбужденном состоянии; из возбужденного состояния $\text{Hg} (7^3\text{S}_1)$ происходит триплетный переход на метастабильные уровни $\text{Hg} (6^3\text{P}_{0,1,2})$.

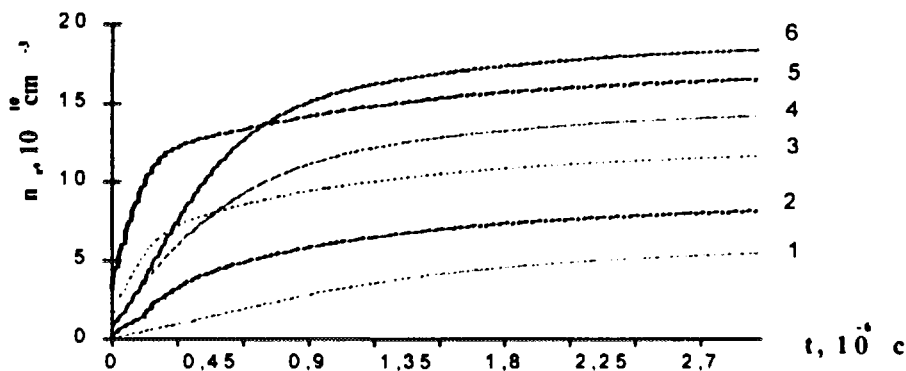


Рис. 1. Зависимость концентрации электронов от времени при различных значениях нейтронного потока

Система дифференциальных уравнений баланса заряженных и возбужденных частиц, составленная для вышеописанной модели, допускает аналитические решения для He^+ , He_2^+ и Hg^+ . Нелинейное уравнение, описывающее образование и гибель молекулярного иона ртути, решалось численно с использованием результатов аналитического решения (рис. 3). Из сравнения рис. 2 (б) и рис. 3 видно, что данная модель хорошо описывает процессы, происходящие в ЯВП. Кроме того, рассчитаны интенсивности излучения триплетов для различных значений парциального давления атомов ртути (рис. 4).

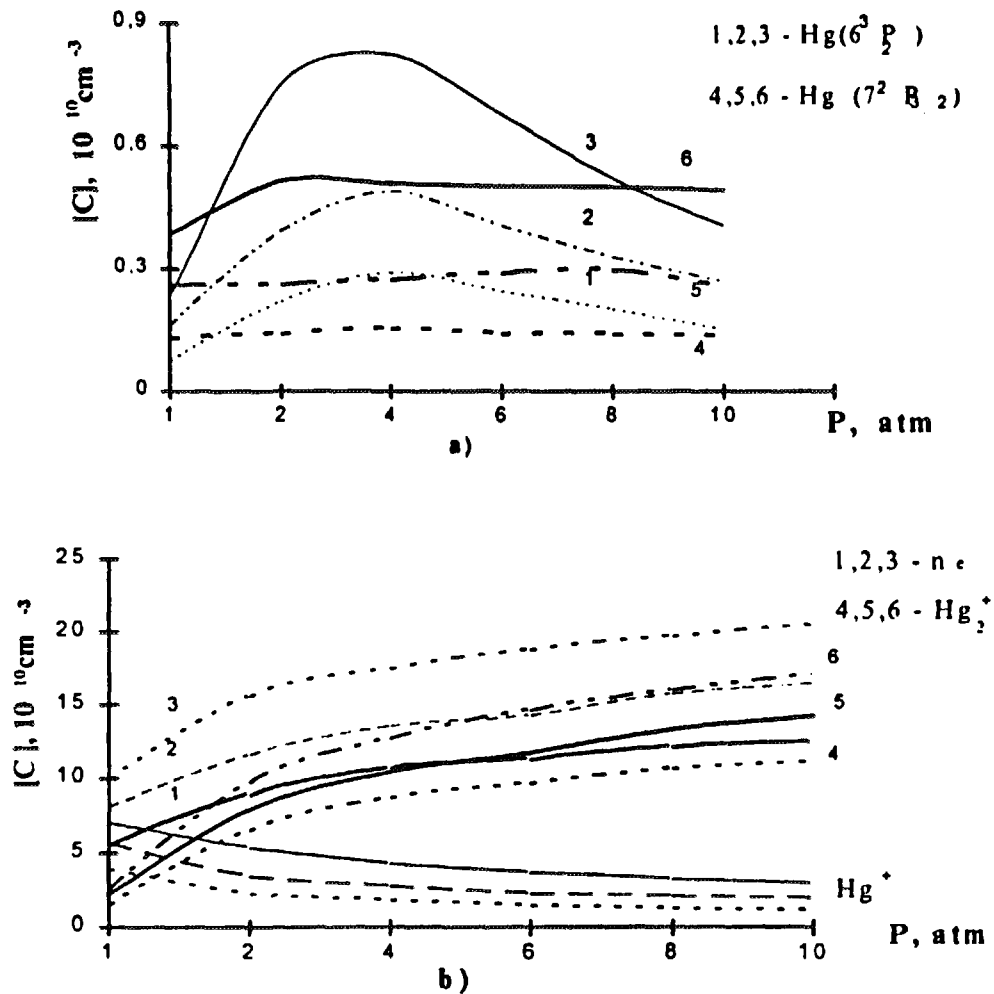


Рис. 2. Зависимость концентрации различных компонент плазмы от давления буферного газа при различных значениях нейтронного потока

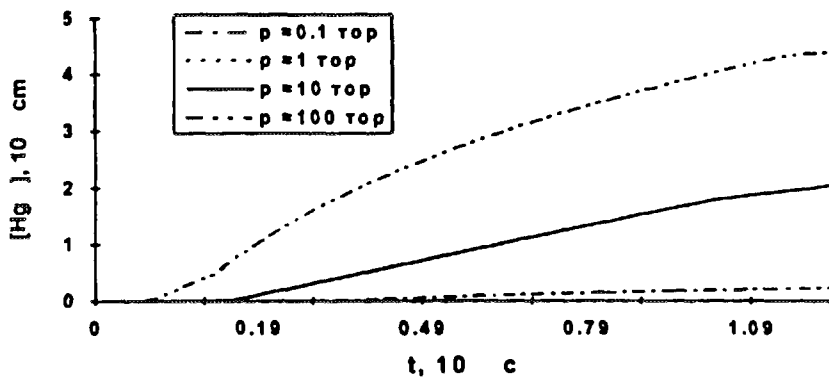


Рис. 3. Зависимость концентрации молекулярного иона ртути от времени и парциального давления ртути

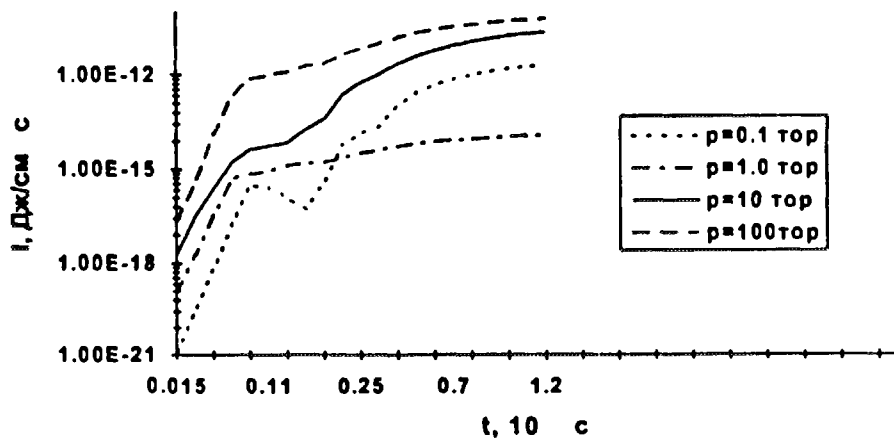


Рис. 4. Зависимость интенсивности излучения уровня Hg (63 P2,) от времени при различных значениях парциального давления ртути

Литература

1. Дмитриев А.Б., Ильяшенко В.С., Миськевич А.И., Саламаха Б.С. // ЖТФ, 1982, т. 52, в.11, С. 2235
2. Миськевич А.И. // ЖТФ, 1987, т. 57, в.9, С. 1767.
3. Gear C.W., Tu K.W. // SIAM J. Numer. Anal., 1974, 11, p. 1024.
4. Баймбетов Ф.Б., Кунаков С.К., Каржауова М.М. // Вестник КазГУ, сер. физ., 1995, в.2, С. 41.
5. Батырбеков Г.А., Кунаков С.К., Беякова Э.А. // Препринт 6-86 ИЯФ АН КазССР, 1986, С.9.
6. Батырбеков Г.А., Кунаков С.К., Редькин А.В. // Препринт ИЯФ АН РК, 1993, С.3-12.
7. Картазаев В.А., Пиотровский Ю.А., Толмачев Ю.А. // Оптика и спектр., 1977, т.43, в. 1, С. 196.
8. Загресин А.Л., Леднев М.Г. // Письма ЖТФ, 1989, т.15, в.24, С.11

ПРИМЕНЕНИЕ РАДИАЦИОННЫХ ТЕХНОЛОГИЙ В СЕЛЬСКОМ ХОЗЯЙСТВЕ И МЕДИЦИНЕ

В.К. Петухов, А.И. Чекушин
Алматинское отделение ИАЭ НЯЦ РК

APPLICATION OF RADIATING TECHNOLOGIES IN AN AGRICULTURE AND MEDICINE

V.K. Petukhov, A.I. Tchekushin
IAE NNC RK Almaty branch

Рассматриваются радиационно-биологические технологии, основанные на действии ионизирующих излучений, имеющие практическую значимость и прошедшие этапы лабораторных, полевых или опытно-производственных испытаний и внедренных в производство.

Предлагается использование возможностей комплекса исследовательского реактора ВВР-К для внедрения методов радиационно-биологических технологий в сельском хозяйстве и медицине применительно к потребностям Республики Казахстан.

В сельском хозяйстве:

- предпосевное γ -облучение семян сельскохозяйственных культур для более раннего созревания продукции и увеличения урожайности на 10-20 % /1/.
- прединкубационное γ -облучение яиц на птицефабриках, повышающее выход и жизнеспособность цыплят и увеличивающее яйценоскость кур на 10-15 % /2/.

В медицине радиационные технологии являются наиболее экологически чистыми при проведении стерилизации медицинского оборудования, а зачастую и единственно возможными для стерилизации медицинских препаратов, не переносящих высоких температур и воздействия токсичных веществ /3/. Радиационные технологии также применяются и для изготовления гидрофильных полимеров, используемых в медицине в качестве основы лекарств пролонгированного действия и лечебно-косметических средств.

Создание и использование мощной облучательной установки именно на реакторе ВВР-К обусловлено следующими причинами. Реакторный комплекс находится вблизи самого крупного города Казахстана, в котором расположено много медицинских учреждений, нуждающихся в стерилизации медицинского оборудования. Комплекс реактора имеет все необходимое оборудование и защитные системы, обеспечивающие полную безопасность работ с большими количествами радиоактивных веществ. На комплексе реактора имеется достаточно квалифицированный персонал, имеющий опыт работы с радиоактивными веществами. Все это позволяет обеспечить радиационную безопасность проведения работ с использованием мощных радиоактивных источников как для обслуживающего персонала, так и для населения, проживающего рядом. Для размещения облучательной установки, содержащей до 100 000 кюри предполагается использовать водяной бак-хранилище отработанного топлива. В качестве источников гамма-излучения предполагается использовать после возобновления работы реактора отработанные топливные элементы реактора ВВР-К или специально наработанный радиоактивный изотоп $Co-60$.

Литература

1. Научные основы и практические результаты предпосевого облучения семян сельскохозяйственных растений., Сб. трудов по агрономической физике, вып.35, Л., Гидрометеониздат, 1974.
2. Кузин А.М. и др., Об использовании ионизирующей радиации в птицеводстве, Радиобиология, т.3, № 2, с.311, 1963.
3. Туманян М.А., Каушанский Д.А., Радиационная стерилизация, М., Медицина, 1974.

КОМПЛЕКС РАСЧЕТНЫХ ПРОГРАММ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ ТЕПЛОВЫХ РЕЖИМОВ ОБЪЕКТОВ ИСПЫТАНИЙ

**В.В. Зверев, В.И. Игнашев, Ю.Л. Истомин
ИАЭ НЯЦ РК**

THE PROGRAMMS COMPLEX FOR VALIDATION OF HEAT CONDITIONS OF TESTINGS OBJECTS

**V.V. Zverev, V.I. Ignashev, Y.V. Istomin
IAE NNC RK**

Комплекс программ, представленный в данной работе, включает в себя программу определения температурных полей и гидравлических параметров трактов охлаждения осесимметричных теплообменных устройств и программу расчета плоских и осесимметричных температурных полей в телах произвольной формы.

Алгоритм работы программы, предназначенной для определения параметров осесимметричных теплообменников, основан на решении уравнений теплового баланса между материалами конструкции устройства и теплоносителями в трактах охлаждения. При расчете ТВС, состоящей из нескольких рядов твэлов, имеется возможность расчета параметров отдельного твэла в каждом из рядов сборки. Направление движения теплоносителей в трактах устройства может быть прямоточным или противоточным.

Методика работы программы расчета температурных полей в телах произвольной формы использует метод конечных элементов (метод Рунца). При составлении расчетной схемы имеется возможность задания внутреннего энерговыделения в элементах рассматриваемой конструкции. Граничные условия могут быть переменными вдоль границ и задаются или коэффициентом теплоотдачи и постоянной температурой среды, или плотностью теплового потока по нормали к границе, или температурой границы.

Выбор материалов конструкции и типов теплоносителей осуществляется из баз данных, в которых сосредоточены необходимые для расчетов теплофизические свойства.

Теплофизические свойства материалов, использующихся при проведении расчетов в программах комплекса, задаются в виде функции от температуры, свойства теплоносителей – в виде функции от температуры и давления.

В процессе работы программ производится учет фазового перехода в материалах при достижении температуры плавления, а также вскипания воды в трактах охлаждения устройств при достижении водой температуры насыщения.

В программах используются возможности IBM PC. Реализован интерактивный ввод исходных данных, контроль за ходом решения, численный и графический анализ результатов проведенных расчетов.

В качестве иллюстрации работы комплекса представлен расчет тепловых режимов предполагаемого эксперимента по моделированию аварии с разрушением активной зоны быстрого реактора. Расчет предполагаемого эксперимента включает в себя нагрев твэлов экспериментальной сборки до температуры плавления, разрушение твэлов и поведение экспериментальной ампулы в дальнейшем, когда топливо разрушенной ТВС сконцентрировано в донной части ампульного устройства.

ВОДОРОДОПРОНИЦАЕМОСТЬ ВАНАДИЕВОГО СПЛАВА V-Cr4-Ti4 В ПРОЦЕССЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

И.Л. Тажибаева, В.П. Шестаков, О.Г. Романенко,
А.Х. Клепиков, Е.В. Чихрай
НИИЭТФ КазГУ
Кенжин Е.А., Тихомиров Л.Н.
ИАЭ НЯЦ РК

HYDROGEN PERMEABILITY OF VANADIUM ALLOY V-Cr4-Ti4 DURING THE PROCESS OF REACTOR IRRADIATION

I.L.Tazhibaeva, V.P.Shestakov, O.G.Romanenko,
A.Kh.Klepikov, Ye.V.Chikhroy
NIETF KazSU
E.A.Kenzhin, L.N.Tikhomirov
IAE NNC RK

Проведены работы по исследованию водородопроницаемости ванадиевого сплава V-4Cr-4Ti в процессе реакторного облучения в интервале температур 673...873 К и входном давлении водорода 400 Па (реакторные и вне реакторные эксперименты).

Облучение проводили на реакторе ИВГ.1М Национального Ядерного Центра РК. Характеристики реактора: поток быстрых нейтронов 2.2×10^{13} н/см²с, тепловых 1.5×10^{14} н/см²с, гамма-квантов 7×10^{13} ф/см²с на мощности реактора 6 МВт. Нейтронный флюенс за один эксперимент по быстрым нейтронам 4.8×10^{17} н/см², по тепловым - 3.3×10^{18} н/см².

Воздействие реакторного излучения привело к интенсивному активированию процесса проникновения водорода сквозь сплав V-4Cr-4Ti. Получить кинетические кривые проницаемости удалось только при температуре 703 К. При более высоких температурах поток вышел за пределы регистрации измерительной аппаратуры установки.

Полученные значения констант проницаемости и диффузии водорода при температуре 703К в реакторе на порядок превышают соответствующие величины, определенные во вне реакторных экспериментах. К сожалению, методические трудности, возникшие в процессе реакторных испытаний, вызванные конструктивными особенностями диффузионной ячейки, не позволили провести исследования в более широком интервале температур и выяснить, в какой степени поверхностные процессы лимитируют скорость проникновения водорода сквозь образец.

Тем не менее, данные экспериментов показывают влияние реакторного облучения на характеристики водородопроницаемости ванадиевого сплава.

КОМПЬЮТЕРНАЯ МОДЕЛЬ ФОРМИРОВАНИЯ ПОЛИКРИСТАЛЛИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ БЕРИЛЛИЕВОГО ПОКРЫТИЯ, НАНЕСЕННОГО МЕТОДОМ ПЛАЗМЕННОГО НАПЫЛЕНИЯ

О.Г. Тюпкина, Н.В. Мещанкин, Д.А. Сарымсаков
ИЯФ НЯЦ РК

COMPUTER MODEL OF POLYCRYSTALL STRUCTURE FORMATION OF PLASMA SPRAYED BE COATINGS

O.G. Tyupkina, N.V. Meschankin, D.A. Sarymsakov
INP NNC RK

Одной из проблем по созданию реакторов управляемого термоядерного синтеза является получение материала, обладающего большой радиационной стойкостью. Перспективным с этой точки зрения могут быть материалы, полученные посредством плазменного напыления Ве на подложку. Вместе с тем аналитический метод прогнозирования прочностных свойств Ве покрытий невозможен в связи с многообразием взаимосвязанных процессов, протекающих в кристаллизующихся телах, а экспериментальный – требует значительных материальных затрат. В данной работе предпринимается попытка с помощью методов компьютерного моделирования оценить влияние различных режимов охлаждения на формирующуюся поликристаллическую структуру Ве, нанесенного на подложку, проанализировать изменение распределения количества и размеров зерен в объеме и исследовать динамику кристаллизации жидкого покрытия.

Для проведения компьютерного эксперимента использовались следующие предположения (приближения) формирования поликристаллической структуры:

1. Нанесение материала на покрытие происходит послойно, и характеризуется интервалом времени t . Через время t определенное количество расплавленного материала мгновенно заполняет некоторый объем V .
2. Объем всех слоев одинаков.
3. В каждом слое при температуре $T < T_c$ (где T_c - температура кристаллизации) происходит однородное зарождение центров кристаллизации со средней плотностью ρ , рассчитываемой из соотношения, определяющего вероятность образования зародышей.
4. Скорость роста зерен постоянна в течение интервала времени t .
5. Рост зерен (формирование поликристаллической структуры) в каждом слое происходит до тех пор, пока вся жидкая фаза не перейдет в кристаллическое состояние.
6. Температура подложки изменяется заданным образом (расчет аналогичен расчету температуры наносимого металла); во время процесса наращивания слоев температура наносимого наружного слоя считается постоянной, и слой считается адиабатически теплоизолированным от окружающей среды; после завершения напыления материала теплообмен с окружающей средой происходит до полной кристаллизации.

Таким образом в каждый момент времени вычисляем:

- температуру слоя;
- плотность центров зарождения кристаллизации;
- скорость роста зерен;
- объем жидкой и твердой фаз.

Все эти параметры главным образом зависят от разности температур между температурой кристаллизации и температурой слоя; от времени, прошедшего с начала кристаллизации; от вида функций процесса теплообмена напыленного Ве с подложкой и окружающей средой; от энергии активации диффузии; от поверхностной энергии на границе двух фаз.

В данной работе проведено исследование изменения распределения количества и размеров зерен в слоях при различных режимах охлаждения. Для этого в формуле, описывающей процесс теплообмена Ве с подложкой варьировался коэффициент теплообмена. Результаты, полученные с помощью предлагаемой модели, хорошо согласуются с наблюдаемой на практике картиной. Таким образом, создана компьютерная модель кристаллизации, позволяющая получить характеристики элементарных актов кристаллизации исходя из макроскопических параметров образца, наблюдать процесс затвердевания расплавленного Ве.

НЕКОТОРЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ПО РАДИОАКТИВНОЙ ЗАГРЯЗНЕННОСТИ ГОРОДА ШЫМКЕНТА

У.Б. Байтасов, Т.М. Киселева, А.С. Корнева
Государственный Казахстано-Турецкий Университет

SOME INVESTIGATIONS ON RADIOACTIVE CONTAMINATION OF THE SHYMKENT CITY

U.B. Baitasov, T.M. Kiseleva and A.S. Korneva
Kazakstan-Turkey State University

Основными причинами загрязнения окружающей среды являются вредные выбросы промышленных предприятий, вследствие несовершенства технологических процессов, отсутствия или неисправности очистительных сооружений, а также выхлопных газов автотранспорта.

При переработке руд на промышленных предприятиях, особенно на металлургических, происходит выделение тяжелых и токсичных металлов и радиоактивных веществ. Радиоактивные вещества находятся в воздухе в виде аэрозолей, являющихся мельчайшими частицами с диаметром равным сотым и десятым долям микрона. Эти частицы быстро оседают на более крупных, постоянно присутствующих в воздухе, превращая их, таким образом, в радиоактивные. Такое укрупнение радиоактивных аэрозолей способствует их более быстрому осаждению на землю и лучшему улавливанию фильтрами при очистке воздуха. В течение 1990-93 годов ежемесячно проводились замеры загрязненности воды, воздуха и почвы. В качестве объектов наблюдения были выбраны четыре различных района города. Это районы вблизи Шымкентского свинцового завода по улице Орджоникидзе, центр города площадь Ордабасы, район вблизи цементного завода по улице Попова и четвертая точка по улице Сайрамской. В водах, почве и воздухе этих пунктов были обнаружены множество элементов, среди которых были уран и торий.

Динамика плотности выпадения радиоактивных веществ, по данным месячных проб, в основном повторяет данные суточных проб. Наибольшее выпадение радиоактивных веществ обнаружено в промышленном районе, наименьшее в парковом и загородном (г. Арысь). Такое распределение активности по районам аналогично распределению плотности выпадения золы. Наибольшее количество золы выпадает в промышленном районе; наименьшее - в парковом и загородном.

Можно было бы предположить, что в промышленном районе увеличение плотности выпадения радиоактивных веществ происходит за счет долгоживущих продуктов распада радона, как установлено рядом работ основными источниками загрязнения воздуха золой являются котельные промышленных предприятий и теплоэлектростанций. Наибольшее количество оседающей золы бывает зимой - в отопительный период. По нашим данным, в летние месяцы плотности выпадения радиоактивных веществ в промышленном районе все же превышало плотности выпадения в парковом районе на 50%.

Отмечается прямая зависимость между плотностью выпадения радиоактивных веществ и количеством пыли. Однако эта зависимость не прямо пропорциональна. Так плотность выпадения радиоактивных веществ в жилом районе в 1.33 раза, а в промышленном - в 1.63 раза больше, чем в парковом. Количество же оседающей золы по районам отличается более резко - выпадение золы в промышленном районе больше, чем в парковом в 3.7 раза, в жилом - в 2.2. раза.

В районах с большей запыленностью можно ожидать больше плотности выпадения радиоактивных веществ, чем в не менее запыленных районах, особенно в период фоновых выпадений. Если считать, что увеличение количества выпадающих радиоактивных веществ в запыленных районах связано с адсорбцией взвешенных мелких радиоактивных частиц на более крупных оседающих аэрозолях, то количество взвешенных радиоактивных аэрозолей должно быть несколько меньше в районе с большей плотностью выпадения, чем в менее запыленном районе.

На основании изложенного можно полагать, что мелкие радиоактивные частицы, оседающие из верхних слоев атмосферы, в приземном слое воздуха адсорбируются на более крупных, неактивных аэрозолях. Чем больше аэрозолей в единице объема воздуха и чем они крупнее, тем больше вероятность адсорбции крупной радиоактивной пыли и скорости выпадения, т.е. плотности выпадения радиоактивных веществ в более запыленном районе должно быть выше за счет действия обоих факторов (большей объемной концентрации, меньшей дисперсности). Повышенное содержание пыли в воздухе способствует укреплению радиоактивных аэрозолей, что вызывает большое оседание их на поверхность земли и большую степень задержки в дыхательных органах человека и животных.

Увеличение выпадения радиоактивных веществ на почву также является неблагоприятным фактором, так как при этом повышается загрязнение кормовых трав, зерновых и овощных культур.

**КИНЕТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ АКТИВНЫХ СРЕД ХеI ЛАЗЕРА
С ПРЯМОЙ ЯДЕРНОЙ НАКАЧКОЙ**

Э.Г. Батырбеков, Э.А. Белякова
ИАЭ НЯЦ РК

**KINETIC MODEL OF ACTIVE MEDIUMS OF ХеI LASER
WITH DIRECT NUCLEAR PUMPING**

E.G. Batyrbekov, E.A. Belyakova
IAE NNC RK Almaty branch

**АКТИВАЦИОННЫЙ АНАЛИЗ МЕТАЛЛОВ И МАТЕРИАЛОВ ВЫСОКОЙ
ЧИСТОТЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ АТОМНОГО РЕАКТОРА**

О.И. Артемьев, В.Л. Позняк
ИЯФ НЯЦ РК

**ACTIVATION ANALYSIS OF HIGHLY PURE METALS
AND MATERIALS USING NUCLEAR REACTOR**

O.I. Artemyev, V.L. Poznyak
INP NNC RK

Ответственные за выпуск:

Г.И. Колтышева, И.Г. Перепелкин

Технические редакторы:

К.К. Кадыржанов, К.М. Донбаев, М.К. Мукушева

Оригинал-макет подготовлен в издательском комплексе
Института атомной энергии НЯЦ РК
Отпечатано в типографии фирмы "Сигма", г. Курчатов. 1996
Тираж 250 экз.