

АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС



ОРГАНИЗАТОРЫ СЕМИНАРА

Министерство энергетики, индустрии и торговли РК при участии Министерства энергетики США Национальный ядерный центр РК Центр безопасности ядерных технологий РК

ОРГАНИЗАЦИОННЫЙ КОМИТЕТ

Председатель: Школьник В.С., Lash T.R. Зам. председателя: Косунов А.О., Planchon P.L

Члены организационного комитета: Черепнин Ю.С., Жантикин Т.М., Ramsey J., Newton D.S., Тажибаева И.Л., Хадеев В.Г., Колтышева Г.И., Назаренко П.И., Тихомиров Л.Н., Балдов А.Н., Тюпкина О.Г., Ахметов Т.З.

ПРОГРАММНЫЙ КОМИТЕТ

Председатель: Черепнин Ю.С. Зам.председателя: Тажибаева И.Л. Члены программного комитета: Такибаев Ж.С., Planchon P.L., Imel G., Жотабаев Ж.Р., Кадыржанов К.К., Напsen L., Connery J., Караулов В.Н., Шестаков В.П., Пивоваров О.С., Колтышева Г.И., Романенко О.Г.

РАСПИСАНИЕ РАБОТЫ

14 мая, воскресенье _

- Прибытие участников семинара в г. Астану.
- Регистрация участников семинара.
- Экскурсии по городу.
- 15 мая, понедельник _

• Открытие семинара.

- Заседание технической секции №1: «Ядерно-промышленный комплекс, ядерная безопасность».
- Заседание технической секции №2: «Ядерная безопасность и ядерные технологии».

16 мая, вторник

- Заседание технических секций №2: «Ядерная безопасность и ядерные технологии».
- Заседание технической секции №3: "Материаловедение в области атомной и термоядерной энергетики».

17 мая, среда

 Казахстанско-американское совещание рабочей группы: «Вывод из эксплуатации ядерных установок».

18 мая, четверг <u>–</u>

• Отъезд участников семинара.

МЕЖДУНАРОДНЫЙ СЕМИНАР

ТЕХНОЛОГИИ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

14-17 мая 2000 года

Астана, Республика Казахстан

ТЕМАТИКА

- Атомно-промышленный комплекс и ядерная энергетика.
 - сырьевые ресурсы;
 - промышленные производства;
 - научно-исследовательская база;
 - международное сотрудничество.

Ядерная безопасность и технологии

- исследования в области безопасности ядерной энергетики и технологий;
- контроль за ядерными материалами и физическая защита;
- опыт конверсии предприятий военно-промышленного комплекса
- и создания новейших технологий.

Материаловедение в области атомной и термоядерной энергетики радиационное материаловедение;

конструкционные материалы ядерной и термоядерной энергетики.

Вывод из эксплуатации ядерных установок

- мировой опыт вывода из эксплуатации ядерных установок,
- методы и технологии;
- вывод из эксплуатации реактора БН-350;
- характеризация и стабилизация отработанного топлива;
- радиоактивные отходы ядерных энергетических установок,
 - вопросы транспортировки, хранения и захоронения.

РЕГИСТРАЦИЯ УЧАСТНИКОВ

Регистрация участников семинара будет производиться в г. Астане, 14-15 мая 2000 года

При регистрации участники конференции предъявляют регистрационную карточку участника.

РАЗМЕЩЕНИЕ УЧАСТНИКОВ

Участники семинара будут проживать в гостиницах г. Астаны. Стоимость одного дня проживания в гостиницах составляет от 30 до 200 долларов США.

РАБОЧИЕ ЯЗЫКИ КОНФЕРЕНЦИИ

Рабочими языками семинара являются русский и английский. Доклады переводятся на рабочие языки семинара.

ТЕЗИСЫ И ДОКЛАДЫ

Сборник тезисов докладов будет выпущен к началу работы семинара. Названия докладов необходимо представить в Программный комитет до 01 февраля 2000 года.

Тезисы докладов необходимо представить в Программный комитет не позднее 15 марта 2000 года по адресу:

490021, Семипалатинск-21, ул. Красноармейская, 10

Оргкомитет семинара «NPT-2000»

тел., факс: (095) 745-54-04, (322) 512-32-02 тел. (322) 512-35-49, (322) 512-31-25

E-mail: GIK@NNC.KZ

ОРГАНИЗАЦИОННЫЙ ВЗНОС

Организационный взнос участников семинара из стран СНГ составляет 25 долларов США, из других стран - 250 долларов США по курсу ММВБ на момент оплаты.

В сумму регистрационного взноса входит стоимость сборника тезисов докладов, транспортные расходы по городу, прием, организация технических экскурсий.

Организационный комитет семинара компенсирует транспортные расходы и проживание авторам заказных докладов.

Уважаемые читатели!

Представляем Вам первый выпуск сборника «Вестник НЯЦ РК».

Сборник «Вестник НЯЦ РК» будет периодическим научно-техническим журналом, содержащим статьи и оригинальные очерки, посвященные проблемам развития атомной энергетики в Казахстане, вопросам радиационной экологии, конверсии инфраструктуры бывших ядерных полигонов, проблеме нераспространения.

Сборник будет выходить один раз в квартал – четыре выпуска в год:

- *I. Атомная энергетика и безопасность АЭС;*
- *II.* Геофизика и проблема нераспространения;
- III. Радиоэкология. Охрана окружающей среды;
- *IV.* Ядерная физика и радиационное материаловедение.

Научным редактором каждого выпуска будет один из крупных специалистов по данному направлению.

В сборнике могут быть опубликованы оригинальные статьи специалистов из других научных учреждений по вышеперечисленным направлениям работ. Как правило, в сборник должны представляться работы, прошедшие апробирование на научных конференциях и семинарах.

Надеюсь, что новое печатное издание НЯЦ РК будет полезным для всех специалистов, работающих в области атомной науки и в ее прикладных направлениях.

Фрунцин Ю.С. Главный редактор сборника «Вестник НЯЦ РК», член-корреспондент инженерной академии наук, доктор технических наук

Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

Издается с января 2000 г.

ВЫПУСК 1 «АТОМНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И БЕЗОПАСНОСТЬ АЭС», ЯНВАРЬ 2000

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР – ЧЕРЕПНИН Ю.С., д.т.н., член-корр. инженерной академии наук РК.

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ: АХМЕТОВ М.А., БЕЛЯШОВА Н.Н., ДОНБАЕВ К.М., ЖОТАБАЕВ Ж.Р., КАДЫРЖАНОВ К.К., КОНОВАЛОВ В.Е., ПИВОВАРОВ О.С., СИТНИКОВ А.В., ТАКИБАЕВ Ж.С., ТУХВАТУЛИН Ш.Т.

СОДЕРЖАНИЕ

НЯЦ РК – ПРОШЛОЕ, НАСТОЯЩЕЕ И БУДУЩЕЕ
ВОЗМОЖНОСТИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ КАЗАХСТАНА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ЭЛЕМЕНТОВ КОСМИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ
МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ СОСТОЯНИЯ ДЕТАЛЕЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА РА
Дерявко И.И., Жданов В.С., Зверев В.В., Зеленский Д.И., Иванов В.Я., Истомин Ю.Л., Стороженко А.Н., Яковлев В.В.
РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ МОДЕЛЬНЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ТИПА БРЕСТ-300 В РЕАКТОРЕ ИГР
Вурим А.Д., Жданов В.С., Зверев В.В., Пивоваров О.С., Кулинич Ю.А.
ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ВОДОРОДА И ЕГО ИЗОТОПОВ С ОБЛУЧЕННЫМ БЕРИЛЛИЕМ
МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ВОДОРОДА ИЗ ОБЛУЧЕННОГО БЕРИЛЛИЯ
Тажибаева И.Л., Шестаков В.П., Клепиков А.Х., Романенко О.Г., Чихрай Е.В., Кенжин Е.А., Зверев В.В.
УСТАНОВКА ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ БЕРИЛЛИЯ С ВОДЯНЫМ Паром
Чехонадских А.М., Вурим А.Д., Васильев Ю.С., Пивоваров О.С., Шестаков В.П., Тажибаева И.Л., Морозов С.И.
НАКОПЛЕНИЕ И ГАЗОВЫДЕЛЕНИЕ ВОДОРОДА ИЗ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА МАРКИ РГ-Т 46
Тажибаева И.Л., Шестаков В.П., Клепиков А.Х., Романенко О.Г., Чихрай Е.В., Кенжин Е.А., Зверев В.В., Колбаенков А.Н.
РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО ПОЛЯ В МОДЕЛИ ПЕРВОЙ СТЕНКИ РЕАКТОРА ИТЭР
Игнашев В.И., Чехонадских А.М.
РАСЧЕТ ПОЛЕЙ РАССЕЯННЫХ В ВОЗДУХЕ НЕЙТРОНОВ И ФОТОНОВ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА
Жарков В.П., Дикарева О.Ф., Карташев И.А., Киселев А.Н., Нетеча М.Е., Истомин Ю.Л.
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАССЕЯНИЯ В ВОЗДУХЕ НЕЙТРОННОГО И ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЙ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА
Истомин Ю.Л., Зеленский Д.И., Черепнин Ю.С., Орлов Ю.В., Нетеча М.Е., Аваев В.Н., Васильев Г.А., Sakamoto H., Nomura Y., Naito Y.
ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАССОВЫХ КОЭФФИЦИЕНТОВ ОСЛАБЛЕНИЯ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ В РАЗЛИЧНЫХ ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЯХ

ВОДОРОДОПРОНИЦАЕМОСТЬ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ В ПРОЦЕССЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ 77
Тажибаева И.Л., Шестаков В.П., Клепиков А.Х., Романенко О.Г., Чихрай Е.В., Кенжин Е.А., Зверев В.В., Тихомиров Л.Н., Черепнин Ю.С.
ИССЛЕДОВАНИЕ МАКРО- И МИКРОСТРУКТУРЫ РАСПЛАВА МАТЕРИАЛОВ
АКТИВНОИ ЗОНЫ ВВЭР ПОСЛЕ ВЗАИМОДЕИСТВИЯ С ВОДОИ
АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ПОВЫШЕНИЯ ФУНКЦИОНАЛЬНОЙ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ЯРД88
Дерявко И.И., Перепёлкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Тарасов В.И.
ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ СТЕРЖНЕВЫХ БЕЗОБОЛОЧКОВЫХ КАРБИДНЫХ ТВЭЛОВ В РЕАКТОРЕ РА93
Дерявко И.И., Перепёлкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Черепнин Ю.С.
РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ОБРАЩЕНИЯ С АМПУЛЬНЫМИ ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ96
Уренский Н.А., Болтовский С.А., Ганжа В.В., Шуклин Г.С.
ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ И ВАРИАНТЫ РАЗВИТИЯ ОТРАСЛИ ЭНЕРГОПРОИЗВОДСТВА Г. АЛМАТЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЯДЕРНЫХ
ЭНЕРГОИСТОЧНИКОВ 100 Вурим А.Л. Зеленский Л.И. Колтышев С.М. Черепнин Ю.С. Калыржанов А.К.
ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ (ИОННО-ПЛАЗМЕННЫЕ И ПУЧКОВЫЕ ТЕХНОЛОГИИ)
Шаповалов Г.В.
ПОСТАНОВКА НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА ГЕОЛОГИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ В ИАЭ НЯЦ РК С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ИМПУЛЬСНОГО ГРАФИТОВОГО
РЕАКТОРА ИІ Р

НЯЦ РК – ПРОШЛОЕ, НАСТОЯЩЕЕ И БУДУЩЕЕ

Черепнин Ю.С.

Национальный ядерный центр Республики Казахстан

В период 1947 - 1991 годы в северо-восточной части Казахстана на территории более чем 18 тысяч км² была создана и функционировала мощная испытательная база для отработки ядерных зарядов, испытаний реакторов ядерных ракетных двигателей, исследований мощных газодинамических лазеров и другого оборудования и систем в интересах оборонного комплекса бывшего СССР.

В течение 1949 - 1957 гг. на территории полигона выполнялись работы только с ядерными зарядами. С 1958 года тематика исследований начинает расширяться. Рядом с опытным полем, где проводились наземные и воздушные взрывы, по инициативе И.В.Курчатова начинается строительство импульсного графитового реактора ИГР, предназначенного для исследования физики нейтронных импульсных систем. В 1964 году в центральной части полигона начато строительство стендового комплекса «Байкал-1» для испытаний наземных прототипов ядерных ракетных двигателей. К началу 80-х годов на полигоне была созда-

на уникальная исследовательская база для работ по различным оборонным направлениям. Доля ядерных испытаний к этому времени не превышала 30% от общего объема научноисследовательских работ, выполняемых предприятиями и организациями полигона.

Город Курчатов (Семипалатинск-21) представлял собой закрытый гарнизон Министерства обороны СССР, где постепенно были созданы предприятия и организации других союзных оборонных министерств. Основные предприятия города и примерная численность работающих приведены в таблице.

№п/п	Наименование организации	Численность	Ведомство	Основная характеристика работ
1	Объединенная Экспедиция НПО «Луч»	1200	MCM	Эксплуатация реакторных ком-
				плексов
2	Экспедиция 20 (отдел 73)	350		Испытания ракетно-космических
	НИИТП (ПО «Южмаш»)		MOM	систем и оборудования
3	Центральная Экспедиция Целинного	320	MCM	Подготовка штолен к ядерным
	горно-химического комбината			испытаниями
4	Участок монтажно-строительного	180	MCM	Подготовка скважин к ядерным
	управления № 24	'	l	испытаниям
5	Участок МСУ-78	122	MCM	Монтажные работы на объектах
		'	l	полигона
6	Проектно-изыскательская экспедиция	127	MCM	Проектные и изыскательские
	ПИЭ-113			работы на полигоне
7	СМУ-6 от Степногорского управления	75	MCM	Строительно-монтажные работы
	строительства			на объектах МСМ
8	Участок МСУ-70	25	MCM	Наладка электронных приборов

Таблица. Основные гражданские предприятия г. Семипалатинска-21 в 1990 году.

Работы, выполняемые этими организациями, как правило, носили закрытый характер. В городе не было значимых предприятий, выпускающих мирную продукцию. Практически все предприятия города получали работу от войсковых частей. Определенной автономией от военных по основной деятельности обладала лишь Объединенная экспедиция НПО «Луч», которая эксплуатировала реакторные комплексы в центральной части полигона. Но эта самая крупная гражданская организация, как и все остальные, целиком зависела от военных по всем вопросам жизнеобеспечения.

Конверсия бывших оборонных предприятий СИП началась в нелегких условиях трансформирования не только научно-производственной деятельности, но и всей социальной жизни города Курчатова, обусловленной быстрым свертыванием и передислокацией с полигона российских воинских частей. Существовала реальная опасность полного разрушения всей научнопроизводственной структуры города. С этой точки зрения крайне актуальным и своевременным было решение руководства Республики Казахстан об организации на базе научно-исследовательских предприятий полигона Национального ядерного центра. В течение 1993 г. было организовано 3 научно-исследовательских института НЯЦ РК -Институт атомной энергии, Институт геофизических исследований и Институт радиационной безопасности и экологии. Это решение в условиях распада СССР и ликвидации военных структур полигона позволило сохранить квалифицированные кадры, обеспечить и продолжить эксплуатацию ядерно-опасных объектов, разработать и начать реализацию полномасштабной программы конверсии.

Первоначально эта программа основывалась на предположениях о возможности продолжения основных научно-исследовательских работ на полигоне, которые не были связаны с испытаниями ядерного оружия:

- научно-исследовательские и испытательные работы в области ядерных ракетных двигателей (ЯРД);
- разработка и создание мощных газодинамических лазеров;
- реакторные эксперименты с топливом атомных станций;
- радиационные исследования территории полигона;
- создание наукоемких производств и технологий.

При создании данной программы специалисты руководствовались естественным желанием продолжить заниматься той работой, которую они знали и умели делать. Время внесло существенные коррективы в первоначальный вариант программы. Работы в области ЯРД и лазеров могли развиваться только при тесной кооперации с научно-исследовательскими организациями РФ и США. Но в этих странах в настоящее время отсутствуют крупные национальные программы по данным направлениям. По этой причине уникальная экспериментальная база в Казахстане оказалась не востребованной и потребовала серьезных усилий для консервации. Предложения по созданию новых технологий и производств не были подкреплены практическим опытом в данных областях и исследованиями рынков сбыта, поэтому, несмотря в целом на хорошие идеи, технологические направления дальше создания отдельных изделий практически не развивались.

На сегодняшний день направления и структура основных научно-исследовательских работ в НЯЦ РК выглядят следующим образом:

- ликвидация последствий ядерных испытаний;
- ликвидация технологической инфраструктуры для подготовки и проведения испытаний ядерного оружия;

- создание технологии, оборудования и мест для приема и хранения радиоактивных отходов;
- разработка концепции развития атомной энергетики в Казахстане;
- изучение поведения расплава активных зон реакторов при тяжелых авариях на АЭС;
- разработка методов и средств обнаружения ядерных испытаний, непрерывный контроль за ядерными взрывами;
- экспериментальные работы по изучению поведения конструкционных материалов термоядерного реактора ITER;
- создание наукоемких производств.

Выполнение данных работ осуществляется научно-исследовательскими организациями НЯЦ и предприятиями города Курчатова разных форм собственности с общим числом работающих около 2500 человек. В исследованиях принимают участие другие коллективы Казахстана, России, стран дальнего зарубежья. Многие из этих направлений финансируются полностью или частично зарубежными и международными организациями.

Выводы

- На момент закрытия Семипалатинского ядерного полигона научно-исследовательские и монтажно-строительные организации города работали только в интересах военнопромышленного комплекса СССР.
- Своевременная организация Правительством Казахстана Национального ядерного центра предотвратила распад уникальных научных коллективов и предоставила работу подавляющему числу специалистов-ядерщиков и членам их семей.
- Программа конверсии полигона постоянно усовершенствуется и позволяет решать актуальные научные и экологические проблемы Казахстана.
- Впервые в мире начаты работы по ликвидации испытательных инфраструктур ядерных полигонов.

УДК 621.039.526: 621.039.54

ВОЗМОЖНОСТИ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ БАЗЫ КАЗАХСТАНА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ЭЛЕМЕНТОВ КОСМИЧЕСКИХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Жотабаев Ж.Р.¹⁾, Зеленский Д.И.¹⁾, Пивоваров О.С.¹⁾, Черепнин Ю.С.¹⁾, Сметанников В.П.²⁾

¹⁾Национальный ядерный центр Республики Казахстан ²⁾Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники МАЭ РФ

К середине 70-х годов в Казахстане была создана и затем функционировала испытательная база для наземной отработки элементов космических ядерных реакторов, в состав которой входят три экспериментальных комплекса. Два из них – комплексы исследовательских реакторов "Байкал-1" и ИГР – расположены на Семипалатинском полигоне, третий - комплекс исследовательского реактора ВВР-К - расположен в поселке Алатау под Алматы. На комплексах "Байкал-1" и ИГР проводились испытания твэлов, ТВС, модулей и прототипов реакторов ЯРД и ЯЭДУ с турбомашинным преобразованием энергии на основе твердофазного реактора. На комплексе ВВР-К проводились испытания электрогенерирующих каналов термоэмиссионных реакторов-преобразователей.

В настоящем докладе дана оценка современного состояния экспериментальной базы и возможности ее дальнейшего использования для исследований в области космической ядерной энергетики.

1. КОМПЛЕКС ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ РЕАКТОРОВ "БАЙКАЛ-1"

1.1. Стендовые системы

Комплекс "Байкал-1" расположен в центре Семипалатинского полигона в 65 км к югу от города Курчатова. Комплекс создавался как специализированная база для полномасштабных реакторных испытаний ТВС, модулей активных зон, прототипов реакторов ЯРД и собственно ЯРД с использованием газообразного и жидкого водорода. Водород и необходимый для различных технологических операций азот (который использовался также в качестве теплоносителя) доставлялись на комплекс в жидком виде в транспортных автомобильных емкостях, затем газифицировались и закачивались в емкости-хранилища высокого давления. В настоящее время система газификации и компремирования азота находится в рабочем состоянии, аналогичная водородная система законсервирована. Для хранения газообразных водорода и азота используются емкости суммарным объемом 200 м³ с рабочим давлением 32 МПа (при указанном давлении в одной емкости может храниться 0,23 т газообразного водорода или 3,2 т газообразного азота). Стендовые системы находятся в рабочем состоянии и обеспечивают возможность подачи в испытываемые изделия водорода с расходом 0,01...25 кг/с и азота с расходом 0,01...60 кг/с. Жидкий азот производится в городе Курчатове, жидкий водород доставлялся с Чирчикского электрохимического комбината (Узбекистан), где в настоящее время производство остановлено.

На комплексе "Байкал-1" находятся два исследовательских реактора – ИВГ.1М и РА.

1.2. Реактор ИВГ.1М

Реактор ИВГ.1 введен в эксплуатацию в 1975 году. В течение 1975...1988 годов в реакторе проводились испытания опытных активных зон реакторов ЯРД и ЯЭДУ. В 1989 году была начата модернизация реактора ИВГ.1 и систем комплекса "Байкал-1" с целью создания на реакторе двух петлевых установок:

• петлевой установки для испытаний ТВС газоохлаждаемых реакторов, в том числе реакторов ЯРД и ЯЭДУ, оснащенной системой закрытого выброса газообразного теплоносителя;

• петлевой установки для испытаний модельных ТВС водоохлаждаемых реакторов, в том числе ВВЭР, в переходных и аварийных режимах, включая и режимы тяжелых аварий с возможным плавлением ТВС, для обоснования безопасности объектов ядерной техники.



РЕАКТОР ИВГ.1М

В 1990 году был завершен первый этап модернизации - активная зона реактора укомплектована охлаждаемыми водой технологическими каналами. Работы по второму этапу модернизации, созданию петлевых установок и реконструкции системы водяного охлаждения реактора, - выполнены лишь частично и прекращены в связи с изменением экономической и политической ситуации в СНГ.

Продолжительность непрерывной работы реактора ограничена запасами водяного теплоносителя, который циркулирует по замкнутому контуру (без промежуточного охлаждения) и составляет $10^3...4 \times 10^4$ с при мощности реактора соответственно от 60 до 6 МВт.

Реактор оснащен оборудованием для проведения исследований параметров взаимодействия конструкционных материалов с водородом и его изотопами в условиях реакторного облучения.

1.3. Реактор РА

Исследовательский реактор РА был создан на основе конструкции стендового прототипа ЯРД реактора ИРГИТ и введен в эксплуатацию в 1987 году. Реактор охлаждается атмосферным воздухом, нагнетаемым компрессором с расходом до 3,3 кг/с, при этом обеспечивается охлаждение реактора при работе на мощности до 400 кВт. Топливо реактора размещалось в герметичных ампулах и имело обогащение 90% по урану-235.





До 1997 года на реакторе проводились различные исследования, в 1998 году в соответствии с межправительственными соглашениями топливо из реактора было выгружено и вывезено в Россию. Все системы реактора находятся в рабочем состоянии. Возобновление эксплуатации реактора возможно при условии изготовления новых ТВС для комплектации активной зоны.



1.4. Основные научно-исследовательские программы, выполненные на комплексе "Байкал-1"

- 1975...1988 годы. В реакторе ИВГ.1 проведены испытания четырех опытных активных зон реакторов ЯРД и ЯЭДУ. Продемонстрирована работоспособность ТВС ЯРД в течение 4000 с при температуре водорода до 3100 К и удельном энерговыделении до 33 кВт/см³.
- 1978...1981 годы. На комплексе "Байкал-1" проведены испытания двух стендовых прототипов ЯРД – реакторов ИРГИТ.
- 1987...1997 годы. В реакторе РА проведены испытания радиационной стойкости топлива ЯЭУ. Топливо размещалось в герметичных ампулах, заполненных гелием или азотом. Продолжительность испытаний составила 4800 час при среднем потоке тепловых нейтронов 10¹² см⁻²с⁻¹ и температуре топлива 800...1800 К в среде гелия и 1000...2000 К в среде азота. Выполнены послепусковые исследования испытанных твэлов, в результате которых установлена высокая степень целостности, сохранность геометрической формы, исходных размеров и прочности твэлов.
- 1996...1998 годы. Проведены исследования рассеяния в атмосфере излучения реакторов ИВГ.1М и РА. Получены экспериментальные данные о характеристиках нейтронного и гамма-излучения на высоте 1 м над поверхностью земли на расстоянии до 1 км от реакторов, которые будут использованы для верификации программ расчетов радиационных полей от ядерных источников излучения.
- 1991...1998 годы. В реакторе ИВГ.1М проводятся исследования взаимодействия конструкционных материалов с водородом в условиях реакторного облучения. Получены экспериментальные данные о диффузионных и сорбционных свойствах образцов графита, бериллия различных марок, сталей 12X18H10T и 07X16H6, сплавов VCr4Ti4 и CuCrZr при температуре 600...1200 К в среде водорода с давлением 10⁻³...30 МПа.

2. КОМПЛЕКС ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИГР

2.1. Реактор ИГР

Исследовательский реактор ИГР введен в эксплуатацию в 1961 году. Реактор ИГР является импульсным реактором на тепловых нейтронах с гомогенной активной зоной, представляющей собой кладку из содержащих уран графитовых блоков, собранных в виде колонн. Отражатель реактора сформирован из аналогичных блоков, не содержащих урана. Реактор не имеет принудительного охлаждения активной зоны. Выделившееся в процессе работы реактора тепло аккумулируется кладкой, а затем через стенки корпуса реактора передается воде контура расхолаживания.

Реактор работает в двух основных режимах:

 в режиме нерегулируемого самогасящегося нейтронного импульса, амплитуда и длительность которого определяется величиной начальной реактивности, сообщаемой реактору; гашение мощности в этом случае происходит за счет большого отрицательного температурного эффекта реактивности;



в регулируемом режиме, при котором мощность реактора изменяется по заранее заданному закону, реализуемому посредством перемещения рабочих органов СУЗ; форма, амплитуда (уровень мощности) и длительность режима могут быть самыми различными и определяются задачами испытаний; ограничением длительности является эксплуатационный предел энерговыделения в активной зоне, равный 5,2 ГДж.



ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА ИГР

Мощность в импульсном режиме (пиковая), ГВт	10
Мощность в стационарном режиме, ГВт	≤1
Полуширина импульса минимальная, с	0,12
Длительность регулируемого режима, с	110 ⁶
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов, н/см ² с	3,7×10 ¹⁷
Максимальный флюенс тепловых нейтронов, н/см ²	3,7×10 ¹⁶
Загрузка урана-235, кг	9
Высота активной зоны, мм	
Диаметр центрального экспериментального канала, мм	

При реализации максимального энерговыделения в активной зоне реактора ИГР 5,2 ГДж периодичность пусков реактора (с учетом времени, необходимого для расхолаживания) составляет 2 пуска в неделю.

2.2. Стендовые системы

Реактор оснащен системами подачи в объекты испытаний газообразных водорода (расход до 6 кг/с), азота (расход до 22 кг/с), гелия (расход до 4 кг/с), а также дистиллята (расход до 25 кг/с). Газообразные водород и гелий доставляются на комплекс в транспортных баллонах, а затем с помощью компрессора закачиваются в стендовые емкости при давлении до 32...35 МПа. Азот доставляется в жидком виде, затем газифицируется и закачивается в стендовые емкости.

Экологическая безопасность испытаний и выполнение санитарных требований, устанавливаемых нормативными документами, обеспечивается специальными герметичными системами закрытого выброса и сброса, куда поступают отработанные газообразные и жидкие теплоносители, загрязненные вышедшими из топлива испытываемых изделий радионуклидами.

2.3. Электродуговой стенд "Иртыш"

На комплексе расположен электродуговой стенд "Иртыш", предназначенный для проведения исследований с применением мощных электрических нагревателей и потоков высокотемпературного газа (водорода, азота, гелия, воздуха, диоксида углерода, аргона). В состав стенда входят плазмотроны мощностью до 10 МВт и системы электро-, газо-, водоснабжения, измерений и управления. На стенде "Иртыш" проводились испытания конструкционных элементов ТВС ЯРД и средств измерений температуры в потоках азота и водорода с температурой 3000...3200 К и другие исследования.

Все системы и оборудование комплекса ИГР находятся в рабочем состоянии.

3.4. Основные научно-исследовательские программы, выполненные на комплексе реактора ИГР

- 1971...1973 годы. В реакторе ИГР проведены динамические испытания высокотемпературного топлива ЯРД на термопрочность, в ходе которых реализованы следующие параметры: удельное энерговыделение в топливе 30 кВт/см³, удельный тепловой поток с поверхности твэлов 10 МВт/м², температура теплоносителя 3000 К, скорость изменения температуры теплоносителя при увеличении и снижении мощности 400 К/с, длительность номинального режима 5 с.
- 1974...1989 годы. В реакторе ИГР проведены испытания ТВС различных типов реакторов ЯРД, ЯЭДУ и газодинамических установок с водородным, азотным, гелиевым и воздушным теплоносителями.
- 1971...1993 годы. Проведены исследования выхода из топлива в газообразный теплоноситель (водород, азот, гелий, воздух) в диапазоне

температуры 400...2600 К и осаждения в газовых контурах продуктов деления, источниками которых являлись экспериментальные ТВС, размещенные в реакторах ИГР и РА.

1983...1998 годы. Проводятся исследования по обоснованию безопасности энергетических и исследовательских реакторов в условиях проектных и запроектных аварий и по другим программам. В частности, проведены испытания модельных твэлов реакторов ВВЭР-1000 (в том числе с выгоревшим топливом), БН-800, БРЕСТ-300, штатных ТВС реактора ИВВ-2М, ведется подготовка к испытаниям ТВС проектируемого японского реактора на быстрых нейтронах, в обоснование проекта многоцелевого импульсного графитового реактора МИГР предполагается проведение испытаний на термопрочность топлива этого реактора.

ИТОГОВЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ ТОПЛИВА	ярд	Многорежимной ЯЭДУ	Однорежимной ЯЭУ
Удельное энерговыделение в топливе, Вт/см ³	1432	0,0234	0,020,04
Теплоноситель в ТВС	H ₂	H_2 , N_2	-
Температура, К: - теплоносителя - топлива	26003100 29003400	12002900 14003200	- 8002000
Продолжительность испытаний, ч	1,1	18	4800

3. КОМПЛЕКС ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ВВР-К

3.1. Реактор ВВР-К

Исследовательский реактор ВВР-К введен в эксплуатацию в 1967 году. В 1988 году решением Госпроматомнадзора СССР эксплуатация реактора была приостановлена до выполнения требований по обоснованию безопасной работы реактора в условиях высокой сейсмичности. За истекший срок проделана большая работа по повышению сейсмостойкости и защищенности реактора и обоснованию безопасной его эксплуатации в условиях высокой сейсмичности, исследована и обоснована компоновка новой активной зоны и в 1998 году после физического и энергетического пусков эксплуатация была возобновлена.

ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РЕАКТОРА ВВР-К

Тепловая мощность, МВт	6
Топливо	UAl₄
Загрузка ²³⁵ U, кг	4.46
Обогащение топлива по ²³⁵ U, %	
Высота активной зоны, мм	600
Диаметр экспериментального канала, мм	68
Плотность потока тепловых нейтронов	
в экспериментальном канале, н/(см ² с)	$1.4 \cdot 10^{14}$



Продолжительность непрерывной работы реактора ограничена начальным запасом реактивности и составляет 10 суток.

3.2. Экспериментальное оборудование

На реакторе имеется оборудование для исследований и ресурсных испытаний ТВС термоэмиссионных реакторов-преобразователей космических ЯЭУ. Газовакуумные системы обеспечивают вакуумирование полостей объектов испытаний и поддержание в них вакуума на уровне $10^{-7}...10^{-8}$ мм ртутного столба, а также заполнение их инертными газами и анализ газовой среды, в том числе газа, выделяющегося из объекта испытаний. Электротехнические системы обеспечивают возможность подачи в объект испытаний напряжения постоянного или переменного тока и автоматического поддержания необходимого температурного режима. Для неразрушающего контроля состояния объекта испытаний и развития в нем тех или иных дефектов от реакторного облучения используется установка нейтронной радиографии, смонтированная на горизонтальном канале реактора. С помощью установки объект испытаний просвечивается коллимированным пучком тепловых нейтронов и регистрируется его изображение на рентгеновской пленке. Максимальная плотность потока тепловых нейтронов в зоне контроля составляет 10^8 см⁻²с⁻¹. Коллимация пучка равна 0,003. В качестве детектора используется экран-преобразователь из фольг диспрозия, индия или гадолиния. Максимальный размер площади просвечивания за одну экспозицию равен 200×200 мм².





На реакторе также имеются критическая сборка, технологическая цепочка "горячих камер", установки для внутриреакторных испытаний конструкционных материалов на длительную прочность и ползучесть, установки для внутриреакторной диагностики ядерно-возбуждаемой плазмы и исследований лазеров с ядерной накачкой и другое оборудование.

3.3. Основные научно-исследовательские программы, выполненные на комплексе реактора ВВР-К

1971...1988 годы. Проведены испытания на живучесть ТВС термоэмиссионных реакторов-преобразователей. При ресурсном испытании в течение 3000 часов получена удельная электрическая мощность ~7 Вт/см². Выполнены послепусковые исследования состояния ТВС.

1971...1998 годы. Проведены исследования по обоснованию возможности создания лазерной системы с мощностью излучения 10...100 кВт на базе термоэмиссионного реактора-преобразователя и встроенных в него лазеров с несамостоятельным разрядом в поле реакторного излучения.

4. ВОЗМОЖНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАБОТ

4.1. Динамические испытания высокотемпературного топлива в реакторе ИГР

В реакторе ИГР могут быть проведены все виды исследований, перечисленных в разделе 3.4, в том числе кратковременные циклические испытания твэлов, единичных ТВС и модулей реакторов перспективных типов ЯРД схемы "А" в пусковых, переходных и аварийных режимах при удельном энерговыделении в топливе до 30 кВт/см³ и нагреве водорода до 3200 К. В ходе испытаний могут быть получены данные для обоснования безопасной эксплуатации реакторов ЯРД: о пределах работоспособности топлива, нерасчетных режимах, термических ударах, нарушении условий течения теплоносителя и охлаждения топлива, перегреве топлива до температуры плавления и другие.

ИСПЫТАНИЯ ТВС ЯРД В РЕАКТОРЕ ИГР



В частности, в 1993 году ГосНИИ НПО "Луч" и ИАЭ НЯЦ РК были рассмотрены предложения фирмы Aerojet, США, об аттестационных циклических испытаниях ТВС реактора ЯРД. Объект испытаний – тепловыделяющая сборка со стержневыми твэлами, конструкция и технология изготовления которой должны были быть усовершенствованы на основании экспериментальной информации, полученной при проведении работ по программе разработки ЯРД в 1970...1989 годах. Была показана возможность проведения испытаний при следующих параметрах: тепловая мощность ТВС 5,6 МВт; удельное энерговыделение в топливе 25...30 кВт/см³; температура водорода на выходе ТВС 3100 К; длительность номинального режима испытаний 5 с; количество циклов испытаний 10.

4.2. Ресурсные испытания твэлов и ТВС в реакторе ИВГ.1М

В 1993 году ГосНИИ НПО "Луч", НИКИЭТ и ИАЭ НЯЦ РК по заказу фирмы Rocketdyne Division Rockwell International Corporation, США, была рассмотрена концепция испытаний одиночного твэла реактора ЯРД NERVA в исследовательском реакторе ИВГ.1М при следующих параметрах: рабочее тело - газообразный водород; давление на выходе из твэла 5 МПа; температура водорода на входе и выходе твэла соответственно 300 и 2550 К; темп нагрева 28 К/с; тепловая мощность твэла 0,75 МВт; число циклов испытаний на полной мощности 10; суммарное время испытаний на полной мощности 4,5 час. В результате была показана возможность испытаний твэла реактора NERVA при заданных параметрах, предложена конструктивная схема экспериментального устройства.

Основной проблемой при проведении этих или каких-либо других испытаний в реакторе ИВГ.1М с использованием проточного газообразного теплоносителя является обеспечение экологической безопасности. Один из возможных путей решения этой проблемы – создание системы закрытого выброса. ВО ВНИПИЭТ, НИКИЭТ, ГосНИИ НПО "Луч" и ИАЭ НЯЦ РК были выполнены проработки различных вариантов схем такой системы.

Имеется принципиальная возможность проведения длительных ресурсных испытаний твэлов, ТВС и модулей активной зоны ЯРД при температуре водорода до 3100...3200 К и удельном энерговыделении в топливе 20...30 кВт/см³ в реакторе ИВГ.1М. Для этого, помимо создания системы закрытого выброса, необходимо увеличение мощности охлаждаемой водой активной зоны реактора до 150...200 МВт. Разработаны проект водоохлаждаемого технологического канала реактора ИВГ.1М повышенной мощности, технические предложения по модернизации систем водяного охлаждения реактора.

ВОЗМОЖНЫЕ ПАРАМЕТРЫ ИСПЫТАН	Реактор ИГР	Реактор ИВГ.1М (1 этап)	Реактор ИВГ.1М (2 этап)		
Удельное энерговыделение в топливе, кЕ	3035	1015	3035		
Температура водорода, К		30003200	30003200	30003200	
Продолжительность одного испытания, се	57	10002000	10002000		
Количество испытаний в год	100	10	10		
	Не требуется				
РЕАКТОРНЫХ	Создание системы Создание системы до				
КОМПЛЕКСОВ	В Изготовление ТВС повышенной мощности для комплектации Реконструкция системы водяного охлаждения реактора				

4.3. Исследование проблем создания реактора ЯРД схемы "В"

В 1993 году НПО "Энергомаш" с участием ГНЦ РФ ФЭИ и ИАЭ НЯЦ РК разработано предложение о проведении основополагающего реакторного эксперимента по проблеме высокотемпературного газофазного ядерного реактора ЯРД схемы "В". Эксперимент предполагалось провести в специально разработанной ампуле, устанавливаемой в петлевой канал реактора ИГР. В качестве подаваемого в рабочую камеру ампулы ядерного топлива на первом этапе исследований должна быть использована паста на основе уранового порошка и Na-К эвтектики с необходимой текучестью при нормальной температуре, на втором этапе U-Mn эвтектика с температурой плавления ~990 К. Основные параметры эксперимента: плотность нейтронного потока 1015 тн/см2с; температура делящейся плазмы 8000 К; давление в рабочей камере 20 МПа; расход урана 200 г/с;

мощность твэла 1 МВт; продолжительность стационарного режима испытаний 3 с. Охлаждение пористых стенок рабочей камеры обеспечивается вдувом газообразного водорода с расходом 0,7 кг/с. Подготовка эксперимента находится в высокой степени готовности.



4.4. Исследование проблем создания перспективных космических ЯЭУ с циркулирующим газовым ядерным топливом

В 1993 году РНЦ "Курчатовский институт", НИИТП им. М.В. Келдыша и ИАЭ НЯЦ РК была разработана принципиальная программа экспериментальных исследований процессов в тепловыделяющем канале с газовым ядерным топливом на реакторе ИВГ.1М.

Предполагалось создать тепловыделяющий канал с контуром подачи рабочего тела и провес-

ти его испытания. Основные параметры эксперимента: рабочее тело (топливо) - UF6; расход рабочего тела 0,01 кг/с; температура рабочего тела в ТВК до 900 К; давление рабочего тела в ТВК 0,3 МПа; мощность тепловыделения в ТВК 0,3 кВт; продолжительность номинального режима работы 40 с.

4.5. Прочие работы

Выше перечислены возможные направления работ по космической ядерной энергетике с использованием экспериментальной базы НЯЦ РК, проведение которых предполагалось, но по тем или иным причинам, в основном, экономическим, они не получили дальнейшего развития. Возможно также проведение других исследований, в том числе:

- длительные испытания топлива космических ЯЭУ в модернизированном реакторе РА;
- исследования выхода из топлива и распространения в газовых контурах продуктов деления;
- исследования эффективности теневой радиационной защиты космических ядерных установок;
- испытания термоэмиссионных ТВС в реакторе ВВР-К;
- исследование взаимодействия конструкционных материалов с водородом в условиях реакторного облучения.

5. ПРОБЛЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ВОДОРОДОМ

ИАЭ НЯЦ РК проводился анализ проблемы обеспечения испытаний водородом.

В таблице приведены возможные поставщики и технические характеристики водорода (данные 1993 года).

Поставщик	Расстояние, км	Давле- ние, МПа	О ₂ , % об	N ₂ , % об	Точка росы, °С	Пары масла, мг/л
ПО УМЗ, г. Усть-Каменогорск	350	15	<10 ⁻³	-	-60	10 ⁻⁵
ТЭЛЗ, г. Томск	1200	15	5×10 ⁻⁴	-	-60	-
УНИЦ "Водород" г. Заречный Свердловской обл.	1800	15	<10 ⁻³	-	-70	-
НИИХИММАШ г. Сергиев Посад Московской обл.	3500	32 жидкий	10 ⁻⁷ 10 ⁻⁷	10 ⁻² 10 ⁻⁵	-50 -	-
Требуемые параметры		32	10 ⁻⁵	10 ⁻³	-76	2×10 ⁻⁴

По результатам проведенного анализа необходимо отметить следующее:

 для обеспечения испытаний в реакторе ИГР требуются относительно небольшие количества газообразного водорода, поэтому приемлема поставка водорода в транспортных баллонных рампах при давлении 15 МПа. На комплексе ИГР должна производиться очистка водорода до заданных параметров (для чего необходимо создание специальной системы очистки) и закачка в стендовые емкости с помощью компрессора.

 для обеспечения испытаний в реакторе ИВГ1.М необходима организация поставки на комплекс "Байкал-1" жидкого водорода в транспортных автомобильных емкостях.

6. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

До настоящего времени технические возможности экспериментальной базы Казахстана для испытаний элементов космических ядерных реакторов, в основном, сохранены. Следует подчеркнуть уникальность существующей экспериментальной базы для испытаний элементов реакторов ЯРД схемы "А" и энергоустановок на их основе.

Сохранены и ежегодно пополняются кадры специалистов (в основном, в возрасте от 30 до 50 лет), обеспечивающих эксплуатацию реакторных комплексов и проведение научных исследований.

Возобновление испытательных работ на комплексах "Байкал-1" и ИГР возможно при минимальных временных, финансовых и материальных затратах по сравнению с организацией аналогичных испытаний на других исследовательских реакторах.

 $\sim 6.0 \cdot \overline{10^{19}}$

 $\sim 6.0.10^{19}$

 $\sim 2.5 \cdot 10^{19}$

~2.0.1019

 $\sim 1.5 \cdot 10^{19}$

 $\sim 5.5 \cdot 10^{19}$

УДК 621.039.526: 621.039.54

МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ СОСТОЯНИЯ ДЕТАЛЕЙ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА РА

Дерявко И.И., Жданов В.С., Зверев В.В., Зеленский Д.И., Иванов В.Я., Истомин Ю.Л., Стороженко А.Н., Яковлев В.В.

Институт атомной энергии

Проведено материаловедческое исследование состояния основных деталей активной зоны ампульного реактора РА после ~4700-часовой наработки на номинальном (~300 кВт) уровне мощности. Установлена относительно невысокая степень деградации исходного состояния графитовых, бериллиевых, гидридных и стальных деталей активной зоны, что доказывает возможность дальнейшей длительной эксплуатации этих деталей в реакторе.

Введение

№

п/п

1

2

4

5

6

7

8

9

10

В 1996–97 годах в ИАЭ была проведена всесторонняя проверка технического состояния низкопоточного (~1.5·10¹² тепл. нейтр./(см²·с)) ампульного исследовательского реактора РА, эксплуатировавшегося с 1987 года по 1997 год на номинальной (~300 кВт) мощности в течение ~4700 часов. В рамках этой проверки было выполнено материаловедческое исследование состояния основных деталей активной зоны, изготовленных из графита, бериллия, гидрида циркония и стали. В табл. 1 представлена номенклатура выбранных для исследования деталей с указанием режимов их эксплуатации в реакторе.

(интенсивность потока быстрых нейтронов $\sim 4.10^{12}$ см $^{-2}$ сс ⁻).				
Наименование детали	Температура экс- плуатации деталей Т _{обл} , К	Достигнутый флюенс быстрых нейтронов $\Phi_{\text{Б.H.}}$ см ^{-2}		
Дополнительный боковой графитовый отражатель реактора	~340	~1.5.10 ¹⁹		
Верхние торцовые графитовые отражатели ресурсных ампул	~550	~3.0.10 ¹⁹		
Графитовые теплоизоляционные обоймы ресурсных ампул	~800	~6.0.10 ¹⁹		
Боковой бериллиевый отражатель реактора	~380	~9.5·10 ¹⁹		

Таблица 1. Режимы эксплуатации деталей активной зоны реактора РА (интенсивность потока быстрых нейтронов ~4·10¹² см⁻²·с⁻¹).

Целью выполненного исследования являлось установление (по результатам анализа состояния деталей) возможности дальнейшей безопасной эксплуатации этих деталей в реакторе РА. Для этого было проведено визуальное освидетельствование доступных для осмотра деталей, измерение различных характеристик X_i у деталей или образцов материала деталей в исходном (X_i^0) и облученном (X_i^1) состояниях, определение величин и знаков изменения этих характеристик $(X_i^1 - X_i^0)/X_i^0$ и составление заключений о возможности или невозможности дальнейшей эксплуатации каждой конкретной детали.

Нижний торцовый бериллиевый отражатель реактора

Гидридный замедлитель реактора

Стальные чехлы ресурсных ампул

Стальные пружины ресурсных ампул

Стальной корпус реактора

Нижние торцовые бериллиевые отражатели ресурсных ампул

1. Состояние графитовых деталей

~370

~470

~430

~360

~420

~700

При исследовании состояния дополнительного бокового графитового (марки ЗОПГ) секционированного отражателя реактора РА был проведен визуальный осмотр поверхностей секций, а затем на образцах, вырезанных из секции отражателя и из необлученной секции, были определены известные [1, 2] показатели изменения совершенства структуры и эксплуатационных свойств графита. Изменение совершенства кристаллической структуры графитового материала под облучением оценивалось по изменению межслоевого расстояния d_c, степени графитации ф, рентгеновской плотности материала $\gamma_{\rm R}$, текстурного коэффициента К_т, критерия формы блоков мозаики К_ф, коэффициента совершенства структуры Кс, диаметра блоков мозаики L_a, высоты блоков мозаики L_c,

а также удельного электросопротивления ρ , а изменение эксплуатационных свойств графита – по изменению характеристик прочности, пластичности и жесткости материала (предел прочности при сжатии $\sigma_{c\pi}$, микротвердость HV, статический модуль упругости \mathbf{E}_{cr}), а также по изменению двух его макроструктурных характеристик: объемной плотности γ_V и общей пористости Π_{Σ} .

При осмотре поверхностей графитовых секций отражателя не было замечено каких-либо изменений состояния деталей, которые можно было бы отнести за счет влияния реакторного облучения или случайных механических нагрузок. Ни в одной из секций не обнаружено даже следов начальных разрушений, образования каверн и сколов или появления поверхностных трещин.

Результаты определения микроструктурных характеристик графита в исходном и в облученном состояниях приведены в табл. 2. Электросопротивление включено в эту таблицу по той причине, что состав графита и состояние его макроструктуры практически не изменяются под облучением, и, следовательно, изменение ρ графита связано только с изменением состояния его кристаллической структуры.

Обозначение	Значение характери	Изменение	
характеристики	и облученном	состояниях	характеристики
Х	X^0	X^1	$(X^1 - X^0) / X^0, \%$
$d_{c}, \overset{0}{A}$	3,362±0,002	3,381±0,003	$+0,5\pm0,2$
ф, отн. ед.	0,91±0,03	0,69±0,04	-24±7
$\gamma_{\rm R}$, r/cm ³	$2,262\pm0,002$	2,249±0,002	$-0,6\pm0,2$
$L_{a}, \overset{0}{A}$	1200±340	350±40	-70±12
К _с , отн. ед.	0,58±0,04	0,27±0,06	-50 ± 14
К _ф , отн. ед.	0,89±0,04	0,35±0,04	-61±6
К _т , отн. ед.	1,9±0,1	2,0±0,1	≈0
ρ⊥, мкОм∙см	1320±15	2310±23	+75±3

Таблица 2. Изменение мик	роструктурных х	арактеристик гра	фита ЗОПГ	под влиянием облу	/чения

Как видно из табл. 2, низкотемпературное облучение графита ЗОПГ до относительно невысокого флюенса нейтронов привело к заметной деградации его кристаллического строения. Изменения всех измеренных характеристик, кроме наименее чувствительной характеристики – текстурного коэффициента, согласованным образом свидетельствуют о начавшемся процессе аморфизации кристаллической структуры облучаемого графита, что выражается в росте размера элементарной ячейки вдоль оси c_0 и сокращении – вдоль оси a_0 , уменьшении размера блоков мозаики, снижении совершенства решетки и степени графитации (уменьшении упорядоченности структуры).

Другими словами, изменение состояния кристаллической структуры материала уже приобрело явные черты перехода от совершенной решетки гексагонального графита к турбостратной решетке неграфитированного углеродного материала. Интегральным количественным показателем этого изменения может служить 75-процентное увеличение электросопротивления у облученного материала.

Результаты определения макроструктурных (γ_v и Π_{Σ}) и физико-механических (\mathbf{E}_{cr} , HV и σ_{cx}) характеристик графита представлены в табл. 3. Видно, что изменения характеристик γ_v и Π_{Σ} в пределах погрешностей измерений отсутствуют. Отсутствие изменения объемной плотности обусловлено относительно низким распуханием графита $\Delta V/V$, которое составляет около 0,5%.

Таблица 3. Изменение макроструктурных и физико-механических характеристик графита 30ПГ
под влиянием облучения.

Обозначение характеристики	Значение характе и облученн	Изменение характеристики	
X	X^0	X ¹	$(X^{1}-X^{0})/X^{0}, \%$
γ _v , г/см ³	1,72±0,01	1,72±0,01	~0
$\Pi_{\Sigma}, \%$	24,0±0,5	23,5±0,5	~0
Е[⊥] ст, ГПа	3,2±0,1	5,4±0,1	+69±8
HV [⊥] , ГПа	0,15±0,01	0,24±0,02	$+60\pm24$
σ[⊥]_{сж} , МПа	37±1	68±1	$+84\pm8$

Отсутствие изменения общей пористости обусловлено тем, что основной вклад в общую пористость Π_{Σ} вносит макропористость **П**, которая практически не изменяется под облучением.

Физико-механические характеристики графита, наоборот, изменились значительным образом. Эти изменения полностью обусловлены снижением совершенства кристаллической структуры материала под облучением. Характер изменений является типичным для графита: повышение прочности, жесткости и твердости материала после облучения [1].

Повышение прочности (почти двукратное упрочнение материала) означает очевидное улучшение эксплуатационных свойств графитовых деталей отражателя. Повышение жесткости и твердости (снижение термопрочности и пластичности) не представляется опасным для деталей отражателя, т.к. последние эксплуатируются в условиях отсутствия как термических, так и механических нагрузок.

Таким образом, результаты исследования макроструктурных и физико-механических характеристик образцов графита до и после облучения в целом свидетельствуют об улучшении эксплуатационных свойств графитовых деталей дополнительного бокового отражателя реактора по сравнению с их исходным состоянием.

Исследование состояния верхних торцовых графитовых (марки ЗОПГ) отражателей ресурсных ампул заключалось в визуальном осмотре деталей и измерении прочности материала отражателей в исходном состоянии и после облучения в заполненных гелием ампулах с различной наработкой **т** в реакторе.

Осмотр шести отражателей не выявил наличие трещин, повреждений или разрушений у облученных деталей. А при механических испытаниях образцов материала отражателей обнаружено характерное для графитов радиационное упрочнение. Причем прочность графитового материала под влиянием реакторного облучения при ~550 К повысилась, как видно из табл. 4, незначительно: у отражателей из ампул №9 и №10, облученных до флюенса быстрых нейтронов порядка $3 \cdot 10^{19}$ см⁻², это упрочнение составило около 30%.

Условный номер ампулы	Длительность облучения отражателя т , ч	Флюенс быстрых нейтронов $\Phi_{\rm { { } { } { } { } { } { } { } { } { }$	Прочность материала отражателя о_{сж} , МПа
№1,, №4	0	0	37
№ 5	1340	0.9.10 ¹⁹	43
№ 6	3150	$2.1 \cdot 10^{19}$	47
№ 7	3190	$2.1 \cdot 10^{19}$	47
№ 8	3620	$2.4 \cdot 10^{19}$	46
N <u>∘</u> 9	4530	$3.1 \cdot 10^{19}$	49
№ 10	4530	$3.1 \cdot 10^{19}$	48

Таблица 4. Результаты измерений прочности материала графитовых отражателей ресурсных ампул.

Исследование состояния графитовых (марки ЗОПГ) теплоизоляционных обойм ресурсных ампул также состояло в визуальном обследовании деталей и измерении прочности графита, только вместо образцов стандартной формы в этих измерениях использовались сами обоймы, т.е. определялась прочность детали при осевом сжатии.

При обследовании графитовых обойм из ампул с большими наработками τ было зафиксировано наличие в отдельных обоймах механических повреждений типа сколов, грубых трещин и сеток мелких трещин. Обнаруженные повреждения были вызваны механическими напряжениями (натягами), возникающими в обоймах при радиационном распухании пучков твэлов, заключенных в эти обоймы.

Прочность всех облученных обойм, включая и обоймы без видимых повреждений, оказались ниже прочности обойм в исходном состоянии. В связи с этим в табл. 5 приведены средние значения прочности обойм в каждой из четырех облученных ампул. Из табл. 5 видно также, что с увеличением наработки τ (с увеличением степени распухания твэлов) повреждаемость обойм усиливается, и при τ равной 4530 часов, прочность обойм снижается в три с половиной раза.

Таблица 5. Результаты	измерений	прочности	графитовых	обойм ресурсных	ампул
	1	1	1 1	1 21	2

Условный номер ампулы	Длительность облучения обойм т , ч	Флюенс быстрых нейтронов $\Phi_{\rm F.H.},{\rm cm}^{-2}$	Среднее значение прочности обойм о сж, МПа
№1,,№4	0	0	16.3
№ 5	1340	$1.8 \cdot 10^{19}$	8.1
Nº6	3150	$2.1 \cdot 10^{19}$	5.3
Nº9	4530	$6.0 \cdot 10^{19}$	4.8
<u>№</u> 10	4530	$6.0 \cdot 10^{19}$	4.6

2. Состояние бериллиевых деталей

В связи с невозможностью извлечения из реактора РА бериллиевых отражателей (как боковых, так и нижнего торцового) исследование состояния Ве-деталей активной зоны реактора было ограничено исследованием состояния нижних торцовых Ве-отражателей ресурсных ампул. Справедливость такого ограничения основана на идентичности материала всех бериллиевых отражателей (Ве-матрица с примерно одним процентом примеси BeO) и близости условий их эксплуатации (см. табл. 1). Исследование заключалось в визуальном освидетельствовании деталей и измерении структурных и механических характеристик материала деталей.

При осмотре Ве–отражателей из ампул с различной наработкой τ не удалось обнаружить даже начальных следов повреждений, что является следствием невысоких для бериллия доз облучения и относительно невысоких механических и термических напряжений в деталях. Исходный светло-серый цвет поверхности отражателей приобрел слегка более светлый оттенок, что связано с поверхностным окислением деталей присутствующим в гелии примесным кислородом.

При измерении структурных и механических характеристик на образцах из исходных и облученных Ве–отражателей ресурсных ампул фиксировался существенный разброс результатов у каждой из исследуемых характеристик (табл. 6). Этот разброс обусловлен, в основном, влиянием особенностей металлокерамической технологии изготовления бериллиевого материала на неоднородность структурных и механических свойств такого материала.

Таблица 6. Структурные и механические характеристики материала бериллиевых отражателей ресурсных ампул РА в исходном и облученном состояниях.

Условный номер образца	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Время наработки т,ч	0	0	0	0	0	1340	3190	3620	4530
Флюенс быстрых нейтронов $\Phi_{\text{Б.H.}}$, 10^{19} см ⁻²	0	0	0	0	0	1,8	4,3	4,5	6,0
Удельное электросопротивление р, мкОм см	2,90	2,87	2,93	2,88	2,92	2,92	2,90	2,91	2,88
Параметры решетки:									
0 a ₀ , A	2,291	2,292	2,292	2,291	2,292	2,291	2,292	2,292	2,291
$\begin{array}{c} 0 \\ c_0, A \end{array}$	3,592	3,595	3,594	3,590	3,591	3,593	3,592	3,594	3,590
c_0/a_0	1,568	1,568	1,568	1,567	1,567	1,568	1,567	1,568	1,568
0 V _{su} , A ³	16,33	16,36	16,35	16,32	16,34	16,33	16,34	16,35	16,32
Плотность ү, г/см ³	1,845	1,849	1,843	1,845	1,847	1,842	1,848	1,845	1,843
Микротвердость по Виккерсу HV, ГПа	2,03	1,91	2,02	1,97	1,96	1,95	1,92	2,01	1,93
Твердость по Бринеллю НВ	140	136	138	139	137	138	142	139	140

Тем не менее на фоне этого разброса легко обнаруживается отсутствие влияния реакторного облучения, для чего достаточно сравнить средние значения каждой из характеристик у материалов в исходном состоянии со средними значениями этих характеристик у материалов, облученных в трех последних ампулах. Такое сравнение позволяет увидеть, что, например, удельное электросопротивление ρ , которое является самым чувствительным показателем нарушений кристаллической решетки материала, осталось после облучения практически неизменным. Это хорошо согласуется с литературными данными [3] по "дозовой" зависимости удельного электросопротивления бериллия.

Рентгенографическими методами было выяснено, что материал бериллиевых образцов действительно является двухфазным (Ве и ~1% (об.) BeO), а бериллиевая матрица представляется достаточно мелкозернистой (~30 мкм). Из сопоставления интенсивностей фона, а также интенсивностей и форм линий у исходных и облученных образцов не удалось обнаружить заметного влияния реакторного облучения как на структуру Вематрицы, так и на структуру ВеО-примеси. Не обнаружено и значительных изменений периодов \mathbf{a}_0 и \mathbf{c}_0 кристаллической решетки и степени ее тетрагональности $\mathbf{c}_0/\mathbf{a}_0$. Результаты вычисления объемов элементарной ячейки $\mathbf{V}_{\mathbf{s}\mathbf{y}} = \mathbf{0.866a_0}^2 \mathbf{c}_0$, как можно видеть из табл. 6, свидетельствуют об отсутствии "твердого" распухания решетки бериллия $\Delta \mathbf{V}_{\mathbf{s}\mathbf{y}}/\mathbf{V}_{\mathbf{s}\mathbf{y}}$.

Установлено также отсутствие изменений плотности материала под облучением. Этот факт указывает на отсутствие радиационного "твердого" и газового распухания бериллия, поскольку $\Delta\gamma/\gamma = -\Delta V/V$, где V – объем материала. Следует отметить, что полученный результат хорошо согласуется с данными [4] по "дозовой" зависимости распухания бериллия.

По результатам индентирования поверхности образцов алмазной пирамидкой и стальным шариком не обнаружено существенных и закономерных изменений микротвердости **HV** и твердости **HB** бериллия под облучением. Заметных отличий в ширине и форме профилей микроцарапин, оставляемых пирамидкой при склерометрических испытаниях, также не удалось зафиксировать. Полученное свидетельствовало об отсутствии радиационных изменений прочности и пластичности материала бериллиевых отражателей ресурсных ампул.

3. Состояние гидридных деталей

Секционированный замедлитель реактора из ϵ -гидрида циркония и ниобия ($Zr_{0.99}Nb_{0.01}$)H_{1.9} представляет собой пакет из 13 дисков, установленных один на один соосно. Диски имеют по 37 отверстий для установки ресурсных ампул и по 372 трехмиллиметровых отверстия для охлаждения замедлителя потоком воздуха.

Для исследования состояния гидридных деталей замедлителя необходимо было провести визуальный осмотр дисков, а также определить степень сохранения материалом замедлителя исходных ядерно-физических свойств, т.е. степень сохранения исходного состава гидрида по водороду после длительной эксплуатации в реакторе при температуре ~430 К.

Из литературы [5, 6] известно только то, что при такой температуре ε -гидрид циркония ZrH_{2-X} устойчив на воздухе (не теряет водород) достаточно длительное время. Поэтому экспериментальное подтверждение устойчивости материала замедлителя на воздухе в условиях реакторного облучения являлось основной задачей исследования состояния гидридных деталей.

Для достижения этой задачи требовалось обнаружить отсутствие (или наличие) изменений тех характеристик отражателя, которые чувствительны к изменению содержания водорода в Егидриде циркония. Снижение содержания водорода в *є*-гидриде можно обнаружить, в частности, по увеличению электросопротивления р, повышению пластичности (снижению микротвердости **HV**), увеличению периода решетки c_0 и уменьшению периода а₀, уменьшению объема элементарной ячейки V_{яч} и степени тетрагональности решетки (приближению отношения с₀/а₀ к единице), увеличению плотности материала ү и уменьшению макрообъема и линейных размеров гидридных деталей [5-7]. Более того, имеющиеся в [7] данные по изменению а₀ и с₀ при изменении содержания водорода в е-гидриде циркония позволяют даже получать оценочные значения водородного коэффициента H/(Zr, Nb) материала замедлителя до и после его эксплуатации в реакторе, т.е. получать количественную оценку потери водорода гидридом, если зависимость со/ао от **H**/(**Zr**, **Nb**) совпадает с представленной на рис. 1 зависимостью c₀/a₀ от H/Zr.

К сожалению, выполнить непосредственное определение изменений макрообъема замедлителя, а также изменений ρ , HV, a_0 , c_0 и γ материала замедлителя реактора РА не представлялось возможным, т.к. конструкция реактора не позволяла извлечь из него детали замедлителя. К тому же отсутствовали данные по аттестации параметров

замедлителя и его материала в исходном – до установки в реактор – состоянии.



Поэтому определение изменений макрообъема и линейных размеров деталей замедлителя было ограничено сравнением результатов измерений высоты $\mathbf{h}_{o6,n}$ у пакета дисков замедлителя непосредственно в реакторе и высоты $\mathbf{h}_{n/o}$ у пакета имеющихся на предприятии необлученных гидридных дисков. А определение изменений $\boldsymbol{\rho}$, HV, \mathbf{a}_0 , \mathbf{c}_0 и $\boldsymbol{\gamma}$ материала замедлителя реактора было сведено к определению изменений этих характеристик в процессе отжига модельных образцов: гидридные образцы, вырезанные из исходного диска, длительно отжигались на воздухе при температуре, соответствующей температуре эксплуатации дисков замедлителя реактора РА.

Параллельно с определением изменений характеристик X_i у отжигаемых модельных образцов проводилось также и определение этих же X_i у образцов-свидетелей, выдерживаемых на воздухе без отжига. Необходимость в образцах-свидетелях была обусловлена стремлением снизить погрешность определения изменений характеристик гидрида в условиях, когда отдельные этапы измерений разнесены друг от друга по времени на месяцы.

После выполнения четырех отжигов модельных образцов (длительности отжигов $\tau_{отж}$ составляли 200, 300, 500 и 600 часов) и проведения пяти циклов определения характеристик материала как на модельных образцах, так и на образцахсвидетелях было установлено отсутствие потери водорода отжигаемыми образцами. Действительно, из сопоставления результатов, приведенных в табл. 7 и 8, видно, что увеличение длительности отжига $\tau_{отж}$ не приводит к непрерывному увеличению γ_{Π} и ρ и уменьшению **HV** у материала модельных образцов, а обнаруженные изменения этих характеристик полностью обусловлены погрешностью их экспериментального измерения. Видно также отсутствие непрерывного уменьшения \mathbf{a}_0 и увеличения \mathbf{c}_0 с увеличением $\tau_{\text{отж}}$, а невысокий уровень зафиксированных изменений \mathbf{a}_0 и \mathbf{c}_0 непосредственно указывает на отсутствие изменений тетрагональности решетки c_0/a_0 , а следовательно, и водородного коэффициента H/(Zr, Nb) в отжигаемом гидридном материале.

Таблица 7. Результаты определения характеристик гидридного материала на модельных образцах до и после отжигов на воздухе при температуре 470 К

τ _{отж} , ч	γ _П , г/см ³	ΗV, ГПа	$a_0, \overset{0}{A}$	$c_0, \overset{0}{A}$	ρ, мкОм∙см	c_0/a_0	H/(Zr, Nb)
0	5,633	1,92	4,9523	4,4772	52,3	0,904	1,85
200	5,634	1,78	4,9527	4,4776	51,9	0,904	1,85
500	5,631	2,04	4,9534	4,4768	52,6	0,904	1,85
1000	5,632	1,93	4,9513	4,4764	52,2	0,904	1,85
1600	5,635	1,86	4,9520	4,4775	52,6	0,904	1,85

Таблица 8. Результаты определения характеристик гидридного материала на образцах-свидетелях до и после выдержки на воздухе при комнатной температуре в течение $\tau_{выд} = \tau_{oTK}$

$\tau_{\rm выд}, {\rm ч}$	γ _П , г/см ³	НV, ГПа	$a_0, \overset{0}{A}$	$c_0, \overset{0}{A}$	ρ, мкОм∙см	c_0/a_0	H/(Zr, Nb)
0	5,631	1,84	4,9529	4,4764	52,7	0,904	1,85
200	5,629	1,90	4,9533	4,4771	52,9	0,904	1,85
500	5,630	1,74	4,9521	4,4783	52,4	0,904	1,85
1000	5,631	1,97	4,9531	4,4760	52,5	0,904	1,85
1600	5,629	1,78	4,9537	4,4779	52,3	0,904	1,85

В дальнейшем перед проведением измерений **h**_{обл} и **h**_{н/о} была оценена чувствительность методики измерения высот h катетометром. Выяснилось, что если в процессе эксплуатации реактора будет иметь место такая потеря водорода материалом замедлителя, что среднемассовый состав гидрида изменится, например, от ($Zr_{0.99}$ Nb_{0.01}) H_{1,82} до (Zr_{0.99}Nb_{0.01})H_{1.80} (для справки – это соответствует уменьшению количества ядер водорода в 1 см³ с 6,64·10²² до 6,58·10²², т.е. на 0,9%), то 650-миллиметровая высота **h**обл пакета гидридных дисков станет на 0,40 мм (на 0,062%) меньше. Поэтому внутриреакторные измерения изменений высоты пакета дисков были выполнены с применением вертикального просмотрового перископа РВП-456, закрепленного на подвижной части измерительного вертикального катетометра В-630, у которого цена деления отсчетного механизма и предельная величина измеряемой высоты детали равны соответственно 0,01 мм и 630 мм.

Измерения высоты \mathbf{h}_{obn} осуществлялись без снятия биологической защиты с реактора, т.е. только в центральной ячейке его активной зоны. Одновременно с измерениями \mathbf{h}_{obn} было проведено освидетельствование состояния центральных отверстий в гидридных дисках. Замечено, что на поверхностях отверстий отдельных дисков присутствуют риски-царапины, оставленные стальным корпусом ампулы при ее загрузке в реактор (или выгрузке из реактора). На поверхностях отверстий у двух дисков были трещины, ориентированные приблизительно вертикально; трещины в этих дисках образовались, по-видимому, еще в процессе выполнения сборочных работ при монтаже замедлителя реактора РА.

В ходе внутриреакторных измерений \mathbf{h}_{obn} определялись следующие высоты пакетов дисков: суммарная высота 12 дисков $\mathbf{h}_{obn}^{\Sigma}$, суммарная высота 6 нижних дисков \mathbf{h}_{obn}^{H} и суммарная высота 6 верхних дисков \mathbf{h}_{obn}^{H} . Результаты измерений $\mathbf{h}_{obn}^{\Sigma}$, \mathbf{h}_{obn}^{H} и \mathbf{h}_{obn}^{B} (с указанием среднеквадратической погрешности измерения при 95–процентной доверительной вероятности) представлены в табл. 9. В нижней части этой таблицы для сравнения приведены результаты измерений $\mathbf{h}_{H/O}$, выполненные на пакете из 6 имеющихся на предприятии необлученных дисков.

С формальной точки зрения полученные результаты нельзя рассматривать как доказательство отсутствия потери водорода гидридным замедлителем реактора, поскольку, как уже отмечалось, отсутствуют данные по измерению высоты пакета дисков замедлителя реактора в исходном состоянии, а полученное значение **h**_{H/O} является в этом смысле лишь ориентировочной величиной. Тем не менее можно видеть, что, во-первых, средние значения толщин необлученных и облученных гидридных дисков очень близки (см. последний столбец в табл. 9), а во-вторых, высота **h**^B_{обл} у 6 верхних (более высокотемпературных) дисков замедлителя никак не меньше высоты $\mathbf{h}^{\mathbf{H}}_{obn}$ у б нижних дисков. Принимая, кроме того, во внимание тот факт, что после 1600-часового отжига гидридных образцов при 470 К не было обнаружено изменений состава гидрида по водороду, можно считать, что результаты оценки степени потери водорода замедлителем реактора посредством измерений и сопоставлений высот $\mathbf{h}_{ofn}^{\Sigma}$, \mathbf{h}_{ofn}^{B} , \mathbf{h}_{ofn}^{H} , и $\mathbf{h}_{n/o}$ в целом свидетельствуют о достаточно высокой стабильности ядерно-

физических свойств гидридного замедлителя реактора РА, т.е. об отсутствии по крайней мере значительных потерь водорода замедлителем после ~4700-часовой эксплуатации в реакторе.

Таблица 9. Результаты измерений высот пакетов гидридных дисков замедлителя реактора РА (и высоты пакета необлученных дисков)

Количество и номера	Температура	Среднее значение	Средняя толщина
дисков замедлителя	эксплуатации	высоты пакета	одного диска
в реакторе РА	дисков Т _{обл} , К	дисков h _{обл} , мм	т _{обл} , мм
12 дисков (№2,, №13)	400470	601,04±0,04	50,087±0,003
6 нижних дисков (№2,, №7)	400425	300,44±0,03	50,073±0,005
6 верхних дисков (№ 8,, №13)	430470	300,53±0,03	50,088±0,005
(6 необлученных дисков)	(290)	(300,49±0,02)	(50,082±0,003)

4. Состояние стальных деталей

При исследовании состояния стального (X16H6) реактора, корпуса стальных (10Х11Н23Т3МП) компенсационных пружин ресурсных ампул и стальных (12Х18Н10Т) чехлов этих ампул исходили из того, что условия облучения корпуса и компенсационных пружин очень близки (см. табл. 1). Поэтому степень деградации исходного состояния корпуса реактора можно было оценить по результатам исследования состояния пружин ресурсных ампул.

В связи с невысокой для стали температурой (~400 К) и дозой реакторного облучения (порядка 10¹⁹ нейтр./см²) изменения механических и структурных характеристик материала облученных пружин должны быть незначительными. Для проверки этого было проведено визуальное освидетельствование и измерение одной из механических характеристик-коэффициента жесткости детали $\mathbf{K}_{\mathbf{x}}$ – у пружин с различной наработкой $\boldsymbol{\tau}$ в реакторе. Коэффициент $\mathbf{K}_{\mathbf{x}}$ измерялся путем ступенчатого нагружения пружин сжатием и определения относительной деформации детали с помощью катетометра B-630.

При осмотре пружин было зафиксировано отсутствие повреждений и изменений цвета поверхности, а при измерении $\mathbf{K}_{\mathbf{x}}$ были получены результаты (табл. 10), которые свидетельствовали о слабом изменении механических и структурных характеристик материала облученных пружин: в пределах погрешности измерений обнаруживалась лишь слабо выраженная тенденция к незначительному увеличению $\mathbf{K}_{\mathbf{x}}$ с увеличением дозы облучения.

Условный номер ампулы	№1,№4	N₂5	№6	№ 7	Nº8	N₂9	№10
Наработка пружины т , ч	0	1340	3150	3190	3620	4530	4530
Коэффициент жесткости Кж, Н	79	80	81	78	83	80	82

Таблица 10. Результаты измерения коэффициента жесткости пружин ресурсных ампул.

Что касается стальных чехлов ресурсных ампул, то исследованию состояния этих деталей было уделено особое внимание. Это обусловлено тем, что тонкостенный (0.5 мм) чехол содержит внутри себя детали ТВС и прилегающие к ней детали (карбидные твэлы и заполнители, графитовые обоймы, бериллиевый и графитовый отражатели, графитовая прокладка). Любая деформация или повреждение чехла означает появление опасности разгерметизации ампулы или саму разгерметизацию. Такое состояние недопустимо, т.к. при эксплуатации реактора каждая ампула охлаждается снаружи потоком воздуха, выбрасываемого затем в атмосферу. Следовательно, корпус ампулы является единственным барьером на пути выхода радионуклидов в атмосферу, а самым слабым участком корпуса является чехол.

Опасность повреждения или разрушения чехла связана с усиливающимися во времени и параллельно протекающими процессами окисления наружной поверхности чехла и процессами деформации чехла вздутием (из-за радиационного распухания твэлов). В этих условиях максимальные растягивающие напряжения будут действовать в материале окисленного (потерявшего пластичность) тонкого поверхностного слоя стенки чехла, что может привести к зарождению микротрещин в этом материале. Поэтому при исследовании состояния чехлов необходимо было определить степень изменения геометрических размеров деталей, а также оценить степень окисленности наружных поверхностей деталей и степень деградации механических свойств материала чехлов.

Осмотр чехлов у ампул с различной наработкой т выявил значительное изменение цвета их поверхностей. Характер этого изменения заключался в потемнении стальных деталей под влиянием длительного взаимодействия с воздухом при ~700 К; потемнение усиливалось с увеличением длительности эксплуатации чехлов. Замечено также, что первоначально блестящая, гладкая и ровная поверхность превращается у облученных чехлов в матовую, шероховатую и неровную (слегка деформированную). При измерении геометрических размеров деталей было зафиксировано (табл. 11) увеличение внешних диаметров чехлов (остаточное вздутие чехлов), составляющее ~1% в ампулах с максимальной наработкой τ (это увеличение диаметров **ΔD/D** далее будет обозначаться как рабочая, или эксплуатационная, деформация $\varepsilon_{экспл}$), и отсутствие утонения стенки у всех чехлов. Последнее можно было объяснить утолщением поверхностного слоя материала стенки при окислении и неоднородностью пластической деформации материала этого слоя.

таолица тт. гезультаты измерении теометрических параметров стальных чехлов амп	Таблица	. Результать	і измерений	геометрических	параметров	стальных	чехлов а	ампул
--	---------	--------------	-------------	----------------	------------	----------	----------	-------

Условный номер ампулы	№1,,№4	Nº6	N₂9	№10
Реакторная наработка чехлов т, ч	0	3150	4530	4530
Внешний диаметр чехла D , мм	35.03	35.25	35.34	35.42
Рабочая деформация чехла є экспл	0	0.006	0.009	0.011
Толщина стенки чехла t, мм	0.51	0.52	0.51	0.52

Для оценки степени окисленности поверхностей чехлов были изготовлены металлографические шлифы на поперечных срезах трубчатых образцов, вырезанных из необлученных чехлов и чехлов ампул №9 и №10. После легкого химического травления шлифов, как выяснилось, только на шлифах облученных образцов выявлялся слабый цветовой контраст в виде более заметного потемнения материала по периферии образца; ширина этого кольцевого периферийного слоя потемнения составляла в среднем ~40 мкм.

Результаты этой оценки были подтверждены измерением микротвердости материала различных участков шлифов. Как видно из табл. 12, именно в 40-микрометровом внешнем периферийном слое сечения стенки облученных чехлов микротвердость плавно повышалась от ~3.5 ГПа до ~3.8 ГПа.

Условный	Реакторная	Флюенс быстрых	Микротвердость HV на различных расстояниях				
номер	наработка	нейтронов	от внешней поверхности стенки чехла, МПа				
ампулы	чехла т, ч	$\Phi_{ m {\rm Б.H.}},{ m cm}^{-2}$	~15 мкм	~30 мкм	более 40 мкм		
№1 и №2	0	0	3250	3200	3220		
№9 и №10	4530	5.5·10 ¹⁹	3770	3630	3510		

Таблица 12. Результаты измерения микротвердости материала чехлов ресурсных ампул.

Для оценки степени деградации механических свойств стальных чехлов были выполнены измерения характеристик прочности и пластичности у облученных и необлученных трубчатых образцов длиной 260 мм, вырезанных из чехлов. Характеристики прочности (предел прочности $\sigma_{pазp}$) и пластичности (предел текучести $\sigma_{0.2}$) определялись путем нагружения образцов внутренним давлением **Р** в специальном приспособлении.

Из-за особенностей конструкции и эксплуатации этого приспособления повышение давления \mathbf{P} вплоть до разрушения образца осуществлялось ступенчато, причем со сбросом давления после каждого нагружения до \mathbf{P}_i и с измерением внешнего диаметра образца \mathbf{D}_i (после разрушения образца измерялась также толщина стенки). Таким образом, в этих испытаниях после каждого нагружения до \mathbf{P}_i фиксировалась только пластическая (остаточная) составляющая деформация вздутия трубы $\varepsilon = \Delta D/D$. В качестве иллюстрации этого на рис. 2 представлены две рабочие диаграммы "нагрузка-деформация", где точками обозначены ступени подъема внутреннего давления в образцах.

Результаты обработки рабочих диаграмм всех испытанных образцов приведены в табл. 13, из которой видно, что прочность материала чехлов после 4530-часовой эксплуатации в реакторе возросла в среднем на 25%, а пластичность при этом снизилась (предел текучести увеличился примерно в 1.7 раза). Заметное увеличение $\sigma_{0.2}$ не следует рассматривать как опасное снижение пластичности, т.к. более важным показателем пластичности является максимальное удлинение образца **б** после разрушения (в нашем случае – максимальная, или предельная, деформация вздутия тру-

бы **є'**_{пред}), а этот показатель пластичности у облученных и необлученных образцов чехлов различался не очень сильно (см. рис. 2 и столбец "предельная деформация чехла **є'**_{пред}" в табл. 14).



Рис. 2. Рабочие диаграммы нагружения исходного образца чехла (а) и облученного образца чехла из ампулы №10 (б).

В этой таблице, кроме $\mathbf{\epsilon'}_{npea}$, представлены также эксплуатационные (рабочие) деформации $\sigma_{3\kappaсп.л}$ (взятые из табл. 11) и полные предельные деформации $\mathbf{\epsilon}_{npea}$ как суммы $\mathbf{\epsilon'}_{npea}$ и $\mathbf{\epsilon}_{3\kappaсп.л}$. Сопоставление полных предельных деформаций σ_{npea} у чехлов в исходном (\mathcal{E}_{nped}^{ucx}) и облученном ($\mathcal{E}_{nped}^{oбn}$) состояниях позволяет указать на очень важную эксплуатационную характеристику чехлов – запас надежности по деформации \mathbf{n}_{ϵ} . Как видно из последнего столбца табл. 14, запас надежности \mathbf{n}_{ϵ} у чехлов ресурсных ампул даже с максимальной наработкой $\mathbf{\tau}$ снизился только на ~14%.

Полученное означает, что чехлы ресурсных ампул могут еще достаточно долго эксплуатироваться в реакторе РА, оставаясь функционально работоспособными, тем более что деформация $\varepsilon_{экспл}$ у чехлов с максимальной наработкой уже достигла своего максимума, поскольку распухание стержневых карбидных твэлов в ампулах реактора РА, как установлено в ходе ресурсных испытаний карбидного топлива, уже практически достигло своего насыщения.

Таблица 13. Результаты определения механических свойств образцов стальных чехлов ресурсных ампул.

Условный номер ампулы	Nº1	№2	Nº3	№4	№9	№10
Реакторная наработка чехла т, ч	0	0	0	0	4530	4530
Предел прочности $\sigma_{\text{разр}}$, МПа	623	647	658	640	802	783
Предел текучести σ _{0.2} , МПа	248	237	229	235	396	403

Таблица 14. Результаты определения запаса надежности по деформации у стальных чехлов (максимальный флюенс быстрых нейтронов у чехлов составляет ~6·1019 см-2).

Условный номер ампулы	Длительность облучения чех- ла ампулы т, ч	Рабочая деформация чехла в_{экспл}	Предельная деформация чехла ε_{nped}	Полная предельная деформация чехла $\varepsilon_{nped} = \varepsilon_{nped} + \varepsilon_{экспл}$	Запас надежности по деформации $n_{\varepsilon} = \frac{\varepsilon_{npe\partial}^{o\delta n}}{\varepsilon_{npe\partial}^{ucx}}, \%$
№1,,№4	0	0	0.226	0.226	100
Nº6	3150	0.006	0.199	0.205	91
<u>№</u> 9	4530	0.009	0.185	0.194	86
<u>№</u> 10	4530	0.011	0.186	0.197	87

Выводы

Выполнено материаловедческое исследование состояния графитовых, стальных, бериллиевых и гидридных деталей активной зоны реактора РА после ~4700-часовой эксплуатации реакторной установки на номинальной мощности. Исследование осуществлялось путем визуального освидетельствования доступных для осмотра деталей и измерения различных физико-механических и структурных характеристик материала деталей в исходном и облученном состояниях.

Установлено, что такие основные и ответственные детали активной зоны реактора, как детали дополнительного бокового графитового отражателя, стального корпуса реактора, стальных корпусов ресурсных ампул, бокового и торцового бериллиевых отражателей и гидридного замедлителя, сохранили свои эксплуатационные характеристики в состоянии, очень близком к исходному.

Выяснено, что невысокая степень деградации исходного состояния этих деталей связана, прежде всего, с невысоким уровнем достигнутой к настоящему времени дозы реакторного облучения у графитового отражателя ($\Phi_{E.H.} \sim 1.5 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$), стального корпуса реактора ($\Phi_{E.H.} \sim 2 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$), стальных чехлов ампул ($\Phi_{E.H.} \sim 5.5 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$) и бериллиевых отражателей ($\overline{\Phi}_{E.H.} \sim 8 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$), а также с невысокой температурой и дозой облучения у гидридного замедлителя (\overline{T} ~430 К; $\Phi_{E.H.}$ ~2.5·10¹⁹ см⁻²). Кроме того, важное значение имело и то, что детали активной зоны, изготовленные из хрупких материалов, т.е. детали графитового отражателя и гидридного замедлителя, не являлись несущими элементами конструкции реактора и эксплуатировались в условиях отсутст-

вия сколько-нибудь значительных термических напряжений.

В связи с обнаруженной высокой стабильностью эксплуатационных характеристик у исследованных деталей активной зоны сделано заключение о возможности дальнейшей длительной эксплуатации этих деталей в реакторе РА.

Литература:

- 1. Свойства конструкционных материалов на основе углерода. Справочник под ред. Соседова М.С., М., Металлургия, 1975, 336 с.
- 2. Гончаров В.В., Бурдаков Н.С., Виргильев Ю.С. и др. Действие облучения на графит ядерных реакторов. М., Атомиздат, 1978, 272 с.
- 3. Серняев Г.А. Радиационное повреждение бериллия при температуре жидкого азота. ВАНТ, сер. Ядерная техника и технология, вып. 2, 1992, с. 17–32.
- 4. Серняев Г.А. Распухание и "самопроизвольное" растрескивание Ве при низкотемпературном облучении. ВАНТ, сер. Ядерная техника и технология, вып. 2, 1992, с. 35–39.
- 5. Гидриды металлов. Под ред. В. Мюллера. Пер. с англ. М., Атомиздат, 1973, 368 с.
- 6. Антонова М.М. Свойства гидридов металлов, Киев, Наукова думка, 1975, 214 с.
- 7. Х. Дж. Гольдшмидт. Сплавы внедрения, ч. II, М., Мир, 1971, 464 с.

УДК 621.039.526: 621.039.548

РЕЗУЛЬТАТЫ ИСПЫТАНИЙ МОДЕЛЬНЫХ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ТИПА БРЕСТ-300 В РЕАКТОРЕ ИГР

Вурим А.Д.¹⁾, Жданов В.С.¹⁾, Зверев В.В.¹⁾, Пивоваров О.С.¹⁾, Кулинич Ю.А.²⁾

¹⁾ Институт атомной энергии, ²⁾ Российский Федеральный ядерный центр ВНИИТФ, РФ

Проведены испытания модельных твэлов реактора на быстрых нейтронах типа БРЕСТ-300 с нитридным топливом в свинцовом теплоносителе в центральном экспериментальном канале реактора ИГР на режиме, моделирующем неконтролируемую вспышку мощности. В результате испытаний произошла разгерметизация твэлов с топливом 2% и 10% обогащения по ²³⁵U и фрагментация части топливных таблеток при взаимодействии с теплоносителем.

В процессе реакторных испытаний выполнялись измерения и регистрация параметров экспериментов: температуры топлива, оболочек и теплоносителя, давления в твэлах и в исследовательской ампуле, энерговыделения в реакторе.

Выполнены физические исследования системы "твэл–ампула–реактор", послепусковые спектрометрические и материаловедческие исследования, расчетная оценка параметров температурных полей в исследовательской ампуле. Получены расчетные и экспериментальные значения разрушающих удельных энерговыделений в топливе, проведена оценка степени и характера фрагментации топлива при взаимодействии с теплоносителем, исследовано распределение фрагментов топлива по объему экспериментальной ампулы.

1. Анализ безопасности реакторов БН

Разработка реактора с повышенной безопасностью может основываться на технологии и материалах, знаниях и опыте, накопленных по реакторам, охлаждаемым тяжелым жидким металлом, подобным свинцу. Свинец мало активируется нейтронами, что при соответствующей очистке от примесей позволяет рассчитывать на его повторное использование. Свинец способствует снижению активации и радиационного повреждения конструкций реактора. Это приводит к продлению срока службы, упрощению демонтажа и реновации реактора, снижению объемов РАО. Наконец, как и в любом быстром реакторе, здесь могут эффективно сжигаться актиноиды.

Важным достоинством реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем является его высокая устойчивость по отношению к развитию тяжелых аварий с плавлением активной зоны. Но несмотря на то, что вероятность гипотетических неконтролируемых аварийных режимов крайне мала, теоретические и экспериментальные исследования в этом направлении ведутся на протяжении ряда лет.

Важной проблемой, на решение которой разработчиками реакторов на быстрых нейтронах (БН) затрачиваются большие усилия, является исследование вероятности распространения аварийного разрушения твэлов внутри активной зоны. Основной целью исследований является изучение влияния аварийного разрушения одного твэла на соседние элементы, т.е. возможного увеличения масштабов и опасности аварии.

Возможны два варианта развития процесса разрушения твэла: либо распространение аварии приостанавливается, либо аварийное разрушение

постепенно охватывает все твэлы тепловыделяющей сборки (ТВС). Повреждения могут распространяться от одной ТВС к другим, расположенным в соседних ячейках. Если развитие процесса будет достаточно быстрым, система аварийной защиты не сможет воспрепятствовать разрушению активной зоны. Кроме того, глубокая фрагментация топливных таблеток приводит к резкому увеличению поверхности взаимодействия топлива с теплоносителем, что в свою очередь вызывает изменения процессов тепломассопереноса и расширение объемов химического взаимодействия материалов активной зоны между собой. В этой связи было уделено большое внимание исследованиям степени фрагментации материала топлива при разгерметизации оболочек твэлов, а также изучению характера распределения фрагментов в теплоносителе с целью определения длины пролета частиц мононитрида в свинце и места наибольшей концентрации фрагментов топлива после разрушения оболочек. Последнее необходимо для оценки вероятности образования вторичной критической массы при массовом разрушении твэлов.

2. Испытания модельных твэлов типа БРЕСТ-300 в ИГР

В центральном экспериментальном канале реактора ИГР выполнены испытания, моделирующие неконтролируемый рост мощности в модельных твэлах реактора типа БРЕСТ–300. Ампульные устройства для испытаний были разработаны и изготовлены в Российском федеральном ядерном центре (РФЯЦ) ВНИИТФ, испытания проводились на основании совместно разработанной программы. В процессе исследований решались задачи:

- методической отработки испытаний модельных твэлов быстрых реакторов в ИГР;
- оценки уровней разрушающих энерговыделений в топливе при импульсном набросе мощности;
- проверки надежности конструкции ампул и датчиков контроля параметров экспериментов;
- отработки методов разделки ампул и послепусковых материаловедческих исследований.

Испытания модельных твэлов реактора типа БРЕСТ-300 с топливом из мононитрида урана в

свинцовом теплоносителе проведены в трех пусках /табл.2/. Пуск 117Ф4 выполнен с целью оценки соотношения энерговыделений в реакторе и топливе модельных твэлов; в пуске 117Ф6 отрабатывалась система регистрации гамманейтронного изображения (ГНИ) для оценки расположения топлива в ампуле после разрушающего нагружения твэлов в реакторе ИГР; пуск 117Ф5 являлся основным исследовательским пуском с реализацией режима, моделирующего аварийный импульсный наброс мощности.

Таблица 2. Основные параметры пусков реактора ИГР при исследованиях поведения твэлов реактора типа БРЕСТ-300

Наименование параметра	117Ф4	117Ф5	117Ф6
Параметры работы реактора ИГР			
	регулируемый тре-	регулируемый тре-	регулируемый
Реализованный режим	угольный импульс	угольный импульс	прямоугольный
			импульс
Мощность максимальная, МВт	110	900	0,39
Интегральное энерговыделение в реакторе, МДж	88	840	1003
Характерное время длительности режима, с	t _{1/2} =0,5	t _{1/2} =0,7	t=2400
Удельные характеристики мониторов энерговыделения			
Число делений, дел./г ²³⁵ U	9,1×10 ¹³	8,8×10 ¹⁴	$1,0 \times 10^{15}$
Флюенс тепловых нейтронов ,н/см ²	6,8×10 ¹³	6,6×10 ¹⁴	7,7×10 ¹⁵
Энерговыделение, кДж/г ²³⁵ U	2,6	25,0	29,0
Параметры твэлов и теплоносителя			
Начальная температура твэлов и теплоносителя, К	673±5	823±5	~315
Температура топлива (максимальная измеренная) в твэле с			
2%-обогащением, К	~1300	~1700	~440
Температура оболочки измеренная, К			
твэла с 10%-обогащением	760	1550	~440
твэла с 2%-обогащением	710	1540	~440
Температура теплоносителя измеренная, К	750	1510	~440

Испытания носили сигнальный характер, являясь, по существу, первым экспериментом с топливом на основе мононитрида урана в свинцовом теплоносителе, выполненным на режиме, моделирующем условия реактивностной аварии типа RIA. В связи с этим, полученные экспериментальные данные являются предварительными, хотя безусловно, испытания представляют значительный интерес как с методической точки зрения, так и с позиций исследования конкретных вопросов, таких как, например, идентификация механизмов разрушения в их взаимосвязи с тепловым состоянием твэлов.

2.1. Краткое описание схемы измерения параметров эксперимента

Модельный твэл представляет собой укороченный твэл реактора типа БРЕСТ-300 с топливными втулками из мононитрида урана и состоит из следующих основных частей /Рис.1/.



1...6 - таблетки (втулки) UN;
 7 - заглушка; 8 - оболочка; 9 – штуцер
 Рис. 1. Схема модельного твэла БРЕСТ-300.

На Рис. 2 приведена принципиальная схема расположения датчиков измерения основных параметров испытаний модельных твэлов. Измерения температуры осуществлялись с помощью термоэлектрических преобразователей (ТЭП). Для измерения температуры топлива применялись ТЭП градуировки ВР5/20, изготовленные из термопарной проволоки диаметром 0,5мм. Для всех остальных измерений температуры применялись ТЭП градуировки XA, изготовленные из термопарного кабеля КТМС XA с диаметром термоэлектродов ~0,1мм.



ТП1, ТП2-температура в центре топливного сердечника;
ТП3...ТП6-температура на оболочках твэлов;
ТП7,ТП8-температура теплоносителя;
ТП9-температура наружной поверхности ампулы;
ДД1,ДД2-давление в компенсационном объеме



Давление в компенсационном объеме твэлов контролировалось с помощью потенциометрических датчиков МД-300ТС, характеризуемых постоянной времени ~8мс. Для определения момента и места разгерметизации твэлов на поверхности оболочек устанавливались тензометрические датчики, изготовленные по технологии РФЯЦ ВНИИТФ.

Регистрация сигналов термопар ТП1...ТП9, тензодатчиков ТД1...ТД4, датчиков давления ДД1, ДД2 производилась с помощью информационно-измерительной системы (ИИС) реактора ИГР, выполненной на базе нормирующих преобразователей "напряжение-ток" типа Ф8025С/15МА1, модулей САМАС и управляющей ЭВМ.

2.2. Режимы испытаний

Выбор режимов испытаний обусловлен целями, сформулированными в программе:

- получение экспериментальных данных по энерговыделению, температурам, давлениям в твэлах при импульсном разогреве топлива для уточнения расчетных моделей прогнозирования крупных аварий;
- уточнение модели плавления и разрушения оболочки твэла;
- получение и сравнение параметров, характеризующих тепловое состояние твэлов и теплоносителя при аварии, имитирующей остановку движения теплоносителя, и аварии с плавлением топлива при нормальной работе системы охлаждения реакторов;

 уточнение соотношения между энерговыделением в твэлах и энерговыделением в активной зоне ИГР.

В ходе испытаний твэлов реактора БРЕСТ-300 в реакторе ИГР реализованы регулируемые импульсы мощности, графически изображенные на Рис.3а,б.



Рис.3. Режимы работы реактора ИГР при проведении испытаний твэлов реактора БРЕСТ-300.

При проведении пусков характерные параметры режимов работы реактора ИГР были выбраны расчетным путем с учетом результатов предыдущих экспериментов с твэлами быстрых реакторов в натриевом теплоносителе. Для экспериментального уточнения соотношения мощности энерговыделения в модельных твэлах и в активной зоне реактора ИГР проведен дополнительный калибровочный пуск. Кроме того, в калибровочном пуске ставилась задача проверки работоспособности средств контроля и измерения теплофизических параметров модельных твэлов и теплоносителя.

Основной исследовательский пуск (117Ф5) был реализован в режиме "регулируемый импульс треугольной формы" с предварительным разогревом твэлов и теплоносителя до температуры 823 К встроенным электрическим нагревателем.

На Рис. 4 приведены графики изменения температуры топлива оболочки и теплоносителя в процессе выполнения основного исследовательского пуска.



Рис. 4. Изменение температуры элементов конструкции ампулы в пуске 117Ф-5.

2.3. Результаты послепусковых исследований

композицией "свинец-азот")

После испытаний и выдержки в промежуточном хранилище исследовательская ампула была извлечена из ампульного устройства, освобождена от нагревателей и ее стальной корпус разрезан вдоль оси на две половины.

Вкрапления фрагментов топливных таблеток на внешней поверхности свинцового слитка /Рис. 5/, а также точечные следы термического воздействия на внутренней поверхности корпуса ампулы указывают на то, что при разрушении топлива его фрагменты достигли поверхности ампулы. Азимутально-осевое распределение частиц топлива на поверхности свинцового слитка носит достаточно равномерный характер, за исключением донной части ампулы, где наблюдается достаточно плотное скопление фрагментов. На Рис. 6 приведена гаммаграмма центральной (вдоль оси) части свинцового слитка с модельными твэлами, полученная с применением иридиевого гамма–источника при экспозиции на рентгеновскую пленку.



Рис. 6. Гаммаграмма свинцового темплета с модельными твэлами.

На гаммаграмме отчетливо видна газовая полость (1) веретенообразной формы в пространстве между твэлами. Оболочка твэла с топливом 10%обогащения разрушена практически полностью, а оболочка твэла с топливом 2%-обогащения разгерметизирована со стороны более обогащенного твэла на уровне середины топливного сердечника по высоте (2). Кроме того, на уровне верхних заглушек твэлов можно различить топливную таблетку (3), вытесненную газовым пузырем.

В твэле с топливом 2%-го обогащения видно смещение двух верхних топливных таблеток на



Рис. 5. Внешний вид свинцового слитка с модельными твэлами.

~8 мм вверх по оболочке, а центральная таблетка с горячим спаем ТЭП практически полностью разрушена.

В импульсных трубках, соединяющих исследуемые твэлы с датчиками измерения давления в компенсационном объеме, на высоте более 120 мм выше верхней заглушки обнаружен свинец. Учитывая, что при сборке твэлов свинец заливался непосредственно в оболочки перед приваркой верхних заглушек, можно заключить, что наличие свинца в импульсных трубках указывает на возможное кипение свинца в зазоре между топливом и оболочками обоих твэлов. Следовательно, в процессе испытаний температура топлива обоих твэлов превышала 2023 К.

Для исследований фрагментации топлива были взяты два свинцовых темплета, вырезанных из слитка, сформированного в исследовательской ампуле после испытаний. Плоскости среза темплетов располагались параллельно осям модельных твэлов. Поскольку твэлы располагались в ампуле наклонно для обеспечения работы системы гамма-нейтронного изображения, одна из исследуемых плоскостей располагалась над твэлами и проходила практически через касательные к их оболочкам, а вторая располагалась под твэлами и отстояла от плоскости, проходящую через касательные к оболочкам на ~10мм. Таким образом была обеспечена возможность исследований высотного и азимутального распределения осколков топлива в ампуле. На Рис. 7 приведены фотоснимки участков поверхности темплета, прилегающей к поверхностям оболочек твэлов. Номера фотоснимков соответствуют номеру топливной таблетки, на уровне которой выполнялась фотосъемка (отсчет таблеток производился снизу вверх, средняя укороченная таблетка исключена из рассмотрения).



Рис.7. Участки поверхности темплета в околотвэльном пространстве.

Подсчитано количество топливных частиц по фотографиям участков темплета в квадратах со стороной 0,5 мм, а затем вычислено количество частиц на единицу объема теплоносителя путем интегрирования в объеме, представляющем собой куб с длиной ребра, равным 0,5 мм. При этом предполагалось, что при смещении от твэла к корпусу ампулы на 0,5 мм количество фрагментов на единицу объема теплоносителя остается неизменным. Наибольшее количество частиц самой мелкой фракции (менее 30 мкм в поперечнике) расположено в среднем сечении ампулы (от 2000 до 10000 частиц на мм³ теплоносителя), наиболее крупные фрагменты (более 100 мкм в поперечнике) располагаются в верхней и, преимущественно, в нижней части ампулы (от 10 до 80 частиц на мм³ теплоносителя), а частицы со средним размером от 50 до 100 мкм достаточно равномерно распределены в нижней половине ампулы по высоте (~350 частиц на единицу объема теплоносителя).

Если сравнить поверхность участка боковой поверхности твэла размером 1×1 мм на единицу объема теплоносителя с значением удельной поверхности фрагментов топливных таблеток, образовавшихся в результате разрушения твэла, то нетрудно подсчитать, что при глубокой фрагментации топлива поверхность взаимодействия "топливо теплоноситель" возрастает в 25÷30 раз по сравнению с исходным состоянием тепловыделяющей сборки. При этом следует иметь в виду, что при расчете площади поверхности частиц, последние аппроксимировались как сферические. В реальной ситуации фрагменты имеют геометрически неправильную форму с поверхностными порами и трещинами. Следовательно реальная суммарная площадь поверхности взаимодействия "топливо-теплоноситель" может быть еще выше.

Тот факт, что частица топлива не оседают на дно ампулы а находятся во взвешенном состоянии, позволяет сделать вывод о том, что при остановке циркуляции теплоносителя разрушенное топливо будет продолжать оставаться в зоне действия стержней регулирования, т.е не будут образовывать неконтролируемой критической массы.

Оплавленные кромки частиц, а также характерная микроструктура мононитрида урана вблизи поверхности фрагментов подтверждает версию о том, что температура топлива в процессе испытаний составляла ~3100 К. Следовательно, имело место кипение локальное свинца на поверхности топливных фрагментов.

Для измерения удельного энерговыделения в мононитриде урана после испытаний в реакторе ИГР в пусках 117Ф4,5,6 была использована топливная втулка № 2 из твэла с топливом 2%-го обогащения по ²³⁵U.

В таблице 3 приведены данные измерения абсолютного энерговыделения в модельных твэлах и соотношение между энерговыделением в модельных твэлах и кладке реактора ИГР, полученные в процессе физических исследований системы "твэл–ампула–реактор" и уточненные по результатам послепусковых спектрометрических исследований топлива.

Таблица 3. Значения абсолютного энерговыделения в модельных твэлах.

Номер пуска	11	7Ф4	117	Φ5	11	7Ф6
Энерговыделение в реакторе Q _p , МДж	5	88	84	0	1	000
Номер твэла	1	2	1	2	1	2
Обогащение топлива, %	2	10	2	10	2	10
Масса ²³⁵ U в твэле, г	0,242	1,177	0,242	1,177	0,242	1,177
Энерговыделение в твэле Q _т , кДж	0,54	2,98	5,02	28,42	5,85	33,02
$Q_{p}/Q_{T} \cdot 10^{-4}$	16	2,9	17	2,9	17	3,0

Заключение

Комплекс проведенных исследований позволил получить значения разрушающего энерговыделения в уран-нитридной топливной композиции при моделировании аварийной ситуации в активной зоне быстрого реактора типа БРЕСТ-300 со свинцовым теплоносителем.

В результате взаимодействия топлива с 10%ным обогащением по ²³⁵U с теплоносителем произошла глубокая фрагментация двух топливных втулок с образованием частиц от 10 до 120 мкм в поперечнике. В связи с тем, что температура мононитрида урана в процессе испытаний в пуске 117Ф5 была близка к температуре плавления (~3100 K), происходило локальное кипение свинца вблизи топливных фрагментов и на поверхности неразрушенных топливных втулок. Как показывают оценки, удельная поверхность взаимодействия "топливо-теплоноситель" увеличивается в среднем в 25÷30 раз по сравнению с исходным состоянием твэлов. В связи с этим становится объяснимым происхождение обширных газовых полостей в свинцовом слитке, т.к. разгерметизация твэлов и разрушение топливных таблеток с 10% обогащением произошли вблизи максимума мощности и энерговыделение в топливе продолжалось еще в течение ~0,5 с.

Фрагменты топливных таблеток не обладают достаточной энергией для того, чтобы разрушить оболочки соседних твэлов в тепловыделяющей сборке.

Анализируя полученные результаты можно сделать вывод о том, что накопленный в описываемом эксперименте опыт позволит более тщательно подготовить и спланировать последующие эксперименты с модельными твэлами типа БРЕСТ-300. УДК 621.039.526: 621.039.54

ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ ВОДОРОДА И ЕГО ИЗОТОПОВ С ОБЛУЧЕННЫМ БЕРИЛЛИЕМ

Тажибаева И.Л.¹⁾, Шестаков В.П.¹⁾, Клепиков А.Х.¹⁾, Романенко О.Г.¹⁾, Чихрай Е.В.¹⁾, Кенжин Е.А.²⁾, Зверев В.В.²⁾, Колбаенков А.Н.²⁾

¹⁾ НИИЭТФ КазГУ, Алматы ²⁾ Институт атомной энергии

В работе представлены результаты экспериментов по определению параметров накопления и газовыделения водорода и его изотопов из облученного бериллия. Облучение проводили в различных средах и температурах на реакторах РА и ИВГ.1М. Измерения проводили методом термодесорбционной спектроскопии. Рассчитано газовыделение водорода из образцов бериллия, насыщенных в различных условиях. Обнаружена зависимость характера удержания водорода в бериллии от ориентации зерен в образце, температуры и интенсивности облучения.

Введение

Бериллий является одним из перспективных материалов, контактирующих с плазмой, для облицовки первой стенки и дивертора ITER. Проблема взаимодействия бериллия с тритием, содержащимся в плазме, представляет особый интерес с точки зрения вопросов безопасности и является предметом тщательного изучения.

Одним из условий, характерных для работы реактора синтеза, является наличие нейтронного и γ -потока, а взаимодействие бериллия с изотопами водорода в поле такого излучения представляет научный и практический интерес. Обычной методикой является проведение экспериментов на образцах бериллия, предварительно облученных до различных флюенсов. Нами уже были произведены эксперименты, показавшие, что результаты, полученные для одного сорта бериллия, насыщенные в атмосфере изотопов водорода в процессе облучения, сильно отличаются от результатов, полученных для образцов бериллия, насыщавшихся без облучения и после облучения до того же самого флюенса.

В данной работе приведены результаты экспериментов, показавшие, что на процесс взаимодействия изотопов водорода с бериллием оказывает значительное влияние спектр и интенсивность излучения реактора.

Объект исследования – бериллий ТВ-56, производства Ульбинского металлургического завода (Казахстан). Образцы имеют вид цилиндров диаметром 3 мм и длиной 55 мм. Состав образца по данным завода-изготовителя приведен в таблице 1.

Цель исследования состояла в получении экспериментальных данных по параметрам удержания и накопления водорода в бериллии в среде изотопов водорода в процессе облучения материала на реакторах ИВГ-1М и РА.

Условия облучения образцов представлены в таблице 2.

Таблица 1. Химический состав технических сортов бериллия ГХК "Ульба", в весовых % по данным завода-изготовителя

Бериллий	98.5 98.7
Кислород (оксид бериллия)	0.8 1.0 (1.28 1.6)
Алюминий	0.025 0.03
Углерод	0.075 0.083
Хром	0.045 0.07
Медь	0.004 0.006
Железо	0.015 0.18
Магний	0.005 0.007
Марганец	0.025 0.03
Никель	0.025 0.03
Кремний	0.015 0.029

Таблица 2. Условия облучения образцов бериллия.

Тип реактора	Время облучения	Среда облучения	Флюенс по быст- рым нейтронам, н/см ²	Флюенс по тепловым нейтронам, н/см ²	Общий флюенс, н/см ²
ИВГ.1М	6 часов	водород	$0,55 \times 10^{18}$	3,1×10 ¹⁸	3,75×10 ¹⁸
PA	50 часов	дейтерий	5×10 ¹⁸	1,5×10 ¹⁷	5,15×10 ¹⁸

<u>Методика проведения эксперимента</u> <u>и обработки данных</u>

Методика термодесорбционного эксперимента

После размещения в камере экспериментальной установки образца бериллия с прикрепленной к нему хромель-алюмелевой термопарой, установка откачивалась механическим насосом с азотной ловушкой в течение 1,5 часов до давления остаточных газов 1×10⁻¹ Па при одновременном нагреве рабочей камеры наружным нагревателем до температуры 150°C, а исследуемого образца - до 100°C. После этого откачка осуществлялась "черновым" магниторазрядным насосом НМД-0,25 и дополнительно производился отжиг омегатронного датчика РМО-13 при T=250°C при давлении остаточных газов 5×10⁻⁴ Па в течение 1 часа. Затем производили переключение откачки на "чистовой" насос НМД-0,4 с одновременным отключением нагрева камеры. Через 0,5 часа отключался нагрев омегатрона и после охлаждения его и рабочей камеры до комнатной температуры остаточное давление в рабочей камере составляло 5×10⁻⁷ Па. В рабочую камеру и на токовводы подавалась охлаждающая вода с температурой 12-

14⁰С. Для изучения газовыделения исследуемых образцов использовался метод термодесорбционной спектроскопии в режиме линейного нагрева. Измерение газовыделения из образцов бериллия производилось с использованием специально разработанного программно-управляемого генератора частоты (ПУГ-1) по трем основным газам (H₂, D₂, DH). После установления рабочего вакуума (P=10⁻⁷ Па), проводилась настройка омегатронного масс-спектрометра на необходимые массовые пики и запуск управляющей программы "NGR" по измерению газовыделения, работающей с измерительно-вычислительным комплексом "MERA-660-CAMAC".

Методика обработки данных

Одним из основных параметров, характеризующих газовыделение, является энергия активации процесса. Обычно энергию активации вычисляют по положению характерных точек на кривой газовыделения, например, по T_m , при которой достигается максимум потока газа из образца. Для случая линейного увеличения температуры нагрева образца получены формулы, связывающие энергию активации газовыделения E_T , эВ, и характеристическую температуру T_* , К, в пределах пика газовыделения. Показано, все формулы можно записать в виде универсального соотношения:

 $A_*E_T \beta T_*^{-2} = \exp(-E_T / kT),$ где β - скорость нагрева, К/с; $k = 8,62 \ 10^{-5}$ эВ/К. Параметр A_* зависит от предполагаемого механизма газовыделения и выбора характеристической температуры T_* .

Если брать $T_* = T_m$ и $A_* = A_m$, то для десорбционного процесса первого порядка $A_m = 1/(v_l k)$, для десорбционного процесса второго порядка $A_m = 1/(v_2 k N_0)$, для газовыделения, лимитируемого диффузией водорода $A_m = R_p^{-2}/(2D_0F_m k)$, где v_1 , с⁻¹ и v_2 , см²с⁻¹ – предэкспоненциальные множители в коэффициентах десорбции, N_0 , см⁻² – начальная поверхностная концентрация атомов водорода; Rp^2 , см – радиус цилиндрического образца; D_0 , см²с⁻¹ – предэкспоненциальный множитель коэффициента диффузии; F_m – безразмерный параметр, зависящий от распределения водорода по объему образца.

Для вычисления параметра A используют значения для $v_1 \sim 10^{13} \cdot 10^{15} c^{-1}$, а для v_2 , и $D_0 \sim 10^{-2} ... 10^0$, см² c⁻¹. Для устранения неопределенностей, связанных с вычислением параметра A, нужно проводить термодесорбционные эксперименты при различных скоростях нагрева и воспользоваться тем, что зависимость функции $L_*=ln(aT_*)$ от T⁻¹ является линейной. Тогда, построив график такой зависимости, можно по наклону ее вычислить E_T , не вводя никаких предположений о механизме газовыделения. Совпадение значений энергий активации, полученных для различных участков термодесорбционной кривой, будет свидетельствовать о том, что газовыделение осуществляется действительно посредством одного процесса.

Результаты экспериментов

Зависимость удержания водорода от ориентации зерен

Исследования, проведенные на исходных образцах бериллия без какой либо предварительной обработки, показали, что газовыделение водорода из образцов, вырезанных вдоль оси выдавливания, больше, чем для образцов, вырезанных поперек (рис.1). Эта разница особенно заметна для низкотемпературного интервала (T<1000K) и выражается в большем газовыделении для образцов, вырезанных вдоль, по сравнению с образцами, вырезанными в другом направлении.

Ту же картину можно наблюдать и для образцов, облученных на реакторе "РА", рис. 3-6. Следует принимать во внимание, что насыщение образцов в этом случае производилось в среде дейтерия – изотопа водорода, который в природе встречается по отношению к водороду приблизительно как 1:100, поэтому он практически не присутствует на спектрах образцов облученных на реакторе ИВГ.1М. Поэтому газовыделение из данных образцов соответствует количеству дейтерия, попавшему в образец именно во время насыщения, без фонового вклада водорода, содержащегося в образцах изначально. Спектры показывают, что газовыделение из образцов этой серии также больше у образцов, вырезанных вдоль оси выдавливания (рис. 3 и 5).



Рис. 1. Типичные спектры газовыделения водорода из образцов бериллия ТВ-56, вырезанных вдоль и поперек оси прессования и травленого до диаметра 2.6 мм.



Рис. 2. Типичные спектры газовыделения водорода из образцов бериллия марки ТВ-56, подвергнутых различной обработке при T=1150 К (на реакторе ИВГ.1М и контрольные).



Рис.3. Типичные спектры газовыделения водорода из "продольных" контрольных образцов бериллия ТВ-56.



Рис.4. Типичные спектры газовыделения водорода из "продольных" образцов бериллия ТВ-56, облученных в реакторе РА.



Рис.5. Типичные спектры газовыделения водорода из контрольных "поперечных" образцов бериллия ТВ-56.



Рис.6. Типичные спектры газовыделения водорода из "поперечных" образцов бериллия ТВ-56, облученных в реакторе РА.

Для того, чтобы проверить влияние поверхностного слоя на процесс удержания водорода, были проведены эксперименты с исходными контрольными образцами бериллия, протравленными в 20% серной кислоте (диаметр уменьшался до 2,6 мм). Спектры на рис. 1 показывают, что газовыделение водорода из протравленных образцов меньше, чем для исходных. Разница в газовыделении присутствует для низкотемпературной области термодесорбционного спектра, (T < 1000K), ясно показывая влияние приповерхностного слоя. Можно сделать вывод, что значительное количество водорода удерживается в приповерхностной области образца. Следует отметить, что, согласно большинству литературных данных, растворимость водорода в бериллии и его оксиде очень низка, поэтому большие концентрации водорода в исходных образцах бериллия, видимо, следует приписывать водороду, попавшему в образец в результате процесса изготовления, т.е. компактирования из порошка. Это хорошо заметно на образцах, насыщавшихся в дейтерии, газовыделение из них значительно ниже по дейтерию и DH, хотя газовыделение по водороду того же порядка, что и из образцов, насыщавшихся в водороде.

Зависимость удержания водорода от параметров облучения

Проведенные эксперименты не показали значительной разницы в газовыделении образцов, насыщенных водородом в процессе реакторного облучения при 920К по сравнению с контрольными. Термодесорбционные спектры для них не приведены в данной работе.

Заметная разница в газовыделении водорода видна только для образцов, насыщенных водородом в процессе облучения при T=1150K (рис.2).

Исследование взаимодействия водорода с бериллием под воздействием облучения проводится на реакторах деления, спектр излучения которых сильно отличается от расчетного спектра реактора синтеза ITER. В связи с этим было желательно проведение экспериментов, позволяющих найти корреляции между параметрами облучения, такими как спектр излучения и его интенсивность. Такой сравнительный эксперимент был проведен на реакторе РА.

Результаты экспериментов, приведенные на рис. 1-6 и табл. 3 и 4, показывают сильное отличие в результатах экспериментов для образцов, облученных в разных реакторах. Накопление дейтерия в образцах из реактора РА приблизительно в 10 раз меньше для образцов, вырезанных поперек, чем для подобных же образцов из реактора ИВГ.1М.

Подобное отличие в газовыделении, особенно с учетом значительно большего времени насыщения при той же температуре, говорит о зависимости удержания изотопов водорода от параметров облучения.

Вероятным механизмом роста окисной пленки может являться протекание химических реакции образования BeO, Be(H) и Be(OH) под воздействием облучения в среде водорода в несколько стадий: распад оксида бериллия под воздействием облучения – соединение кислорода с бериллием из объема металла – взаимодействие бериллия с кислородом и водородом из молекулярной фазы над поверхностью образца. Этот процесс может привести к росту оксидной пленки, обогащенной гидроксидом и гидридом бериллия.

Рост слоя окиси бериллия (BeO) на облученных образцах подтверждается данными электронно-микроскопических исследований

Количество выделившегося водорода из образцов бериллия, рассчитанное по спектрам газовыделения в интервале температур 300...1200К, представлено в таблицах 3, 4 и на рис. 1-6.

Таблица 3. Количество выде:	лившегося водорода,	, рассчитанное п	ю спектрам газо	выделения	в интервале
3001200 K (c	бразцы, облучавшие	ся на реакторе I	ИВГ.1М и контр	ольные).	

Тип обработки образца бериллия	Выделившееся количество водорода, молекул/см ²
Исходный образец, вырезанный вдоль оси выдавливания	1.58×10^{17}
Исходный образец, вырезанный поперек оси выдавливания	1.20×10^{17}
Протравленный образец, конечный диаметр 2,6 мм	1.04×10^{17}
Образец, облученный в азоте, Т=920К	1.05×10^{17}
Образец, облученный в водороде, Т=920К	1.14×10^{17}
Образец, облученный в водороде, Т=1150 К	2.49×10 ¹⁷
Образец, насыщенный в водороде, Т=1150 К, после облучения в азоте	1.12×10^{17}

Таблица 4. Количество выделившегося дейтерия, рассчитанное по спектрам газовыделения в интервале 300...1200 К (образцы, облучавшиеся на реакторе РА и контрольные).

Тип обработки образца бериллия		Выделившееся количество дейтерия, молекул/см ²	
	Образцы, выре	занные поперек	
облученные	D_2	0.14×10^{17}	
	DH	0.13×10^{17}	
необлученные	D ₂	0.12×10^{17}	
	DH	0.13×10^{17}	
Образцы, вырезанные вдоль			
облученные	D_2	0.22×10^{17}	
	DH	0.19×10^{17}	
необлученные	D ₂	0.23×10 ¹⁷	
	DH	0.16×10 ¹⁷	
Обсуждение результатов

В соответствии с литературными данными по взаимодействию водорода с бериллием, растворимость водорода в бериллии чрезвычайно низкая. Удержание водорода происходит, главным образом, благодаря захвату в пустоты, дефекты решетки и в химические ловушки. Обработка полученных данных для низкотемпературного раздвоенного пика (460К и 540К) для облученного в водороде образца, по методике, описанной в работе [1], дает значения энергий активации десорбции второго порядка 0,71 эВ/атом и 0,84 эВ/атом, соответственно. Более того, поскольку термодесорбционный пик в области 500К вызван, очевидно, процессами десорбции с поверхности, то резкое возрастание интенсивности термодесорбционных пиков для образца, насыщенного водородом при 1150К в процессе реакторного облучения является следствием увеличения количества адсорбционных центров.

Можно предположить, что при одновременном воздействии водорода и реакторного облучения при данной температуре, образуется сетка микротрещин, расположенная преимущественно по границам зерен в направлении от поверхности в объем. Это приводит к росту эффективной поверхности бериллия. Необходимо отметить, что это предположение, появившееся из анализа данных термодесорбшионного эксперимента, затем получило подтверждение после проведения исследования поверхности образцов с использованием электронной микроскопии. Получено, что для образцов, подвергнутых экспозиции в водороде при воздействии реакторного облучения, данные электронной микроскопии показывают растрескивание поверхности, чего не наблюдается ни для каких других образцов бериллия.

Анализ литературных данных показывает, что возникновение этих пиков можно приписать возникновению и последующему распаду химических соединений, таких как аморфный оксид бериллия [2] из-за близости температуры его распада (400К) и температуры максимума первого пика на термодесорбционных кривых (440К), а также гидроксида бериллия, по данным работы [3], из-за подобия его энергии активации - 0.8 эВ - энергии активации, рассчитанной в нашем эксперименте.

В экспериментах с протравленными образцами пик при 1100К практически отсутствует, что говорит о поверхностном характере насыщения образца. По данным, представленным заводом изготовителем образцов, после их механической обработки, поверхность образцов покрывается сеткой трещин глубиной до 0.2 мм, т.е. именно до глубины травления в наших экспериментах. Так как пик при 1100К присутствует практически на всех термодесорбционных спектрах, можно сделать вывод, что микротрещины присутствуют на всех образцах (как результат механической обработки). Облучение в среде водорода в процессе реакторного облучения приводит к росту их количества с одновременным их распространением в объем образца.

Можно сделать предположение, что широкий пик при температуре порядка 800К связан с влиянием границ зерен, из-за различия его интенсивности у образцов бериллия, вырезанных с различной ориентацией относительно оси выдавливания. Зерна бериллия в данном сорте бериллия (TB-56) имеют размер приблизительно 12х23 микрон и, в результате выдавливания, имеют четко выраженную текстуру с преимущественной ориентацией зерен поперек оси выдавливания. Следовательно, относительная протяженность границ зерен, выходящих на поверхность образца, в 1.5 - 2 раза больше для образца, вырезанного вдоль этой оси, чем для образца, вырезанного поперек.

Образцы, облученные на реакторе РА, не показали такого сильного эффекта насыщения, как образцы, облученные на реакторе ИВГ.1М. Важным фактом является то, что время насыщения образцов на реакторе РА, превосходило время насыщения на реакторе ИВГ.1М почти в 10 раз (50 часов и 6 часов) при одной и той же температуре насыщения. Это явно показывает, что эффект не может быть объяснен простым термическим насыщением или его ускорением под влиянием облучения, а является синергетическим, присущим только совместному воздействию излучения, причем определенного спектра и интенсивности и экспозиции в водороде.

Следует отметить, что максимумы всех пиков, присутствующих на термодесорбционных спектрах образцов из реактора РА, находятся приблизительно на тех же самых температурах, что и для образцов, облученных на реакторе ИВГ.1М. Энергии активации десорбции и диффузии, рассчитанные по ним, совпадают с точностью до ошибки эксперимента.

Заключение

Проведены эксперименты по насыщению образцов бериллия изотопами водорода на реакторах "ИВГ.1М" и "РА". Проведена термическая обработка контрольных образцов в среде изотопов водорода без облучения.

Проведены эксперименты по термодесорбции в режиме линейного нагрева из контрольных и облученных образцов бериллия. Данные экспериментов показали:

- газовыделение из образцов в интервале температур 300...1200К зависит от направления, в котором вырезан образец, по отношению к оси выдавливания;
- замечен эффект совместного воздействия экспозиции в водороде и реакторного облучения, причем эффект существует только для облучения спектром более высокой интенсивности;
- показано, что за газовыделение отвечает сравнительно тонкий поверхностный слой бериллиевых образцов;

- сделаны предположения о механизмах, ответственных за появление термодесорбционных пиков, вычислены энергии активации процессов дегазации и диффузии.
- полученные расчетные значения сравнены с литературными данными, найдена хорошая корреляция с данными других авторов.

Литература

- 1. Писарев А.А., Бандурко В.В., Цыплаков В.Н. Определение энергии активации газовыделения ионновнедренного дейтерия из нержавеющей стали, - ж. Атомная энергия, 1987 г., т.62, вып.1, с.28-30.
- 2. K.L.Wilson, R.Bastars, R.A.Causey et.al. Trapping, detrapping and release of implanted hydrogen isotopes, "Atomic and Plasma Material Interaction Data for Fusion," Supplement to J. Nuclear Fusion, v.1, 1991
- 3. G.R.Longhurst,"Tritium behavior in ITER beryllium", EGG-FSP-9304, 1990
- 4. E.Abramov, M.P.Riehm, D.A.Thompson, and W.W.Smeltzer, "Deuterium permeation and diffusion in high purity beryllium", J. Nucl.Mater, 175, 90-95, 1990.

УДК 621.039.526: 621.039.54

МОДЕЛИРОВАНИЕ ПРОЦЕССОВ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ВОДОРОДА ИЗ ОБЛУЧЕННОГО БЕРИЛЛИЯ

Тажибаева И.Л.¹⁾, Шестаков В.П.¹⁾, Клепиков А.Х.¹⁾, Романенко О.Г.¹⁾, Чихрай Е.В.¹⁾, Кенжин Е.А.²⁾, Зверев В.В.²⁾

¹⁾ НИИЭТФ КазГУ, Алматы, ²⁾ Институт атомной энергии

Проведен анализ и моделирование процессов газовыделения водорода из бериллия, облученного в различных условиях на реакторах ИВГ.1М и РА. Рассчитаны энергии активации газовыделения. Показано, что концентрация водорода в окисной пленке бериллия, которая растет в процессе облучения в среде водорода на реакторе ИВГ.1М, значительно превышает равновесную. Предполагается, что за наблюдаемые эффекты ответственны гамма излучение и тепловые нейтроны.

Введение

Анализ литературных данных показывает зависимость параметров взаимодействия водорода с бериллием, где всегда присутствует окисная пленка на поверхности, от состояния поверхности этого материала. Во многих случаях влияние этой поверхностной пленки является определяющим, поэтому описание ее поведения при различных условиях необходимо для правильного понимания процессов взаимодействия изотопов водорода с бериллием.

Моделирование экспериментальных данных по газовыделению

Все экспериментальные результаты, приведенные в данной работе, представлены для марки бериллия ТВ-56, производства Ульбинского металлургического завода, Казахстан. Плотность бериллия 1,854 г/см³ (100% теоретической).

В наших экспериментах было получено, что насыщение водородом при температуре 1150К в реакторе ИВГ.1М (время облучения - 6 часов, давление водорода 10^5 Па) существенно больше по сравнению с контрольными образцами, насыщенными при тех же условиях вне реактора и насыщенными после облучения в среде азота [1].

Анализ экспериментальных результатов по измерениям коэффициентов диффузии водорода в поликристаллическом бериллии и оксиде бериллия и проведенное численное моделирование газовыделения изотопов водорода из цилиндрического образца бериллия Ø3 мм с оксидной пленкой на поверхности *l*=5 нм, с использованием метода фитирования экспериментальной кривой, показали, что только высокотемпературный пик на спектре термодесорбции может быть описан в рамках механизма диффузии из объема образца. На рис. 1 приведены результаты такого моделирования с использованием значений коэффициентов диффузии водорода в Ве и ВеО из имеющегося у нас банка экспериментальных данных различных авторов [2-7].

Коэффициенты диффузии водорода в Ве и ВеО, полученные в результате моделирования высокотемпературного пика (Рис.2, $T_{пика}\approx1100$ K) с использованием значений: $D_{Be}=3\times10^{-7}$ ехр(-28 кДж/моль) [м²/сек], $D_{BeO}=8\times10^{-5}$ ехр(-192 кДж/моль) [м²/сек], несколько выходят за интервал значений, полученных различными авторами [2-6].



Рис. 1. Результат моделирования пика газовыделения по диффузионному механизму с использованием данных различных авторов из образца бериллия Ø3мм.

Количество водорода, выделившееся из образца только по диффузионному механизму, превышает равновесную растворимость водорода в бериллии при наших условиях насыщения (T=1150 K, P=10⁵ Па), если использовать данные по растворимости водорода в Ве из работы [7]. Это предполагает изначально высокую концентрацию водорода в бериллии, полученную в процессе его изготовления. Все остальные пики, на более низких температурах, не могут быть промоделированы с использованием диффузионного механизма, при использовании известных значений для коэффициентов диффузии в Ве и ВеО, а следова-

тельно, для их корректного описания следует использовать другие механизмы. Все эти пики можно описать в рамках модели десорбции по второму порядку химической кинетики, при этом поток десорбирующихся частиц, обычно записывается как:

$$J = N^2 v a^2 \exp\left(-\frac{2E_{des}}{kT}\right) = kN^2 , \qquad (1)$$

где:

- k коэффициент рекомбинации (см²·с⁻¹);
- N концентрация частиц на поверхности (частиц/см²);
- v частота колебания атома на поверхности (~10¹³ c⁻¹);

a – параметр решетки (~2.7·10⁻⁸ см);

E_{des} – энергия активации десорбции, как правило равная разности энергии активации адсорбции и теплоты хемосорбции.

Все частотные множители в коэффициенте рекомбинации взяты равными 7.3×10^{-3} см²/сек, поскольку в выражении для потока они записываются как *va*².

На рис. 2 показан результат такого моделирования, в котором высокотемпературный шестой пик описан диффузионным механизмом. Энергии активации дегазации остальных пиков, приведенные ранее в работе [8] с использованием модели десорбции по второму порядку, уточнены и приведены в Таблице 1.



Рис.2. Спектр газовыделения водорода из образцов бериллия, насыщенных при T=1150К в течение 6 часов в реакторе ИВГ.1М и теоретическая кривая, полученная моделированием.

Таблица 1. Энергии активации газовыделения для ТДС кривой (рис. 2).

Номер пика	1	2	3	4	5
Е, эВ/атом	0.65	0.78	0.99	1.17	1.33

Если для первых двух пиков можно найти в литературе объяснения, связанные с энергиями развала соединений типа Be(H), Be(OH), то для пиков 3, 4, 5 маловероятным кажется существование на поверхности ВеО ловушек с такими энергиями связи. Поэтому мы предполагаем, что для первых двух пиков имеет место рекомбинация двух атомов водорода, находящихся на поверхности, а для пиков 3, 4, 5 рекомбинация происходит между атомом, находящемся на поверхности (в адсорбированном состоянии) и атомом, находящемся в приповерхностной области (абсорбированное состояние), причем атом может находиться в местах с различными энергиями связи. При таком процессе поток десорбирующихся атомов записывается в виде

$$J = NC \, va^3 \exp\left(-\frac{E_{des} + E_{b-s}}{kT}\right),\tag{2}$$

где C -концентрация частиц в приповерхностном слое, частиц/см³, E_{b-s} - энергия активации перехода объем-поверхность и, при этом, если считать, что в приповерхностной области находится такая же концентрация абсорбированных атомов водорода в пересчете на атом/см², что и на поверхности, то моделирование потока газовыделения по данному механизму можно проводить по выражению (1).

При указанных допущениях изменяется смысл, вкладываемый в энергию активации процесса рекомбинации. Если для первых двух пиков эта величина представляет собой удвоенную энергию десорбции, то для данных трех пиков этой величиной является сумма энергии активации десорбции и энергии активации выхода атома водорода на поверхность. Здесь мы делаем предположение, что в ходе роста окисной пленки в среде водорода под воздействием реакторного облучения происходит образование окисла с концентрациями в нем водорода, существенно превышающими равновесную [7]. Данные, полученные в эксперименте на реакторе ИВГ.1М, показывающие увеличение удержания водорода, подтверждают возможность существования такого механизма.

Следует отметить, что подобный эффект не наблюдается для образцов, облученных на реакторе РА, реакторе с меньшей интенсивностью потока, т.е. газовыделение практически одинаково и для облученных и для необлученных образцов. Для подтверждения того, что основную роль в удержании водорода играет приповерхностная область образца, насыщение проводилось в атмосфере дейтерия, при том же давлении и температуре (T=1150K, время насыщения 50 часов, давление дейтерия 10^5 Па). Как хорошо видно, газовыделение в высокотемпературной области, ответственной за диффузию из объема, имеет низкую интенсивность. Спектры газовыделения представлены на рис. 3 и 4.



Рис.3. Спектр газовыделения водорода из образцов бериллия, насыщенных при T=1150К в течение 50 часов атмосфере дейтерия без облучения и теоретическая кривая, полученная моделированием.



Рис.4. Спектр газовыделения водорода из образцов бериллия, насыщенных при T=1150К в течение 50 часов в реакторе РА и теоретическая кривая, полученная моделированием.

Таблица 2. Энергии активации газовыделения для ТДС кривой (рис. 3).

Номер пика	1	2	3	4	5
Е, эВ/атом	0.72	0.9	0.99	1.14	1.27

Таблица 3. Энергии активации газовыделения для ТДС кривой (рис. 4).

Номер пика	1	2	3	4	5
Е, эВ/атом	0.79	0.95	1.08	1.18	1.3

Как видно из данных экспериментальных результатов, энергии активации десорбции остаются практически неизменными, изменяется лишь количество атомов, выделившихся по тому или иному механизму. Видно, что 6-й пик, которому приписан диффузионный механизм газовыделения, не сдвигается с уменьшением количества выделяющегося газа, в то время как остальные пики смещаются при этом в сторону больших температур. Как видно из рис 2–4, газовыделение из образцов, облученных в реакторе РА, на порядок меньше газовыделения из образцов, облученных в реакторе ИВГ.1М, даже принимая во внимание большее время облучения, больший флюенс и такую же температуру облучения.

Поскольку суммарное количество десорбирующих молекул составляет порядка 10¹⁷мол./см² и 10¹⁶мол./см², для образцов, насыщенных в реакторах ИВГ.1М и РА, соответственно, было сделано предположение о различной степени развитости поверхности этих образцов. Поверхность образцов развивается, по-видимому, во время их нагревания или остывания, как результат растрескивания пленки ВеО на поверхности. Если для оценки напряжений, возникающих в окисной пленке на поверхности образца, использовать выражение, полученное в работе [9] с некоторыми упрощениями, то можно записать:

$$\sigma = \frac{(\alpha_{BeO} - \alpha_{Be}) \times \Delta T \times E_{BeO} \times E_{Be}}{(1 - \mu_{BeO})E_{Be} - \frac{h_{BeO}}{h_{Be}} (1 - \mu_{Be})E_{BeO}} \quad , \quad (3)$$

где σ - напряжение, возникающее в ВеО при изменении температуры на ΔT , μ_{BeO} , μ_{Be} и α_{BeO} , α_{Be} коэффициенты Пуассона и коэффициенты термического расширения для ВеО и Ве, соответственно, E_{BeO} , E_{Be} - их модули упругости и h_{BeO} , h_{Be} толщина окисла и радиус бериллиевого образца, соответственно.

Образцы имеют цилиндрическую форму, но, принимая во внимание, что $h_{BeO}/h_{Be} < 0.1$, то радиальными составляющими напряжения можно пренебречь, т.е. не учитывать искривление поверхности и использовать выражение (3).

При подстановке значений: $\alpha_{Be} = 1.6 \times 10^{-5}$ 1/K, α_{BeO} =9.4×10⁻⁶ 1/K; μ_{BeO} =0.18, μ_{Be} =0.07; E_{BeO} =375 ГПа, Е_{ве}=243 ГПа; h_{вео} =5 нм, h_{ве}=1.5×10⁻³м, получается, что уже при нагревании образца до 573...673 К в окисной пленке возникают напряжения, σ=0.9...1.2 ГПа, превышающие пределы прочности оксида бериллия на сжатие 0.5...1.1 ГПа [10] при этих температурах. Следовательно, можно предположить, что и при нагревании образцов до нашей температуры насыщения и при последующем охлаждении образцов поверхностная пленка, образующаяся при данных условиях, растрескивается. При этом, в зависимости от условий, в которых была выращена окисная пленка, изменяется ее структура, механические свойства и, соответственно, характер ее разрушения. Это приводит к различной степени развитости поверхности у образцов, подвергнувшихся насыщению в реакторах с различными спектрами облучения. Это предположение, изначально основанное на данных термодесорбционной спектроскопии, было подтверждено результатами электронной микроскопии и рентгеноспектрального микроанализа, которые показали активный рост оксидного слоя и образование трещин на поверхности образцов, облученных в реакторе ИВГ.1М, рис. 5.



Поверхность исходного образца бериллия



Поверхность образца бериллия, облученного в атмосфере водорода в реакторе ИВГ.1М.

Рис. 5. Результаты электронно-микроскопических исследований образцов бериллия, облученных на различных реакторах и контрольных.

Из полученных данных следует, что при насыщении образцов бериллия в реакторе ИВГ.1М окисная пленка растет с концентрацией водорода, превышающей равновесную, чего не происходит при насыщении в реакторе РА или без облучения. Механизмы этого явления не вполне ясны, т. к. число дефектов, образующихся в единицу времени в единице объема материала в обоих реакторах приблизительно одинаково (1.8×10⁻⁸ dpa/ceк и 1.6×10⁻⁸dpa/сек), флюенс по быстрым нейтронам и, соответственно, общее число dpa больше для реактора РА, единственное отличие облучательных характеристик двух этих реакторов – разница в потоке гамма-квантов и тепловых нейтронов, (табл. 4). Эта часть спектра, согласно литературным данным, ответственна за формирование так называемых свободно мигрирующих дефектов [11], которые, по видимому, играют ключевую роль в формировании оксидной пленки с высокой

концентрацией водорода. При облучении твердого тела большая часть вакансий и междоузельных атомов, которые созданы частицами с высокой энергией, аннигилируют, в результате процесса рекомбинации с соседними дефектами противоположного типа, или же становятся малоподвижными при захвате в кластер подобных же дефектов. В результате только часть общего числа радиационных дефектов, остается свободной и способна мигрировать на значительные расстояния, т.е. расстояния, превышающие размер первичного каскада. Многие важные изменения свойств материалов, происходящие в условиях реакторного облучения, связаны именно с этой частью общего числа дефектов. В частности, они ответственны за свеллинг, радиационно-стимулированную сегрегацию, радиационно-стимулированную диффузию и радиационное охрупчивание.

Таблица 4. Облучательные характеристики использованных реакторов.

Облучательные характеристики	ИВГ.1М	PA
1. Тепловая мощность, МВт	6,0	0.5
2.Поток нейтронов, н/см ² с		
быстрых (0,1 МэВ < E < 15 МэВ)	$2,2 \times 10^{13}$	$2,8 \times 10^{13}$
тепловых (E < 0,67 эВ)	1,0×10 ¹⁴	$2,0\times10^{12}$
3.Поток ү-квантов	7,3×10 ¹³	6,1×10 ¹²
4.Время проведения одного эксперимента, ч	6	50
5.Нейтронный флюенс за один эксперимент, н/см ²		
быстрых (0,1 МэВ < E < 15 МэВ)	$4,8 \times 10^{17}$	$5,0 \times 10^{18}$
тепловых (E < 0,67 эВ)	2,2×10 ¹⁸	3,6×10 ¹⁷
6.Флюенс ү-квантов за один эксперимент	1,6×10 ¹⁸	$1,1 \times 10^{18}$

Проведенные эксперименты показали, что воздействие реакторного излучения на процесс взаимодействия молекулярного водорода (дейтерия) с бериллием выражается в образовании аномально высокой концентрации водорода в поверхностной пленке оксида бериллия в исследуемых образцах.

Заключение

Проведен анализ ранее полученных спектров газовыделения для образцов, насыщенных в H_2 и D_2 при T=1150K, P=10⁵ Ра в двух различных реакторах, с различными спектрами излучения.

Рассчитаны энергии активации газовыделения, исходя из предположения, что первые пять пиков могут быть описаны десорбцией второго порядка, а шестой - объемной диффузией. Сделано предположение, что в процессе облучения на реакторе ИВГ.1М окисная пленка в процессе облучения растет при концентрации водорода, значительно превышающей равновесную.

Показано, что наблюдаемое развитие поверхности образцов может объясняться растрескиванием окисной пленки из-за возникающих в ней внутренних напряжений при изменении температуры на несколько сотен градусов. При этом условия роста пленки окисла могут определять концентрацию в ней водорода, и соответственно, характер ее разрушения.

Сделано предположение, что за наблюдаемые эффекты ответственны гамма-излучение и тепловые нейтроны.

Литература

- 1. A. Kh. Klepikov et al., J. Nucl. Mater., 1996, v. 233-237, p. 837-840.
- 2. R.G.Macaulay-Newcombe, D.A.Thompson, ICFRM-6 Stresa, Italy, Sept./Oct., 1993.
- 3. D.Keroack et al., ICFRM-6 Stresa, Italy, Sept./Oct., 1993.
- 4. P.M.Jones and R.Gibson, J.Nucl.Mater. 21 (1967) 353.
- 5. E.A.Abramov et al., J.Nucl.Mater., 175 (1990) 90.
- 6. S.Cho et al., ICFRM-6 Stresa, Italy, Sept./Oct., 1993.
- 7. V.I.Shapovalov et al; Doklady Akademii Nauk Ukr.SSR, ser.A, N6, 1988, 81
- 8. I.L. Tazhibaeva et al. J.Plasma devices and Operation, to be published.
- 9. C.O.Smith, Nucl. Sci. and Engin., 1957, N2, p.213-218.
- 10. R.O.Beliaev, Okis berilliia, Moskow, Atomizdat, 1980
- 11. L.E.Rehn, J.Nucl.Mater. v. 174 (1990) p.144-150.

УДК 621.039.526: 621.039.54

УСТАНОВКА ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ БЕРИЛЛИЯ С ВОДЯНЫМ ПАРОМ

Чехонадских А.М.¹⁾, Вурим А.Д.¹⁾, Васильев Ю.С.¹⁾, Пивоваров О.С.¹⁾, Шестаков В.П.²⁾, Тажибаева И.Л.²⁾, Морозов С.И.³⁾

1) Институт атомной энергии,

²⁾ Научно-исследовательский институт экспериментальной и теоретической физики КазГУ ³⁾ ITER JCT, San Diego

1. Введение

Управляемый термоядерный синтез рассматривается в настоящее время как один из основных источников энергии будущего. Наибольший прогресс по управлению реакцией ядерного синтеза достигнут при работе на установках, в которых применяются магнитный и инерционный методы удержания плазмы.

Реактор ИТЭР (Рис. 1), работа над которым вступила в стадию ОКР, является установкой с магнитным удержанием плазмы в тороидальной камере (токамак). Создание реактора ИТЭР и его опытная эксплуатация будут иметь неоценимое значение для развития фундаментальных исследований в области физики плазмы и уже сегодня являются мощным стимулом для развития прикладных разработок в области высоких технологий.



Рис. 1 Общий вид реактора ИТЭР.

Внутренняя поверхность вакуумной тороидальной камеры, в которой происходит управляемая реакция ядерного синтеза, работает в условиях высоких тепловых нагрузок и ионизирующих излучений. К материалам облицовки внутренней полости предъявляются высокие требования по радиационным и теплотехническим характеристикам. В качестве материалов облицовки в реакторе ИТЭР предполагается использовать вольфрам, графит и бериллий. Бериллий рассматривается в настоящее время как материал, наиболее пригодный по своим механическим, теплотехническим и нейтронно- физическим свойствам, для облицовки первой стенки (ПС).

Одна из проблем, которую необходимо решить при проведении ОКР, связана с использованием бериллия как материала облицовки ПС ИТЭР. Количество бериллия в вакуумном корпусе реактора ИТЭР, с учетом последних изменений в конструкции, приблизительно составляет 20000 кг. Использование бериллия в ПС ИТЭР требует от конструкторов серьезного внимания к обеспечению безопасности с точки зрения потенциального риска большого выхода водорода в аварийных ситуациях из-за экзотермической реакции бериллия ПС и водяного теплоносителя:

 $Be + H_2O \rightarrow BeO + H_2 + 370$ кДж/моль

Такая экзотермическая реакция бериллия с водой и водяным паром может быть самоподдерживающейся при повышенных температурах первой стенки. Точка зажигания (или начала этого процесса) зависит как от температуры поверхности бериллия, так и температурного градиента внутри структуры ПС. Рассчитано, что при температуре плавления бериллия (1556 К) температурный градиент более 400 К/см через ПС необходим, чтобы избежать самоподдерживающейся реакции бериллия с паром при парциальном давлении водяного пара 1 атм. Такая высокая температура поверхности бериллия и относительно маленькие температурные градиенты через медную подложку, которые соответствуют начальным условиям для самоподдерживающей химической реакции, могут быть реализованы в авариях с потерей расхода (типа LOFA), потерей теплоносителя вне корпуса реактора (типа LOCA) с продолжающимся горением плазмы, или с потерей герметичности (доступ воздуха) (типа LOVA).

Для предсказания химических реакций пара или воздуха и бериллия во время аварий LOFA/ LOCA/ LOVA в ИТЭР используются компьютерные коды, чтобы качественно описать зависимости типа "температуры / давления" для реакции. Задачей является получение точного описания распространения тепла, выделяемого в реакции, и его воздействия на структуры ИТЭР и атмосферу внутри корпуса реактора и предсказание появления водорода в случае реакций бериллия с паром.

Детальная оценка безопасности, выполненная Рабочей группой ИТЭР США при допущении одновременного горения плазмы и развития аварии типа LOCA внутри корпуса реактора, показывает, что ПС разогревается до температуры плавления меди через 4 минуты после аварии LOCA вне корпуса, при этом возможно образование 70 кг водорода. Чтобы ограничить образование H_2 до предела ниже 10 кг, необходимо обеспечить гашение плазмы сразу же, как температура ПС достигает 930°C.

В настоящее время представляет интерес выполнение экспериментов, для изучения аварийных ситуаций на моделях, которые дали бы возможность Центральной объединенной рабочей группе ИТЭР выполнить необходимое обоснование вышеназванных компьютерных кодов по безопасности на основе соответствующих входных экспериментальных данных для химического взаимодействия бериллия с паром и зависимостей изменения параметров в ходе выше упомянутых аварий.

По инициативе Казахстанской Дирекции проекта ИТЭР, Центральной объединенной рабочей группой разработано техническое задание на проведение исследований – Task S 81 TT 2096-07-16 FR, которое предусматривает следующий объем работ:

- 1) облучение образцов бериллия;
- изготовление образцов бериллия и моделей первой стенки реактора ИТЭР;
- эксперименты по измерению излучательной способности бериллия в широком диапазоне температуры и степени окисления поверхности;
- 4) изучение поведения модели первой стенки в аварийных условиях в среде водяного пара.

Выполнение работ по данному техническому заданию предусматривает следующую кооперацию внутри Казахстана:

- АО УМЗ производит образцы бериллия для облучения в реакторе БН-350, модели ПС реактора ИТЭР и материаловедческие исследования необлученных образцов и моделей;
- МАЭК производит облучение образцов бериллия в реакторе БН-350;
- ИАЭ НЯЦ РК проводит эксперименты по изучению взаимодействия водяного пара с бериллием и измерению степени черноты поверхности образцов;
- Дирекция проекта ИТЭР по Казахстану обеспечивает координацию и общее руководство работ.

В статье представлено описание программы экспериментов, проводимых в ИАЭ НЯЦ РК в рамках Task S 81 TT 2096-07-16 FR и конструкции экспериментальной установки, созданной для проведения данных исследований.

2. Цели и условия исследований

Исследования, которые проводятся в ИАЭ НЯЦ РК, имеют следующие цели:

• экспериментальное определение излучательной способности бериллия в зависимости от

температуры поверхности и степени ее окисления;

 определение зависимости параметров, характеризующих интенсивность протекания реакции взаимодействия бериллия с водяным паром, от баланса тепла и распределения температуры в модели первой стенки.

Окисление происходит в следующих условиях. Водяной пар, с температурой 473 К, подается в вакуумную камеру на нагретый в вакууме образец. Давление пара в камере изменяется от начального до предельного со скоростью 1...2 кПа/с. Характер взаимодействия пара с бериллием устанавливается по результатам измерения температуры экспериментальных образцов (или элементов конструкции модели ПС) и скорости образования водорода.

Начальные условия экспериментов следующие:

- среда в камере
- давление в камере
- температура стенки камеры

Изменяемые параметры в различных экспериментах принимают следующие значения:

- предельное давление водяного пара в камере.....0.1, 0.2 МПа.

При испытаниях модели первой стенки требуется обеспечить градиент температуры не менее 100 К/см на слое бериллия и измерить температуру материалов модели в переходном процессе.

Степень черноты поверхности образца после окисления измеряется в вакууме.

3. Образцы для испытаний

Схема образца, предназначенного для изучения излучательной способности бериллия (модель ЧТ), представлена на рис. 2. Образец представляет собой диск толщиной 2 мм и диаметром 12 мм, с центральным отверстием диаметром 2 мм. Диск изготовлен из плотного (плотность выше 99% теоретической) или пористого (плотность 86.5%) бериллия.



Рис. 2 Модель черного тела.

Образец представляет собой цилиндрическую деталь, которая состоит из трех слоев - бериллия,

сплава на основе меди и нержавеющей стали. Слои соединяются между собой высокотемпературной пайкой или горячим изостатическим прессованием. Выбраны следующие толщины слоев:

- бериллия 3…5 мм,
- медного сплава 5 мм.

Толщина слоя стали зависит от внутреннего диаметра и определяет градиент температуры на слое бериллия. На рисунке 3 приведены размеры, соответствующие градиенту 100 К/см. По границам слоев устанавливаются термопары градуировки ХА для измерения профиля температуры в образце.

4. Экспериментальная установка

Для проведения экспериментов создана установка для исследования взаимодействия пара и металла.

Установка состоит из вакуумной камеры, предназначенной для размещения исследуемых моделей, и следующих систем, обеспечивающих проведение экспериментов:

- 1) системы вакуумирования;
- системы подготовки и подачи водяного пара в камеру (ППС);
- системы измерения и регистрации параметров (СИР).

Вакуумная камера представляет собой двухслойный сосуд, образованный наружным корпусом (НК) и съемным корпусом (СК). В зазоре между корпусами может быть организовано движение теплоносителя.

СК предназначен для размещения исследуемых образцов и обеспечения требуемых условий эксперимента. Он выполнен в виде узла, который может быть снят и помещен в перчаточный бокс для разборки и извлечения окисленного образца и очистки от загрязнения.

СК состоит из корпуса с крышкой, в которой имеется окно для пирометрических измерений. В состав СК входят также держатель и нагреватель образца. Схема размещения модели ЧТ в медном блоке, армированном нержавеющей сталью и теплоизолированном по наружной поверхности.

Водяная рубашка (ВР) предназначена для обеспечения постоянной температуры внутренней стенки вакуумной камеры в ходе эксперимента.

Система подготовки и подачи пара предназначена для контролируемой подачи в вакуумную камеру водяного пара, имеющего заданные параметры.

ППС состоит из парогенератора, который производит насыщенный пар, двух контрольных сопел, установленных на выходе из парогенератора и на выходе из вакуумной камеры, и пароперегревателя.

Парогенератор представляет собой сосуд из нержавеющей стали, который имеет встроенный электрический нагреватель. Мощность нагревателя может плавно изменяться в диапазоне от 0 до 2.5 кВт, что позволяет регулировать расход пара от 0 до 1 г/с. Контроль давления в вакуумной камере и парогенераторе обеспечивается при помощи контрольных сопел диаметром 0.35 мм. Перегреватель пара предназначен для подогрева насыщенного пара, полученного в парогенераторе до температуры 473 К и размещается в ВР вакуумной камеры. Пароперегреватель представляет медную трубу внутренним диаметром 2 мм и длиной около 40 см.

Система измерения и регистрации параметров (СИР) состоит из ЭВМ, аналого-цифрового преобразователя и первичных датчиков давления и температуры (термопары ХА). Частота опроса датчиков 1...10 с⁻¹, в зависимости от ожидаемой скорости регистрируемых процессов. Более высокая частота опроса соответствует более высокой начальной температуре поверхности.

Количество водорода измеряется в ходе эксперимента непрерывно объемным способом. Водород вытесняет воду из под газового колокола, его объем определяется по давлению под колоколом, с учетом парциального давления водяного пара и растворимости водорода в воде. Водоструйный вакуумный насос используется для подачи под колокол водорода из области низкого давления.

5. Порядок и объем исследований

Экспериментальные работы условно делятся на три этапа:

- методический;
- окисление образца и изучение излучательной способности окисленного образца;
- исследование поведения модели ПС при окислении в среде водяного пара;
- исследование поверхности окисленного образца.

Методический этап проводится до указанных в п. 1 исследований с целями:

- изучения влияния длительности выдержки образцов в окислительной среде при низком давлении на свойства поверхности бериллия и выбора начального давления в вакуумной камере;
- проверки соответствия рабочих характеристик систем установки проектным.

Матрица методического этапа представлена в таблице 1.

Изучение излучательной способности состоит из следующих операций:

• предварительное измерение степени черноты поверхности;

• окисление поверхности в среде водяного пара;

• измерение степени черноты поверхности.

Степень черноты поверхности измеряется методом сравнения с эталоном и определяется как отношение сигнала от поверхности A (рис. 2) к сигналу от отверстия (модель ЧТ, расчетная степень черноты около 0.99). Измерения производятся при постоянной температуре в интервале от 1173 до 1373 К через каждые 100 К, в вакууме, чтобы исключить окисление во время измерения.

Матрица условий окисления поверхности бериллия перед измерением степени черноты по-

верхности бериллия представлена в таблицах 2 и 3.

Матрица условий окисления образца - модели РFC представлена в таблице 4.

Среда в ВК	H ₂ O	Ar
Давление, кПа, менее	4	4
Плотность образца	1 плотный и 1 пористый	1 плотный и 1 пористый
Температура поверхности бериллия, К	1273	1273
Время выдержки, час, не более	1	1

Таблица 1. Условия испытаний методического этапа.

Таблина 2 Ус	сповия окиспения	поверхности б	ериппия ((>99% тео	ретической пло	тности)
таолица 2		nobepmicern o	pinsionini (/ /// 100	permiteenton non	,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,,

Т _w , К	673	773	873	973	1073	1173	1273	1357
0.1 MPa	+	+	+	+	+	+	+	+
0.2 MPa			+	+	+	+	+	+

Таблица 3. Условия окисления поверхности бериллия (86.5% теоретической плотности).

Т _w , К	673	773	873	973	1073	1173	1273	1357
0.1 MPa	+		+			+		+
0.2 MPa	+		+	+		+		

Таблица 4. Условия окисления образца - модели РFC.

Температура поверхности бериллия, К	1223	1223
Градиент температуры на слое бериллия, К/см	100	200
Предельное давление пара в ВК, МПа	0.2	0.2
Количество моделей ПС	4	4

Начальное поле температуры создается в модели ПС поверхностным нагревом бериллиевой поверхности. Способ нагрева - прямое пропускание электрического тока частотой 66 кГц.

Исследования поверхности окисленных образцов (и моделей ПС) предполагается проводить в АООТ «УМЗ» с целью изучения последствий взаимодействия бериллия и пара и включают в себя изучение следующих характеристик образцов:

- изменение веса;
- шероховатость и микроструктура поверхности;
- толщина и состояние окисной пленки.

6. Заключение

Выше были представлены краткое описание программы исследований и конструкции установки. В процессе эксплуатации установки в ее конструкцию могут быть внесены изменения. В целом, конструкция установки позволяет получить экспериментальные результаты, предусмотренные Task S 81 TT 2096-07-16 FR.

УДК 621.039.526: 621.039.54

НАКОПЛЕНИЕ И ГАЗОВЫДЕЛЕНИЕ ВОДОРОДА ИЗ ОБЛУЧЕННОГО ГРАФИТА МАРКИ РГ-Т

Тажибаева И.Л.¹⁾, Шестаков В.П.¹⁾, Клепиков А.Х.¹⁾, Романенко О.Г.¹⁾, Чихрай Е.В.¹⁾, Кенжин Е.А.²⁾, Зверев В.В.²⁾, Колбаенков А.Н.²⁾

¹⁾ НИИЭТФ КазГУ, Алматы. ²⁾ Институт атомной энергии

В работе представлены результаты экспериментов по измерению спектров газовыделения водорода из облученных в различных условиях образцов графита марки РГ-Т. Облучение проводили в различных средах и температурах на реакторе ИВГ.1М. Измерения проводили методом термодесорбционной спектроскопии. Рассчитаны концентрации водорода в образцах, проведена оценка коэффициентов диффузии водорода в графите. Установлено, что реакторное излучение оказывает существенное влияние на параметры массопереноса и накопления водорода в графите марки РГ-Т. Предложен механизм влияния облучения на параметры накопления и газовыделения водорода из графита.

Введение

Перспектива использования водорода и водородосодержащих сред в термоядерных энергетических установках, ядерных ракетных двигателях и т.п. предопределяет необходимость детального изучения поведения конструкционных материалов в среде водорода.

В настоящее время графит широко используется во многих областях науки и техники, особенно в реакторостроении. Хорошие теплофизические свойства, стойкость к термоудару и низкая наведенная активность графита определяют его преимущества перед другими материалами, используемыми в технике реакторостроения.

Условия эксплуатации графита в ТЯР предполагают воздействие высокоинтенсивных потоков излучения и наличие изотопов водорода. Для безопасной работы термоядерного реактора большое значение имеет оценка накопления и удержания трития в материалах первой стенки. Поэтому возникает необходимость исследования поведения графита в условиях совместного воздействия изотопов водорода и нейтронного излучения при воздействии температурных полей.

В статье приведены результаты определения параметров массопереноса и накопления водорода в графите марки РГТ после его насыщения в процессе реакторного облучения.

Исследуемый материал и методика эксперимента

В работе исследовался графит марки РГ-Т с содержанием титана около 7%. Титан присутствует в микроструктуре матрицы композита в виде включений ГЦК - карбида титана ТіС со средними размерами (1-2) мкм. Карбидные выделения ТіС способствуют улучшению как прочности УГМ в направлении оси текстуры, так и теплопроводности.

Образцы были выполнены в виде стержней квадратного сечения 3×3 мм, длиной 54 мм. Исследование проводили на облученных и контрольных образцах графита. Изготовленные образцы размещались в специальных сборках, выполненных из стальной фольги (ст.08Х18Н10Т), по 6 штук в каждой сборке и промывались 3 мин. в ультразвуковой мойке в этиловом спирте. После этого образцы помещались в контейнеры для последующего облучения. Контейнеры для облучения были выполнены из нержавеющей стали 08Х18Н10Т и представляли собой цилиндры с одинаковым внутренним диаметром и различной толщиной стенок с целью получения требуемых температур за счет радиационного разогрева их корпусов.

Облучение проводили в реакторе ИВГ-1М ИАЭ НЯЦ РК в течение 6 часов при общем флюенсе по нейтронам ~ $4 \cdot 10^{18}$ н/см², при средних температурах 920К и 1150К в атмосфере водорода (Р= 10^5 Па), и при тех же температурах в атмосфере азота (Р= 10^5 Па). Проведенные теплофизические расчеты температуры образцов соответствовали температурам, контролируемым во время облучения.

В качестве контрольных использовались образцы графита той же формы и того же состава, что и облученные. Контрольные образцы, после промывки в этиловом спирте в ультразвуковой мойке, насыщались в техническом водороде при температурах 1150К и 920К, что соответствовало режимам термообработки облученных образцов.

Установка (рис.1.), используемая для проведения экспериментов по газовыделению, представляет собой высоковакуумный откачной пост, собранный на основе двух магниторазрядных насосов "НМД-0,4" (чистовой), и "НМД-0,25" (черновой), соединенный с водоохлаждаемой камерой, в которой располагается исследуемый образец. Образец в камере располагается на водоохлаждаемых токовводах, и прижимается гайкой между молибденовыми шайбами. Нагрев образца производился прямым пропусканием тока. Контроль и поддержание температуры осуществлялось с помощью высокоточного регулятора температуры BPT-3, соединенного с понижающим трансформатором. Измерение количества выделяющегося водорода производилось измерителем парциальных давлений омегатронным ИПДО-1 с датчиком РМО-13, который предназначен для определения содержания компонентов остаточных газов в высоковакуумных системах.

Для изучения газовыделения исследуемых образцов использовался метод термодесорбционной спектроскопии в режиме линейного нагрева [1].



1-вакуумная камера, 2-магниторазрядные насосы,
 3-вакуумный механический насос с азотной ловушкой,
 4-система регистрации на основе масс-спектрометра,
 5-датчик давления, 6-диффузионный фильтр,
 7-металлорукав, 8-вакумные вентили,
 9-механический натекатель.

Рис.1. Экспериментальная установка для исследования газовыделения.

Экспериментальные результаты

Для термодесорбционных исследований использовались образцы РГ-Т графита со следующей предысторией:

- облученные в реакторе ИВГ.1М в течение 6 часов до общего флюенса 5×10¹⁸ н/см² при температурах 920 и 1150 К в атмосфере водорода;
- облученные при тех же самых условиях облучения и температурах в среде азота;
- необлученные образцы, насыщенные в водороде при температурах 920 и 1150 К в течение 6 часов, что соответствовало температурным режимам обработки облученных образцов.
- образцы, насыщенные водородом при тех же температурных условиях после облучения в азоте.

На спектрах газовыделения образцов, облученных в водороде при двух использованных в работе температурах проведения экспериментов, наблюдались три хорошо выраженных водородных пика при температурах около 770 К, 1100 К, и 1350 К. Для образцов, облученных в азоте и контрольных образцов (второй и третий типы предварительной обработки), можно было наблюдать только два пика выделения водорода при температурах 770 К и 1100 К.

Спектры газовыделения образцов РГ-Т графита, насыщенных в соответствии с описанными выше условиями, показаны на рис 2 и 3.

Скорость газовыделения была пересчитана на единицу площади поверхности образца. Концентрации водорода для образцов, прошедших различную предварительную обработку, приведены в Таблице 1. Концентрации были рассчитаны по термодесорбционным кривым в интервале температур 300...1700 К в пересчете на весь объем образца. По спектрам газовыделения хорошо видно, что удержание водорода возрастает с ростом температуры насыщения.

Скорость газовыделения, H₂/см²сек



Рис. 2. Типичные термодесорбционные спектры газовыделения водорода из образцов графита РГ-Т, подвергнутого различным видам термообработки при температуре 920 К.

Скорость газовыделения, H₂/см²сек



Рис.3. Типичные термодесорбционные спектры образцов графита РГ-Т, подвергнутого различным видам термообработки при температуре 1150 К.

Тип обработки	Содержание		
	водоро	да, appm	
образца	920 K	1150 K	
1. Образец, облученный в водороде	71.2	94.3	
2. Образец, облученный в азоте	34.8	33.1	
 Необлученный образец, насы- щенный в водороде 	40.3	42.7	
 Облученный в азоте образец, далее насыщенный в водороде 	-	54.6	

Таблица 1. Содержание водорода в РГ-Т графите, подвергшемся различным видам обработки.

Газовыделение водорода из РГ-Т графита, облученного в водороде при 1150 К в 2.2 раза больше, а при Т=920 К в 1.7 раза больше, чем для контрольных необлученных образцов, рис.2 и 3. Это хорошо согласуется с данными [2], где содержание водорода для необлученных образцов было равно 20 аррт, а для облученных при 875 К и при 1123 К значительно больше. В РОСО N3M и H455 графитах удержание водорода было около 650 аррт при уровне повреждений 0.04 dpa. Для нашего случая максимальное удержание равнялось 94 аррт при уровне повреждений 0.0025 dpa.

Было обнаружено, что газовыделение из образцов, предварительно облученных в азоте при 1150К, а затем насыщенных водородом при той же самой температуре было в 1.7 раза меньше, чем для образцов, облученных в атмосфере водорода при 1150К. Результаты исследований опубликованы в статьях [3,4].

Исследования микроструктуры образцов, проведенные с помощью оптического микроскопа и просвечивающей электронной микроскопии показали, что воздействие излучения при повышенных температурах может привести к существенному изменению морфологии поверхности и структурно-фазовой модификации приповерхностного слоя (рис. 4). В частности, показано, что воздей-

Обсуждение результататов

Анализируя полученные спектры термодесорбции из облученных и контрольных образцов графита и сопоставляя их с литературными данными, можно предположить, что процесс выделения водорода может быть связан с десорбцией водорода с оборванных углеродных связей на поверхности, диффузией из пор или по порам, по границам зерен или из объема зерна.

В соответствии с методикой, предложенной в работе А. Писарева [5] обработка первого и второго пиков газовыделения показала, что данные пики можно описать с помощью модели десорбции второго порядка с энергиями активации для первого пика при T=770 К равной 2.8 эВ/мол., для второго пика - 4.0 эВ/мол. при T= 1100 К. [3]. Можно предположить, что механизмом выделения водорода является для первых двух пиков десорбция с оборванных углеродных связей на поверхности. Эти значения находятся в хорошем согласии в пределах ошибки эксперимента со значениями, приведенными в работе А. Захарова ствие реакторного гамма-, нейтронного облучения привело к измельчению структуры зерна поверхности (она стала более мелкодисперсной) и увеличению содержания карбидной TiC фазы.



×800



в

×800

а – исходный, *в* – облученный в водороде при 1150К Рис. 4. Поверхность образцов графита марки РГ-Т

и др. [9] для десорбции с оборванных связей типа « мономер» и «димер», соответственно. «Димер» представляет собой два атома водорода, сорбированных в соседних позициях на краю графитовой сетки, а «мономер» - одиночный атом водорода. (рис. 5).

Количество центров адсорбции N_a равно количеству краевых атомов, в частности, для графита с размером кристаллита 1 мкм доля краевых атомов составляет 10^{-4} от общего числа атомов или 10^{19} ат./см³. Количество центров адсорбции рассчитано Е. Хоинкисом в работе [6] и равно значению N_a = 7×10^{18} ат./г., что соответствует 10 - 100 аррт для необлученного графита. Число потенциальных ловушек для водорода в графите принято считать равным 10^{19} . Предельное заполнение ловушек при T= 1400 К и давлении 1 торр равно 0.1 в соответствии с изотермой адсорбции, приведенной в отчете [7]. Следовательно, предельная концентрация водорода в графите равна 10^{18} см⁻³.

Относительно третьего пика, наблюдаемого только на облученных в водороде образцах гра-

фита, можно предположить различные механизмы, например, появление новых типов С-Н связей в результате облучения в водороде, диффузию по границам зерен или из объема зерна.

В работе [8] показано, что диффузия в объем зерна более предпочтительна из состояния «мономера». Анализ литературных данных показывает, что в низкотемпературной области имеется довольно хорошее согласие в экспериментальных результатах. представленных различными авторами, в то время как выше температуры 1200 К имеются значительные расхождения. В работе [7] предполагают, что при высоких температурах реализуется возможность проникновения водорода вглубь кристаллита. Это связано с появлением значительной доли «мономеров» среди адсорбированного водорода.





Рис. 5. Схематическое изображение «димеров», «мономеров» и СН-комплексов на поверхности графита.

В результате изложенного можно сделать следующие обобщения.

Реакторное облучение может стимулировать каталитическую активность поверхности графита с расположенными на ней оборванными углеродными связями, результатом чего будут увеличение числа мест адсорбции и, вероятно, диссоциация «димеров» с их превращением в «мономеры». Далее, может иметь место диффузия водорода из «мономера» в зерно графита. Последний третий пик можно приписать диффузии из зерна графита, имеющего сферическую симметрию и размер примерно 5 микрон. Тогда коэффициент диффузии водорода из зерна графита может быть представлен в виде:

$$D = 1.8 \times 10^{-4} exp(-2.5 \ B/kT), \ m^2/cek.$$

Вычисленные значения находятся в хорошем согласии с приведенными значениями коэффициентов диффузии водорода в графите в работе Атсуми и др. [11].

В одной из последних опубликованных работ А. Захарова и А. Городецкого [12] утверждается, что удержание дейтерия в объеме РГ-Т графита не происходит. Насыщение РГ-Т графита, содержащего 0,1% бора, проводили облучением ионами дейтерия потоком 6×10¹⁷атом/см²сек. в течение 5 часов при температуре 1400 К. При этом в термодесорбционных спектрах присутствовали характерные пики выделения дейтерия и HD при температуре порядка 1450 К. Механическое снятие поверхностного слоя, толщиной 100 мкм, привело к исчезновению данных высокотемпературных пиков. Данный эксперимент позволил авторам констатировать тот факт, что дейтерий не проникает в объем графита. В нашем случае можно утверждать, что имеет место объемное насыщение графита, так как механическое шлифование поверхности не привело к исчезновению высокотемпературного пика выделения водорода на термодесорбционных спектрах. Возможно это связано с различными условиями насыщения образцов водородом (дейтерием), а также с различным исходным составом образцов РГ-Т графита. Используемый в наших исследованиях РГ-Т графит не содержал бора.

Моделирование газовыделения водорода из облученных образцов графита

В методе термостимулированного газовыделения, когда температура Т меняется линейно во времени по закону $T=T_0+\beta t$, параметры моделей зависят от температуры и соответствующих энергий активации. В разработанной нами программе TDS MONO для метода термодесорбции из однородного образца задаются диапазон температур и скорость линейного нагрева В. Далее задаются начальные и краевые условия и линейный размер образца и запускается счет. Для термодесорбции программа выводит на дисплей через определенный шаг по температуре профили распределения водорода по толщине образца в диффузионной среде и в ловушках, а также поток газа из образца в зависимости от температуры, сравнивая его (при необходимости) с графиком какого-либо экспериментально измеренного спектра. Для дегазации, кроме профилей распределения водорода по толщине образца в диффузионной среде и в ловушках, выводится зависимость потока водорода от времени.

Так на рис. 6 приведен пример описания двух начальных пиков в спектре выделения водорода

из графитового образца, относительно которых предполагается, что они чисто десорбционного, поверхностного происхождения и описываются обыкновенным дифференциальным уравнением:

$$-\frac{\partial N}{\partial t} = N^2 \nu \exp\left(-\frac{E_D}{RT}\right),\tag{1}$$

где *N* – концентрация газа на поверхности, *v* – частотный фактор.

Для решения такого уравнения была разработана программа TDS_DES, использующая итерационный метод Рунге-Кутта 5-го порядка для явной четырехточечной сетки.



Рис. 6. Пример сопоставления теоретической и экспериментальной кривых по десорбционной модели выделения водорода из графитового образца, облученного в водороде при T=1150K.

Вычисления с использованием формулы (1) позволили рассчитать энергии активации дегазации для двух первых пиков на экспериментальной кривой газовыделения, равные 1.45 и 2.17 эВ/атом. Полученные при помощи численного моделирования энергии активации дегазации равны 0.82; 1.1; 1.4; 1.6; 2.2; 2.5 эВ/атом. Таким образом, вместо двух явно выраженных пиков, мы получили шесть пиков газовыделения.

Для определения спектра энергий активации и начальной заселенности по различным механизмам, существует метод, предложенный Картером [13].

Применяя данную методику, можно определить спектр энергий активации для различных термодесорбционных кривых, разбивая их на участки с разницей энергий в 0.01 эВ/атом в интересующей нас области энергий и записывая систему линейных уравнений. Термодесорбционные кривые разбивалась на 300 (n=300) участков в интересующем нас интервале температур от 300 до 1800 К. Система линейных уравнений составлялась, исходя из значения v порядка 10^{13} и решалась в матричном виде. Вычисления проводились

с помощью математического пакета Mathcad 6.0 Plus [14], позволяющего проводить операции над матрицами. Примеры расчетов приведены на рис. 7 и в таблице 2.

Следует отметить, что наличие в спектрах термостимулированного газовыделения значительного количества плохо разрешенных пиков и точек перегиба, каждый из которых может обуславливаться диффузией или термодесорбцией по разным механизмам, а также большого уровня шумов, не позволяет сделать программы, оптимизирующие всю термодесорбционную кривую.





Рис. 7. Спектр энергий активации газовыделения из образца графита РГ-Т, облученного в водороде при температуре 1150 К.

Наличие нескольких пиков на экспериментальных кривых сильно усложняет вид пространства проектирования и делает процесс фитирования многоступенчатым и итерационным. Наиболее успешно для фитирования кривых термодесорбции применяется модель двухканальной диффузии, с помощью которой можно описать сразу нескольких пиков. На рис. 8 приведен пример такого фитирования кривой термодесорбции водорода из облученного в атмосфере водорода в течении 6 часов нейтронами с плотностью потока 1.5×10^{14} н/см² на реакторе ИВГ.1М при 920К РГТграфита.

В этом примере полагается, что существует два канала с коэффициентами диффузии $Do_{(1)}=5\times10^{-8}$ м²/сек и $Do_{(2)}=2\times10^{-8}$ м²/сек, таких, что газ переходит только из более медленного канала в быстрый, и два типа ловушек - «мономеры» и «димеры» с энергиями высвобождения 2.8 эВ/моль и 4.1 эВ/моль. При этом первый большой пик на термодесорбционном спектре соответствует выходу водорода, накопленного в приповерхностной области образца, а второй – состоящий из двух пиков, соответствует выходу водорода из ловушек различного типа и диффузии из зерна кристаллита.

N⁰	Энергии активации, эВ/атом					
пика	метод А	.Писарева	метод Г.	.Картера	численное моделирование	
	контр.	облуч.	контр.	облуч.	облуч.	
	образец	образец	образец	образец	образец	
1					0.82	
2			1.23	1.25	1.1	
3	1.4	1.45	1.5	1.5	1.4	
4			1.87	1.8	1.6	
5	2.0	2.17	2.01	2.15	2.2	
6				2.55	2.5	

Таблица 2. Энергии активации газовыделения, полученные математической обработкой экспериментальных кривых различными методами для образца РГ-Т графита, облученногов водороде при T=1150 К и контрольного.

Полученные на термодесорбционном спектре пики выделения водорода с соответствующим спектром энергий активаций газовыделения могут быть приписаны следующим процессам:

• первые два пика (0.82 и 1.1 эВ/атом.) соответствуют диссоциации простых водородных комплексов типа VH на поверхности, содержащей дефекты с различными энергиями связи. Местами сорбции водорода могут быть краевые атомы пространственной структуры углерода с энтальпией адсорбции - 2.3 эВ/Н₂ (релаксированные) атомы углерода. Эти узлы легко доступны для водорода, так как они расположены по границам зерен и транспорт водорода происходит путем быстрой диффузии через связанную пористую структуру. Насыщение ловушек такого типа может быть ограничено кинетикой адсорбции. Емкость ловушек такого типа может быть до 200 аррт.

• пик выделения водорода с энергией 1,4 эВ/атом может быть приписан диссоциации V₂H комплекса или выделению водорода из оборванной углеродной связи на поверхности типа «мономер».

• пик газовыделения с энергией 1.6 эВ/атом соответствует диссоциации VH₂ – комплекса с высвобождением атомарного водорода.

• энергия выделения водорода 2.2 эВ/атом. соответствует диссоциации более сложных комплексов, например V_2H_4 , с высвобождением мо-

лекулярного водорода или выделению водорода с оборванных углеродных связей на поверхности типа «димер» Местами сорбции водорода могут быть узлы внедренных в междоузлии атомов углерода с энтальпией адсорбции - 4.4 эВ/Н₂ (нерелаксированные атомы углерода). Эти узлы локализуются между графитовыми слоями и слабо доступны для водорода при низких температурах. Для заполнения этих ловушек необходима диффузия по зерну графита. Оценка емкости ловушек такого типа равна 50 аррт.

• полученная дополнительно энергия активации газовыделения (2.5 эВ/атом.), вероятно, может быть приписана распаду водородных комплексов типа V_nH_m .

• последний пик на термодесорбционном спектре связан с диффузией водорода из «мономеров» в зерно под влиянием реакторного излучения и соответствует объемной диффузии из зерна кристаллита. С нашей точки зрения, образование «мономеров» при облучении графита в водороде предподчтительнее, чем образование других С-Н связей.



Рис. 8. Пример подгонки программой DiDouble расчетной кривой по модели двухканальной диффузии с ловушками к спектру термодесорбции водорода из РГТ-графита, облученного в водороде при температуре 920 К.

Здесь (a) и (c) - динамика изменения во времени пространственного распределения водорода в диффузионной среде двух каналов; (b) и (d) - то же в ловушках; (e) - экспериментальная и расчетная кривые потока водорода в зависимости от температуры, (скорость нагрева равна 20 К/мин.).

Заключение.

Проведены эксперименты по одновременному насыщению водородом и реакторному облучению образцов графита РГ-Т

Методом термодесорбционной спектроскопии в режиме линейного нагрева исследованы характеристики газовыделения и накопления водорода в облученных при различных условиях и контрольных образцах графита РГ-Т.

Обнаружен эффект совместного воздействия водорода, температуры и облучения на характеристики накопления водорода в графите, который проявляется в увеличении удержания водорода в образце.

Показано, что накопление водорода в графите при воздействии излучения является результатом взаимодействия водорода с оборванными (свободными) углеродными связями на поверхности в результате радиационно-стимулированного увеличения адсорбционно-каталитической активности поверхности графита, включая внутреннею поверхность пор, содержащую оборванные углеродные связи.

Литература

- 1. Бекман И.Н., Экспериментальные методы изучения диффузии радиоактивных газов в твердых телах. Десорбционный метод. Радиохимия, №3, 1987 г.
- 2. Atsumi H., Higashi O., Iseki M., Shikama M. Hydrogen absorbing of graphite for fusion reactors, Kinki Diagaku Rikogakubu Kenkyu Hokoku (Japan) 1992, v.28 p.221-229.
- 3. Tazhibaeva I.L., Klepikov A.Kh., Shestakov V.P., Romanenko O.G., Hydrogen release of reactor irradiated RGT-graphite, -J. Nucl. Mater., 1996, v. 233-237, p. 1198-1201.
- Тажибаева И.Л., Клепиков А.Х., Шестаков В.П., Романенко О.Г., Чихрай Е.В., Кенжин Е.А., Басов А.В., Зеленский Д.И., Зверев В.Н., Чертков Ю.Б., Исследование накопления и выделения водорода в облученных образцах бериллия и графита, - ВАНТ, сер. Термоядерный синтез, 1996, вып. 1, с. 29-36.
- 5. Писарев А.А., Бандурко В.В., Цыплаков В.Н. Определение энергии активизации газовыделения ионновнедренного дейтерия из нержавеющей стали, - Атомная энергия, 1987, т. 63, с. 28-30.
- Hoinkis E., Thermodesoption of deuterium from a porous graphitic carbon, J. Nucl. Mater., 1991, v. 183, p. 9-18.
- Захаров А.П., Городецкий А.Е. и др., Процессы накопления и реэмиссии протонов водорода в углеродных материалах при взаимодействии с ионными и плазменными потоками, - отчет ИФХ РАН, 1992
- 8. Kanashenko S.L., Gorodetskiy A.E., Chernikov V.N., Markin A.V., Zakharov A.P., Doyle B.L., Wampler W.R. Hydrogen adsorption and solubility in graphites, J. Nucl. Mater., 1996, v. 233-237, 1207-1212.
- 9. Kurnikov D.B., Kanashenko S.L., Gorodetsky A.E. and Zakharov A.P., Interaction of deuterium atoms with radiation defects in graphite, -J. Nucl. Mater., 1991, v. 185, p. 123-129.
- 10. Federici G. and Wu C.H., Modelling of plasma hydrogen isotope behaviour in porous materials (graphites/carbon - carbon composites), -J. Nucl. Mater., 1992, v. 186, p. 131-152.
- 11. Atsumi H., Iseki M., Shikama T., Hydrogen behaviour in carbon-based materials and its neutron irradiation effect, -J. Nucl. Mater., 1996, v. 233-237, p. 1128-1132.
- Zakharov A.P., Gorodetsky A.E., Alimov V.Kh., Kanashenko S.L., Markin A.V., Hydrogen retention in plasma-facing materials and its consequences on tokamak operation, J. Nucl. Mater., 1997, v. 241-243, p. 52-67.
- 13. Carter G., Thermal resolution of desorption energy spectra, -Vacuum, 1962, v. 12, № 5, p.245-254.
- 14. Mathcad 6.0 Plus. Финансовые, инженерные и научные расчеты в среде Windows 95. Пер с англ., -М., Информационно-издательский дом «Филинъ», 1996, 712 с.

УДК 621.039.526: 621.039.54

РАСЧЕТНОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ ТЕМПЕРАТУРНОГО ПОЛЯ В МОДЕЛИ ПЕРВОЙ СТЕНКИ РЕАКТОРА ИТЭР

Игнашев В.И., Чехонадских А.М.

Институт атомной энергии

Произведено расчетное моделирование режимов испытаний и изучено расчетным способом влияние на них размеров модели первой стенки, мощности нагрева и переходных режимов нагрева. По итогам расчета разработаны рекомендации по выбору размеров модели и режимов испытаний.

Введение

В настоящее время близится к завершению этап НИОКР по проекту создания Международного термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР). Центральная объединенная рабочая группа ИТЭР большое внимание уделяет обоснованию безопасности реактора. Одним из открытых вопросов остается вопрос бериллиевой и водородной безопасности ИТЭР при попадании в вакуумную полость реактора водяного пара.

Для проверки пригодности программы MEL-COR для описания данной аварийной ситуации необходимо получить экспериментальные данные на малых моделях. В Институте атомной энергии НЯЦ РК разработана и создана установка для моделирования данной аварийной ситуации реактора ИТЭР. Ниже приведено описание расчетов, выполненных в обоснование конструкции малой модели первой стенки (ПС)

Расчет проводился с целью изучения эффективности высокочастотного способа нагрева модели ПС реактора ИТЭР и влияния на распределение температуры в модели ПС следующих факторов:

- условий нагрева и охлаждения;
- геометрической формы и размеров.

Описание расчетной схемы модели первой стенки

Модель первой стенки реактора ИТЭР представляет собой трехслойную цилиндрическую деталь, которая состоит из следующих слоев:

- бериллий, внутренний диаметр 50, наружный 56 мм, высота 220 мм;
- медь, толщина слоя 5...10 мм;
- сталь 12Х18Н10Т, толщина слоя 12...20 мм.

Общая высота модели составляет 350 мм.

Расчетная схема модели первой стенки показана на рис. 1.

Нагрев производится током высокой частоты. Внутренний токоподвод расположен коаксиально внутри модели и имеет наружный диаметр 40 и толщину стенки 2.5 мм. Наружным токоподводом является оболочка толщиной 2 мм, расположенная на внутренней поверхности стального слоя. Материал токоподводов - медь. Охлаждение производится за счет кипения воды в большом объеме по наружной поверхности стального слоя модели и по внутренней поверхности внутреннего токоподвода.



Рис. 1 Расчетная схема модели первой стенки.

Энерговыделение в модели будет осуществляться в пределах глубины проникновения тока в материал. Область энерговыделения на схеме заштрихована. Считаем, что мощность энерговыделения не зависит от материала и будет одинаковой для меди и для бериллия. Частота тока - f = 66кГц.

Глубина проникновения тока в материал определяется по формуле:

$$\Delta = 503 \cdot (\rho/f)^{0.5}$$

где р - удельное электрическое сопротивление материала.

Для бериллия (Ве) удельное электросопротивление при 800°С равно $\rho=32\cdot10^{-8}$ Ом·м, глубина проникновения тока $\Delta=1.25\,$ мм. Для меди (Си) удельное электросопротивление при 200°С равно $\rho=3\cdot10^{-8}$ Ом·м, а глубина проникновения тока

∆=0.3 мм. При расчете будем пользоваться именно этими значениями глубины проникновения тока в материал.

На схеме римскими цифрами указаны четыре границы расчетной области. На I, II и III границах граничные условия одинаковы:

- температура среды T=200°С;
- коэффициент теплоотдачи α = 40000 кВт/м2К (кипение).

На границе IV тепловой поток $q_f=0$ BT/м².

Результаты расчета

Расчет температурных полей в вышеуказанном экспериментальном устройстве осуществлялся методом конечных элементов по программе расчета КЕТН5. Были рассчитаны температурные поля для восьми вариантов, представленных в таблице 1.

Температурные поля для вариантов 3 и 7 приведены на рис. 2, 3. Температуры на всех рисунках даны в $^{\circ}$ C.

Таблица 1. Варианты исходных данных расчета.

Вариант	S ₁ , мм	S ₂ , мм	q _v , MBт/м ³
1	10	12	800
2	10	12	1500
3	10	20	800
4	10	20	1500
5	5	12	800
6	5	12	1500
7	5	20	800
8	5	20	1500



Рис. 2. Распределение температуры в модели первой стенки.





На рис. 4...7 показано распределение температур материалов (бериллия, меди и стали) по высоте для всех восьми вариантов расчета. За 0 принят нижний край цилиндра из бериллия. На рис. 4...7 приняты следующие обозначения:

- Т_Ве1 температура внутренней поверхности бериллия (\emptyset 50 мм) при мощности энерговыделения $q_v = 800 \text{ MBt/m}^3$;
- T_Cu1 температура внутренней поверхности меди (\emptyset 56 мм) при мощности энерговыделения q_v = 800 MBт/м³;
- Т_Ве2 температура внутренней поверхности бериллия (∅ 50 мм) при мощности энерговыделения q_v = 1500 МВт/м³;
- Т_Cu2 температура внутренней поверхности меди (∅ 56 мм) при мощности энерговыделения q_v = 1500 MBт/м³;
- T_Fe2 температура внутренней поверхности стали при мощности энерговыделения $q_{\rm v}$ = 1500 MBt/m^3



Рис. 4. Распределение температуры поверхности материалов по высоте.



Рис. 5. Распределение температуры поверхности материалов по высоте.



Рис. 6. Распределение температуры поверхности материалов по высоте.



Рис. 7. Распределение температуры поверхности материалов по высоте.

Все вышеуказанные результаты относятся к стационарному расчету. Чтобы определить время выхода на режим при включении и выключении напряжения на клеммах, был сделан нестационарный расчет для варианта 7. Результаты расчета приведены на рис. 8...10. Здесь показано изменение максимальной и минимальной температуры бериллия в зависимости от времени и приведено распределение температуры по высоте модели первой стенки на начальном и конечном (после отключения нагревателя) участках разогрева. Из результатов расчета видно, что выход на стационарный температурный режим при работе нагревателя осуществляется практически за 5 - 6 секунд, а при отключении нагрева температура выравнивается за 4-5 секунд.

Выводы и рекомендации

В результате расчета выявлено значительное влияние теплопроводности в осевом направлении на распределение температуры по высоте модели первой стенки. Для уменьшения градиента температуры в осевом направлении рекомендуется уменьшить толщину слоя меди. Максимальная температура поверхности бериллия может быть задана в широком диапазоне за счет изменения толщины слоя стали и величины плотности энерговыделения. Рекомендуется при планировании режимов испытаний учитывать быстрое снижение температуры модели первой стенки после отклю-чения нагрева.

Проведенный расчет подтвердил возможность реализации требуемого градиента температуры в модели путем поверхностного нагрева.



Рис. 8. Нестационарная температура поверхности бериллия.



Рис. 9. Нестационарное распределение температуры по высоте модели первой стенки после включения нагревателя.



Рис. 10. Нестационарное распределение температуры по высоте модели первой стенки при охлаждении после выключения нагревателя.

УДК 621.039.526: 621.039.54

РАСЧЕТ ПОЛЕЙ РАССЕЯННЫХ В ВОЗДУХЕ НЕЙТРОНОВ И ФОТОНОВ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Жарков В.П.¹⁾, Дикарева О.Ф.¹⁾, Карташев И.А.¹⁾, Киселев А.Н.¹⁾, Нетеча М.Е.¹⁾, Истомин Ю.Л.²⁾

¹⁾ НИКИЭТ, РФ ²⁾ Институт атомной энергии

Проведены расчеты полей рассеянных в воздухе нейтронов и фотонов реактора. Источниками излучения являлись ядерные реакторы ИВГ.1М и РА, испускающие пучки излучения в атмосферу. Расчеты проводились с помощью программ МСNP и DOT-IV. Использовалась методика с эффективными источниками, моделирующими выход излучения реакторов в атмосферу. Эффективные источники были сформированы на основе результатов расчетов МСNP и экспериментальных данных. Сопоставления расчетных и измеренных значений интегральной плотности потока нейтронов, мощности дозы нейтронов и фотонов, тепловых потоков нейтронов показали их удовлетворительное согласие.

1. Введение.

Излучение, выходящее из источника и попадающее в детектор после рассеяния вблизи границы земля-воздух принято называть скайшайн (skyshine). Радиационная обстановка вблизи различных ядерно-технических установок (ядерных реакторов, хранилищ отработавшего топлива, высокоэнергетичных ускорителей) часто определяется излучением рассеянных в воздухе нейтронов и фотонов. Для расчета скайшайн-излучения используются методы дискретных ординат либо методы Монте-Карло. Верификация этих методов с использованием результатов измерений представляет собой актуальную задачу в настоящее время. Особенно важно это в тех случаях, когда источником выходящего в атмосферу излучения является ядерный реактор.

В настоящей работе описывается процедура верификации программ MCNP-4 [1] и DOT-IV [2] в задачах определения полей нейтронов и фотонов рассеянного в воздухе излучения реактора вблизи границы раздела с землей. Методика измерений и описание проведения экспериментов излагаются в [3].

2. Формирование эффективных источников излучения.

В эксперименте источниками излучений являлись два ядерных реактора ИВГ.1М и РА. Расчет пространственно-угловых и энергетических распределений выходящего из этих реакторов излучения представляет собой гораздо более сложную задачу, нежели расчет полей рассеянного в атмосферном воздухе излучения. Поэтому целесообразно сформировать «эффективные источники» излучения, которые были бы полностью эквивалентны реальным. Иными словами, «эффективный источник» должен иметь те же спектральноугловые характеристики выходящего в атмосферу излучения, но иметь простую геометрическую форму. Принимая во внимание то обстоятельство, что обычно точки детектирования находятся от источников на расстоянии, значительно превышающем их линейные размеры, источники можно считать точечными.

Для определения характеристик выходящего в атмосферу излучения требуется проведение расчетов полей нейтронов и фотонов в активной зоне и окружающих ее конструкциях в направлении выхода излучения в атмосферу.

Расчеты проводились главным образом с помощью программы MCNP-4 [1], реализующей метод Монте-Карло и, в меньшей степени, программы DOT-IV [2], реализующей многогрупповой метод дискретных ординат. В расчетах MCNP использовались неаналоговые способы моделирования истории частиц расщепления и русской рулетки. В расчетах использовались библиотеки BMCCS1 для нейтронов и MCPLIB1 для фотонов.

Для реактора ИВГ.1М измерения и предварительные расчеты показали, что более 60% излучения (по интегральной плотности потока) выходит в атмосферу через центральный полый канал. При этом наблюдается резкий (приблизительно на два порядка) спад в радиальном направлении интенсивности излучения, выходящего с поверхности крышки реактора. Вследствие этого расчетная схема для MCNP была ограничена по радиусу размером ~60 см. В вертикальном направлении расчеты производились до уровня хвостовиков ТК через железоводную защиту, которая в расчетах МСNP представлялась рядом гомогенизированных зон. Такое упрощенное представление в расчетах реальной композиции было вынужденным вследствие большого количества в них элементов конструкций и их сложной геометрической формы.

В табл.1 приведены результаты расчетов с помощью программы MCNP плотности потока быстрых (с $En \ge 1.11$ MэB) и тепловых (с $En \le 0.414$ эВ) нейтронов вдоль вертикальной оси канала. Наблюдается удовлетворительное согласие измеренных и расчетных данных. Наибольшие расхождения между экспериментом и расчетом наблюдаются в пространственных точках, близких к верхнему торцу канала (точка 40 см в табл..1, примерно на 35 см выше хвостовиков ТК). Это, видимо, связано частично с тем, что в расчете вся железоводная защита гомогенизирована, а в эксперименте измерения в этих точках имеют большую (20 - 30 %) погрешность. Многие другие примеры сопоставлений показывают, что результаты, полученные с помощью программы MCNP, вполне достоверны и могут быть использованы при формировании эффективного точечного источника, моделирующего выход излучения в атмосферу из реактора ИВГ-1М.

Таблица 1. Распределение потоков тепловых и быстрых нейтронов по высоте центрального канала реактора ИВГ.1М.

Расстояние от	Поток быстрых нейт	ронов, н/см ² ·с	Поток тепловых нейтронов, н/см ² ·с		
верхнего торца	Экспериментальные	MCNP	Экспериментальные	MCNP	
канала вниз, см	данные, [3]		данные, [3]		
40	1.00+9 *	1.91+9	8.56+9	1.63+10	
60	-	3.12+9	1.53+10	3.67+10	
80	-	6.20+9	5.05+10	9.10+10	
100	1.33+10	2.01+10	1.72+11	2.47+11	
120	9.73+10	9.30+10	1.36+12	1.10+12	
140	1.16+12	1.06+12	1.76+13	9.00+12	
160	5.79+12	8.41+12	7.34+13	8.50+13	
180	1.04+13	1.25+13	1.26+14	1.38+14	
200	1.01+13	1.24+13	1.17+14	1.40+14	

* здесь 1.00+9 означает 1.0x10⁹

При формировании этого источника принималось во внимание, что 68% излучения интегральной (по энергии) плотности потока составляло практически мононаправленное излучение из полого канала. Оставшиеся 32% интегрального потока составляет излучение с крышки реактора, имеющее приблизительно косинусоидальное угловое распределение. Большая часть этого излучения будет поглощена в деталях оборудования и стенах и крыше реакторного помещения. На основании оценочных расчетов и геометрических соображений было принято, что все излучение реактора, выходящее в атмосферу, сосредоточено в узком конусе с углом при вершине ~18° (косинус этого угла составляет 0.95).

Полная интенсивность выходящего излучения (интегральной плотности потока) нейтронов, на основании расчетных данных, составила 2.15·10¹² н/с. Таким образом, реактор ИВГ.1М как источник излучения в дальнейших расчетах моделировался точечным источником с направленным угловым распределением (косинус угла раствора пучка менялся от 1.0 до 0.95) и с энергетическим распределением нейтронов на выходе центрального канала.

Процедура, аналогичная описанной, была выполнена для фотонов. Эффективный источник фотонов имел то же угловое распределение, а в качестве энергетического спектра брались расчетные спектры фотонов, выходящие из полого канала. Полная интенсивность эффективного источника фотонов составила 2.30·10¹³ γ/с.

Для реактора РА выход излучения в атмосферу происходит с верхней крышки активной зоны [3]. Для формирования эффективного источника были проведены расчеты радиальных распределений плотности потока нейтронов на трех уровнях по высоте от центра активной зоны - 55 см, 185 см, 315 см. Результаты расчетов и измерений плотности потока быстрых (с En ≥ 1.11 МэВ) нейтронов приводятся в табл. 2. Совпадение расчетных (MCNP) и экспериментальных результатов для всех трех уровней можно считать удовлетворительным. Из представленных в табл. 2 распределений следует, что выходящее в атмосферу излучение сконцентрировано в достаточно узком конусе вокруг вертикальной оси. Полагая, что эффективный точечный источник располагается по высоте в центре активной зоны, можно определить максимальный угол расходимости α (или µ=cos α) выходящего пучка. При этом можно воспользоваться радиальными распределениями излучения на уровнях 170 и 270 см. Средняя оценка для двух уровней µ_{min} оказалась равной 0.80. Это значение хорошо согласуется с геометрическим анализом выхода излучения из реактора РА через верхний люк на крыше реакторного помещения. Таким образом, выходящее из реактора РА излучение можно смоделировать с помощью точечного источника в центре активной зоны, излучающего в направлении оси Z равновероятно в пределах конуса с углом при вершине ~36° (µ=0.80). Интенсивность этого источника оказалась равной 2.04·10¹⁴ н/с.

Аналогичный анализ для фотонов показал, что эффективный источник будет иметь в этом случае тот же угол расходимости α , что и для нейтронов, и интенсивность выхода составит $5.10 \cdot 10^{14} \, \gamma/c$.

Высота расположе-	Расстояние от оси	Поток быстрых нейтронов			
ния над крышкой	реактора, см	(E >1.11МэВ), н/см ² ·с			
реактора, см		MCNP	Эксперимен-тальные		
			данные, [3]		
	0	6.13+10	5.7+10		
	5	5.82+10	5.5+10		
	10	5.33+10	5.0+10		
0	17	4.36+10	3.9+10		
	25	3.12+10	3.1+10		
	30	2.34+10	3.1+10		
	38	1.30+10	2.3+10		
	0	2.38+09	3.1+09		
	10	2.23+09	3.1+09		
	20	2.15+09	2.8+09		
	30	2.11+09	2.7+09		
130	40	1.96+09	2.5+09		
	55	1.47+09	1.9+09		
	70	6.57+08	9.1+08		
	85	2.54+08	2.1+08		
	100	9.83+07	6.3+07		
	0	6.48+08	8.1+08		
		5.84+08			
	15	5.82+08	8.0+08		
	30	6.16+08	7.9+08		
260	45	5.93+08	7.5+08		
	60	5.44+08	7.0+08		
	80	4.86+08	5.9+08		
	100	4.19+08	4.5+08		
	120	3.05+08	3.0+08		

Таблица 2. Поток быстрых нейтронов (E >1.11МэВ) на крышке реактора РА и над ней.

Таким образом, для расчетов skyshine оба реактора могут быть смоделированы точечными источниками с резко анизотропным излучением заданной интенсивности.

1. Расчет полей нейтронов и фотонов на местности.

В расчетах полей нейтронов и фотонов на местности использовались эффективные источники с заданными угловыми и энергетическими распределениями выходящего излучения и интенсивностью выхода. Источники располагались в центре симметрии композиции на уровне земли (рис. 1). Детекторы излучения задавались в виде кольцевых поверхностей с шириной, равной 100 см, и на расстоянии ~100 см (по высоте) от поверхности грунта. В расчете, как и в эксперименте, определялись интегральный поток нейтронов, мощности дозы нейтронов и фотонов и тепловой поток нейтронов.



Рис. 1. Расчетная схема рассеянного излучения.

В серии параметрических исследований были определены размеры области расчета (по радиусу и высоте). Расчеты показали, что H = R = 1200 м обеспечивают получение корректных оценок рассчитываемых функционалов для всех пространственных точек на местности.

Кроме того, в серии расчетов было показано, что для обоих источников значения функционалов для всех пространственных точек слабо зависят от угла расходимости пучка α . Ошибка в задании этого угла на 5-10° приводит к изменению значений функционалов на 0,5-1 %, что обычно заметно меньше статистической точности расчета.

С другой стороны, результаты расчета для нейтронов сильно зависят от формы заданных энергетических распределений источников, причем важно правильное задание спектра во всем энергетическом диапазоне энергий нейтронов от 10⁻¹⁰ до 12...15 МэВ.

Задание грунта в расчете обязательно, поскольку введение грунта на границе раздела земля-воздух приводит к увеличению значений функционалов. Результаты параметрических испытаний в целом согласуются с результатами аналогичных исследований в [4].

Состав атмосферного воздуха менялся в зависимости от погодных условий. Было выделено два варианте состава, соответствующих двум разным сериям измерений: в октябре 1996 г. и в мае-июне 1997 г. Для каждой серии измерений определялась плотность воздуха в зависимости от температуры, давления и влажности. Температура, давление и влажность менялись в течение дня (времени измерений) довольно заметно, так что определялись средние дневные значения. Таким образом, для различных дней измерений в течение серии наблюдались изменения этих параметров, а, следовательно, и изменения ядерного состава воздуха. Тем не менее, для каждой серии измерений составы были почти стабильными (наблюдались лишь малые вариации вокруг некоторых «базовых» оценок). Эти «базовые» оценки ядерных концентраций для серии в октябре 1996 г.: NN= $4.30 \cdot 10^{19}$ яд/см³, NO= $1.16 \cdot 10^{19}$ яд/см³, NAr= $2.64 \cdot 10^{17}$ яд/см³, NH= $8.70 \cdot 10^{16}$ яд/см³; для серии в мае-июне 1997 г.: NN= $3.72 \cdot 10^{19}$ яд/см³, NO= $1.03 \cdot 10^{19}$ яд/см³, NAr= $2.24 \cdot 10^{17}$ яд/см³, NH= $5.30 \cdot 10^{17}$ яд/см³.

Как видно из приведенных составов, влияние водорода, чье присутствие в воздухе обусловлено, главным образом, влажностью, вряд ли может быть заметным. Действительно, как показали расчеты влияние водорода на результаты незначительно, в отличие от вариаций плотности воздуха.

Расчеты на местности с помощью программы MCNP проводились с использованием выборки по важности в различных геометрических зонах. Прослеживалась история частиц до $E\gamma \ge 5.0 \cdot 10^{-2}$ МэВ для фотонов и ~10⁻¹⁰ МэВ для нейтронов. В расчетах использовались библиотеки MCNP - ВМССS1 для нейтронов и MCPLIB1 для фотонов.

В расчетах полей нейтронов и фотонов на местности с помощью программы DOT-IV [2] использовались R-Z геометрия с числом разностных узлов ~10⁴ в S16P3 приближениях. Расчеты проводились с модифицированной библиотекой констант CASK-40. Для расчета дозовых характеристик использовались коэффициенты перевода плотности потока в мощность дозы, приведенные в [1].

В табл. 3-5 приведены результаты расчетов и измерений интегральной плотности потока, мощности дозы и плотности потока тепловых нейтронов в зависимости от расстояния до источника для двух серий измерений и двух реакторов.

Расстояни	ие, м	100	200	400	500	600	800	1000
	MCNP ¹⁾	1.03+5	1.83+4	1.48+3	5.74+2	2.06+2	3.26+1	6.00+0
поток тепловых	MCNP ²⁾	1.37+5	2.29+4	1.73+3	5.92+2	2.17+2	3.23+1	4.99+0
$(\mu/c)\chi^2$, c)	DOT-IV	1.17+5	1.88 + 4	1.46+3	-	1.78+2	2.65+1	4.34+0
(H/CM ·C)	Экс. [3]	9.36+4	1.63+4	1.02+3	3.48+2	1.19+2	1.65+1	2.81+0
Полинё полон	MCNP ¹⁾	4.66+5	8.70+4	7.58+3	2.68+3	9.60+2	1.55+2	2.56+1
полный поток	MCNP ²⁾	4.79+5	8.41+4	6.46+3	2.29+3	8.30+2	1.26+2	2.13+1
$(u/cy^2,c)$	DOT-IV	4.64+5	8.05+4	6.46+3	-	8.05+2	1.20+2	2.00+1
(H/CM ·C)	Экс. [3]	5.24+5	9.06+4	6.52+3	2.08+3	7.22+2	1.09+2	1.77+1
Manna	MCNP ¹⁾	7.18+4	1.42+4	1.31+3	4.72+2	1.79+2	3.08+1	5.06+0
мощность дозы нейтронов,	MCNP ²⁾	6.92+4	1.34+4	1.21+3	4.44+2	1.69+2	2.52+1	4.27+0
	DOT-IV	7.80+4	1.60+4	1.42+3	-	1.85+2	2.87+1	4.90+0
MIKJB/ M	Экс. [3]	9.90+4	1.80 + 4	1.64+3	5.13+2	1.73+2	2.60+1	4.64+0

Таблица 3. Пространственное распределение мощности дозы Дн, полный поток нейтронов Фн, поток тепловых нейтронов (реактор РА, первая серия измерений).

 $MCNP^{1}$ - расчет по программе MCNP с библиотекой ENDF/B-IV;

MCNP²⁾ - расчет по программе MCNP с библиотекой JENDL-3.2.

Deserve	Функционал									
Расстояние,		Дн, (мкЗв/ч)		Фн, (н/см ² ·с)			Φ нт, (н/см ² ·с)		
141	MCNP ¹⁾	DOT-IV	Экс.[3]	MCNP ¹⁾	DOT-IV	Экс.[3]	MCNP ¹⁾	DOT-IV	Экс.[3]	
100	6.86+4	8.41+4	1.15+5	4.85+5	4.70+5	5.41+5	1.06+5	1.17+5	8.31+4	
200	1.44+4	1.84+4	2.17+4	9.12+4	9.34+4	8.28+4	2.04+4	2.13+4	1.60+4	
400	1.51+3	2.04+3	2.18+3	8.82+3	9.53+3	9.09+3	1.99+3	2.10+3	1.30+3	
500	5.96+2	-	8.37+2	3.28+3	-	3.67+3	7.24+2	-	4.90+2	
600	2.36+2	3.28+2	3.22+2	1.29+3	1.50+3	1.33+3	2.84+2	3.24+2	1.88+2	
800	4.58+1	6.23+1	5.44+1	2.32+2	2.78+2	2.20+2	5.01+1	6.01+1	3.16+1	
1000	9.10+0	1.27+1	1.19+1	4.52+1	5.58+1	4.81+1	9.78+0	1.20+1	7.64+0	

Таблица 4. Пространственное распределение мощности дозы Дн, полный поток нейтронов Фн, поток тепловых нейтронов (реактор РА, вторая серия измерений).

MCNP¹⁾ - расчет по программе MCNP с библиотекой ENDF/B-IV.

Таблица 5. Пространственное распределение мощности дозы Дн, полный поток нейтронов Фн, поток тепловых нейтронов (реактор ИВГ.1М, первая серия измерений).

	Функционал								
Расстояние,		Д н (мкЗв/ч)			Фн (н/см ² ·с)		Ф нт (н/см ² ·с)		
М	MCNP 1)	MCNP 2)	Экс.[3]	MCNP 1)	MCNP 2)	Экс.[3]	MCNP 1)	MCNP 2)	Экс.[3]
100	3.10+2	4.86+2	3.32+2	2.58+3	2.99+3	1.84+3	1.02+3	1.22+3	4.18+2
200	5.50+1	1.05+2	6.21+1	3.92+2	4.80+2	2.98+2	9.20+1	1.31+2	5.00+1
400	4.53+0	1.13+1	5.20+0	3.18+1	4.50+1	2.37+1	7.06+0	1.11+1	3.50+0
500	1.70+0	4.34+0	1.69+0	1.04+1	1.75+1	6.05 + 0	2.34+0	4.18+0	1.19+0
600	5.76-1	1.79+0	5.80-1	3.62+0	6.99+0	2.26+0	8.22-1	1.64+0	4.60-1
800	9.54-2	3.14-1	1.20-1	5.24-1	1.22+0	4.30-1	1.22-1	2.94-1	8.00-2
1000	1.70-2	6.00-2	3.00-2	8.60-2	2.30-1	8.30-2	1.94-2	5.74-2	1.30-2

MCNP¹⁾ - расчет по программе MCNP с библиотекой ENDF/B-IV;

MCNP²⁾ - расчет по программе MCNP с библиотекой JENDL-3.2.

Из таблиц 3-5 видно, что все расчетные результаты, полученные с помощью программ MCNP и DOT-IV, находятся в удовлетворительном согласии друг с другом, несмотря на то, что использовались разные ядерно-физические данные. Совпадение расчетных и экспериментальных результатов также удовлетворительное, и в большинстве случаев наблюдается согласие расчета и эксперимента в пределах удвоенной погрешности измерений. Наибольшее расхождение наблюдается для значений плотности потока тепловых нейтронов, что является вполне закономерным. Аналогичные расчеты были проделаны для фотонов. В мощность дозы фотонов на местности основной вклад вносят вторичные фотоны, появляющиеся в результате реакций захвата (главным образом) и неупругого рассеяния нейтронов. В табл. 6 приведены результаты расчета для 1-ой серии измерений реактора РА. Наблюдается заметное расхождение (до 1.7 раз) между экспериментом и расчетом для наиболее близких к источнику пространственных точек (100 и 200 м). Это, видимо, объясняется заниженным выходом излучения фотонов из источника, принятым в расчете.

Таблица 6. Мощность дозы гамма-излучения на различных расстояниях от реактора РА.

Расстояние,	Мощность дозы гамма излучения, (мкЗв/ч)									
М		Первая сери	я измерений	-		Вторая сери	ия измерений			
	Двт. ¹⁾	Дпр. ²⁾	Дү. ³⁾	Экс., [3]	Двт. ¹⁾	Дпр. ²⁾	Дү. ³⁾	Экс., [3]		
100	1.92+3	1.28+3	3.20+3	5.20+3	1.88+3	1.29+3	3.17+3	5.06+3		
200	3.94+2	2.25+2	6.19+2	8.91+2	4.24+2	2.53+2	6.77+2	9.21+2		
400	4.74+1	1.60+1	6.34+1	6.30+1	5.58+1	2.25+1	7.83+1	1.02+2		
500	1.84+1	5.02+0	2.34+1	2.42+1	2.36+1	7.85+0	3.15+1	4.45+1		
600	8.68+0	1.75+0	1.04+1	1.10+1	1.06+1	2.97+0	1.36+1	2.10+1		
800	2.32+0	2.25-1	2.55+0	2.48+0	2.88+0	4.68-1	3.35+0	5.16+0		
1000	6.80-1	3.17-2	7.12-1	7.20-1	8.50-1	8.71-2	9.37-1	1.54+0		

Двт. ¹⁾ – доза вторичных фотонов, Дпр. ²⁾ - доза фотонов выходящих из реактора, $Д\gamma$. ³⁾ = Двт. ¹⁾ + Дпр. ²⁾

Для реактора РА во второй серии измерений были проведены экспериментальные исследования пространственно-энергетических распределений нейтронов и фотонов. На рис. 2-7 приводятся результаты этих измерений вместе с результатами расчетов для трех пространственных точек. Хорошо видно, что для нейтронов в области энергий $En \leq 1$ МэВ для всех пространственных точек наблюдается совпадение измеренных и расчетных значений в пределах погрешности измерений. Для En > 1 МэВ в расчете наблюдается систематиче-

ское завышение в 1.5-2 раза по абсолютной величине, причем по форме распределения довольно близки друг к другу.

Дифференциальные спектры фотонов, приведенные на рис. 5-7, показывают несколько большее расхождение между экспериментом и расчетом.

В целом, расхождения между экспериментом и расчетом для мощности дозы фотонов больше, чем для нейтронов.



Рис. 2. Расчетный и измеренный дифференциальный спектр рассеянных нейтронов для реактора РА на расстоянии 100 м.



Рис. 3. Расчетный и измеренный дифференциальный спектр рассеянных нейтронов для реактора РА на расстоянии 200 м.



Рис. 4. Расчетный и измеренный дифференциальный спектр рассеянных нейтронов для реактора РА на расстоянии 400 м.



Рис. 5. Расчетный и измеренный дифференциальный спектр рассеянных фотонов для реактора РА на расстоянии 100 м.



Рис. 6. Расчетный и измеренный дифференциальный спектр рассеянных фотонов для реактора РА на расстоянии 200 м.



Рис. 7. Расчетный и измеренный дифференциальный спектр рассеянных фотонов для реактора РА на расстоянии 400 м.

Существенное влияние на точность расчетных для фотонов оценок оказывают ядернофизические данные по выходу вторичных фотонов и точность определения плотности потоков тепловых нейтронов, поскольку плотность потока фотонов определяется в сильной степени вторичными фотонами реакции захвата на ядрах азота. В табл.7 приводятся результаты расчета для реактора РА нейтронных и фотонных функционалов, полученных с помощью MCNP с ENDF/B-IV и FENDL-3.2 ядерно-физическими данными. Видно, что расхождения, обусловленные только различием в ядерно-физических, данных могут достигать ~40% для тепловых нейтронов и 2.5 раз для мощности дозы вторичных фотонов. Таким образом, уточнение этих ядернофизических данных, в первую очередь, для реакций захвата и неупругого рассеяния на азоте весьма важно для корректного расчета полей фотонов, обусловленных выходящим в атмосферу излучением ядерного реактора.

Tofunno 7 Zuonomua	II AUTRALIU IV	di manana na n	THE DOOLTOPO	$DA(\pi \alpha)$	HONDON OOD	(munananum)
гаолица /. эначения	неитронных	функционалов	для реактора	FA (IIO	первои сери	и измерении).

Расстояние,	, (м)	50	100	200	300	400	500	600	800	1000
Поток тепловых	MCNP ¹⁾	3.18+5	1.01+5	1.86+4	5.10+3	1.90+3	5.23+2	2.35+2	3.98+1	2.60+0
нейтронов	MCNP ²⁾	5.05+5	1.37+5	2.29+4	5.74+3	1.73+3	5.92+2	2.17+2	3.23+1	4.99+0
(н/см ² ·с)	Экс. [3]	3.38+5	9.36+4	1.63+4	3.41+3	1.02+3	3.48+2	1.19+2	1.65+1	2.81+0
Полный поток	MCNP ¹⁾	1.58+6	4.80+5	9.35+4	2.67+4	8.52+3	3.08+3	1.27+3	2.08+2	1.68+1
нейтронов	MCNP ²⁾	1.72+6	4.79+5	8.41+4	2.18+4	6.46+3	2.29+3	8.30+2	1.26+2	2.13+1
(н/см ² ·с)	Экс. [3]	1.78+6	5.24+5	9.06+4	1.90 + 4	6.52+3	2.08 + 3	7.22+2	1.09+2	1.71 + 1
Мощность дозы	MCNP ¹⁾	5.50+3	3.20+3	8.70+2	1.50+2	5.80+1	2.16+1	9.02+0	2.34+0	7.95-1
вторичных фотонов										
(мкЗв/ч)	MCNP ²⁾	2.19+3	7.61+2	1.78+2	5.78 + 1	2.33+1	9.67+0	6.15+0	1.14+0	6.33-1

MCNP¹⁾ - расчет по программе MCNP с библиотекой ENDF/B-IV;

MCNP²⁾ - расчет по программе MCNP с библиотекой JENDL-3.2.

Выводы

Проведены расчеты полей рассеянных в воздухе нейтронов и фотонов ядерных ректоров ИВГ.1М и РА. Расчеты проводились с помощью программ MCNP и DOT-IV. Сопоставление расчетных результатов с экспериментальными показали удовлетворительное согласие и подтвердили корректность выбранной методики расчета с использованием эффективных источников, моделирующих излучение реакторов. Сравнения показали необходимость уточнения ядерно-физических данных.

Литература

- J. Briesmeister (Editor). «MCNP A general Monte-Carlo Code N-particle Transport code. Version 4A», LA-12625-M (Nov. 1993).
- 2. W.A. Rhoades, R.L. Childs. «An updated version of the DOT4 One- and Two Dimensional Neutron/Photon Transport Code». ORNL-5851 (April 1982).
- 3. U.V. Orlov et al. Neutron and Gamma-radiation skyshine experiment at nuclear reactor. Presented on ANS international conference, 19-23 April 1998,
- 4. Nashville, Tennessee, USA.
- 5. A.A. Gui, J.K. Shultil, R.E. Faw. «Response functions for neutron skyshine analysis. Nucl. Sci. Eng. 125, 2, 111-127 (1997).

УДК 621.039.526: 621.039.54

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ РАССЕЯНИЯ В ВОЗДУХЕ НЕЙТРОННОГО И ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЙ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА

Истомин Ю.Л.¹⁾, Зеленский Д.И.¹⁾, Черепнин Ю.С.¹⁾, Орлов Ю.В.²⁾, Нетеча М.Е.²⁾, Аваев В.Н.²⁾, Васильев Г.А.²⁾, Sakamoto H.³⁾, Nomura Y.³⁾, Naito Y.³⁾

¹⁾ Институт атомной энергии ²⁾ НИКИЭТ, РФ ³⁾ JAERI. Япония

1.Введение

Радиационная обстановка вокруг различных ядерно-технических установок в ряде случаев определяется рассеянным в воздухе излучением, которое известно как «skyshine»-излучение. Чтобы верифицировать расчетные методы и сформулировать конкретные рекомендации при проектировании радиационной защиты ядерных установок необходимы надежные экспериментальные данные.

Авторами был предложен и реализован «skyshine»-эксперимент, где в качестве источников излучений использованы специальные исследовательские реакторы РА и ИВГ.1М, которые позволяют выпускать вверх интенсивные потоки излучений.

2.Краткое описание реакторов

Реакторы расположены в районе г. Семипалатинска (Республика Казахстан) в степной безлюдной зоне на высоте ~290 м над уровнем моря с перепадом высот не более ±5 м. Расстояние до ближайших населенных пунктов не менее 60 км.

Реактор ИВГ.1М представляет собой исследовательский водо-водяной реактор на тепловых нейтронах. Реактор размещен в массивном железобетонном перекрытии реакторного здания, которое углублено в землю. На перекрытии установлено защитное железобетонное кольцо высотой ~1 м (рис. 1).



Активная зона реактора представляет собой сильно гетерогенную систему с неправильной решеткой из 30 технологических каналов (топливо – сплав циркония с высокообогащенным ураном) и отражателем из бериллия. Размеры активной зоны: диаметр ~550 мм, высота 800 мм. В центре активной зоны установлена специальная гильза из бериллия, в которой размещен полый канал диаметром 76 мм, проходящий через всю активную зону, верхнюю защиту и крышку реактора. Через этот полый канал, в основном, выпускается излучение вверх в атмосферу. Номинальная мощность реактора при проведении экспериментов - 7 МВт.



Рис. 2. Реактор РА.

Реактор РА размещен в том же железобетонном перекрытии. Вокруг реактора установлена биологическая защита в виде усеченного конуса из тяжелого бетона и стали (рис. 2). В верхней части защиты имеется цилиндрическое отверстие диаметром 70 см, которое закрыто защитной пробкой из бетона толщиной ~1 м. Во время измерений защитная пробка извлекается, и излучение реактора выпускается вверх в атмосферу. Активная зона содержит 37 тепловыделяющих сборок с топливом из высокообогащенного урана (при проведении экспериментов в центральной ячейке вместо ТВС был установлен гидроимитатор). Размеры активной зоны: диаметр 340 мм и высота 700 мм. Отражатель выполнен из бериллия и графита, замедлитель - из гидрида циркония. Номинальная мощность реактора при проведении экспериментов – 300 кВт.

3.Методика измерений и аппаратура.

Измерения пространственных распределений излучений на местности проводились в южном направлении от реакторов, где отсутствуют строения. Было проведено три серии пусков реакторов в период с октября 1996 года по октябрь 1997 года. Измерения уровней излучений выполнялись на расстояниях 50, 100, 200, 300, 400, 500, 600, 800 и 1000 м от оси реакторов, при этом детекторы размещались на высоте 1 м от поверхности земли.

В экспериментах использовался широкий набор детекторов, включая дозиметрические, радиометрические и спектрометрические приборы. Перечень детекторов приведен в табл. 1.

Кроме того, для изучения характеристик реакторов, как источников излучений, были подробно исследованы поля излучений непосредственно над реакторами. Проведены измерения распределения плотности потоков быстрых нейтронов, тепловых нейтронов и мощности дозы гаммаизлучения в радиальном направлении на трех высотах от крышки реактора. Для этого использовались активационные детекторы и термолюминисцентные стекла.

Спектры нейтронов в широком диапазоне энергий измерялись набором из 18 –ти пороговых и резонансных детекторов.

Детектор	Размеры детектора	Энергетический	Функционал
		диапазон	
1	2	3	4
Сцинтилляционный счетчик	Таблетка Ø25 × 2 мм	Тепловые нейтроны	Плотность потока теп-
с таблеткой LiF+ZnS(Ag)	(счетчик $\varnothing40 \times 2$ мм)		ловых нейтронов
LiF+замедлитель	Ø150 мм полиэтилена	0.5 эВ - 10 МэВ	Плотность потока про- межуточных и быстрых нейтронов
LiF+замедлитель	Ø240 мм полиэтилена	0.5 - 10 МэВ	Мощность дозы нейтро- нов
Пластмасса+ ZnS(Ag)	Таблетка Ø80 × 6 мм	1 - 10 МэВ	Плотность потока быст- рых нейтронов
Тканеэквивалентная пласт- масса	Ø25 × 25 мм	0.02 - 10 МэВ	Мощность дозы гамма- излучения
Счетчик Гейгера	Ø10 × 50 мм	0.02 - 10 МэВ	Мощность дозы гамма- излучения
Кристалл NaJ	Ø63 × 63 мм	0.1 - 10 МэВ	Спектр гамма-излучения
Сцинтилляционный счетчик с кристаллом стильбена	Ø40 × 40 мм	0.2 - 10 МэВ	Спектр гамма-излучения
Н-счетчик	Ø32 × 150 мм; 3 атм (H ₂ -90%, CH ₄ -9.4%, ³ He-0.4%)	20 - 400 кэВ	Спектр нейтронов
³ Не-счетчик	Ø32 × 150 мм; 12 атм (³ He-33%, Kr-67%)	100 кэВ - 5 МэВ	Спектр нейтронов
Сцинтилляционный счетчик с кристаллом стильбена	$\varnothing40 imes 40$ мм	1 - 10 МэВ	Спектр нейтронов
Bonner-мультисферы сцинтилляционный счетчик с таблеткой B+ZnS(Ag)	6 замедлителей, диаметры 5.1; 7.6; 12.7; 17.8; 20.3; 30.5 см	тепловые - 10 МэВ	Спектр нейтронов

Таблица 1. Детекторы излучений.

4. Результаты измерений.

4.1 Поля излучений над реакторами.

Результаты измерений распределения излучений на крышке реакторов РА и ИВГ.1М приведены на рис. 3 и 4. Здесь и далее все измерения пересчитаны на номинальную мощность: для реактора РА - 300 кВт, для реактора ИВГ.1М - 7 МВт. Из рисунков видно, что поля излучений над реакторами существенно отличаются по форме и абсолютным значениям. Нейтронное и гаммаизлучения над реактором ИВГ.1М определяются, в основном, излучением, прошедшим через центральный полый канал. Поэтому излучение реактора ИВГ.1М в первом приближении можно аппроксимировать как узкий мононаправленный источник, в то время как излучение реактора РА можно представить в виде дискового источника диаметром ~70 см.

Спектры нейтронов в интервале энергий от 10⁻⁹ до 13 МэВ над реакторами РА и ИВГ.1М, измеренные набором активационных детекторов,

приведены на рис. 5. Из этого рисунка видно, что в излучение нейтронов реактора ИВГ.1М большой вклад вносят тепловые нейтроны. Это связано с наличием бериллиевой вставки в центре активной зоны реактора.

<u>4.2.Результаты дозиметрических и спек-</u> трометрических измерений на местности.

Измерения рассеянного в атмосфере нейтронного и гамма-излучений выполнены на расстояниях от 50 до 1000 м от реакторов в различные календарные периоды. При этом погодные условия (состояние атмосферы) существенно отличались:

- лето (июнь) температура воздуха плюс 35-40°С, атмосферное давление 720-730 мм.рт.ст., влажность 20-30%;
- осень (ноябрь) температура воздуха минус 10-15°С, атмосферное давление 760-770 мм.рт.ст., влажность 60-70%.



Рис 3. Радиальные распределения потоков быстрых нейтронов, измеренные детекторами ¹¹⁵In(n,n') над реакторами РА и ИВГ.1М.





На рис. 6...9 приведены результаты измерений мощности дозы нейтронов D_n , плотности потоков промежуточных и быстрых нейтронов Φ_{np+6} , плотности потоков тепловых нейтронов Φ_{τ} , мощности дозы гамма-излучения D_{γ} на различных расстояниях от реакторов РА и ИВГ.1М. Погреш-

ность дозиметрических и радиометрических измерений в основном не превышала 10-20%. Исключение составляли измерения излучения от реактора ИВГ.1М на больших расстояниях, где погрешность достигала 25-30%.








Четко прослеживается влияние погодных условий на уровни излучений, особенно на больших расстояниях. Это обстоятельство, в основном, связано с изменением плотности воздуха при различных погодных условиях, и в меньшей степени влиянием влажности воздуха. Из приведенных данных видно, что уровни излучений на реакторе РА в 200-300 раз выше, чем на реакторе ИВГ.1М. На обоих реакторах мощность дозы нейтронов существенно выше (в 10-20 раз), чем доза гамма-излучения. Вклад быстрых нейтронов ($E_n \ge 1$ МэВ) в полный поток составляет всего 2-3% (см. рис. 7), то есть рассеянное нейтронное излучение в основном определяется промежуточными нейтронами.

Полученные данные в первом приближении можно представить в виде простого соотношения

$$D_{n,\gamma}(r) = D_{n,\gamma}(r_0) \times \left(\frac{r_0}{r}\right) \times \exp(-\frac{r-r_0}{\lambda_{n,r}}),$$

где:

λ_{n,γ} - значение длины релаксации для мощности дозы нейтронов и гамма-квантов. В таблице 2 приведены значения длин релаксаций λ_n и λ_r , полученных из этого соотношения для реактора РА. Видно, что длины релаксаций для дозы нейтронов и гамма-квантов меняются в пределах 10-20% в зависимости от погодных условий. Для реактора ИВГ.1М значения длин релаксации в пределах погрешности измерений ±5% совпадают с данными, полученными для реактора РА.

Результаты измерений энергетических распределений нейтронов в диапазоне от 30 кэВ до 8 МэВ на реакторе РА, полученные с помощью Нспектрометра и спектрометра быстрых нейтронов с кристаллом стильбена приведены на рис. 10. Погрешность измерений в области энергий $E_n < 0.5$ МэВ составляет не более 10-15%, в области 0.5 МэВ - 2 МэВ не более 15-20%, а в области $E_n > 2$ МэВ не более 20-30%.

Из приведенных данных видно, что с увеличением расстояния от 100 до 400 м форма спектра слабо меняется и в промежуточной области энергий близка к виду 1/Е. Обращает на себя внимание в нейтронных спектрах наличие пика в быстрой области энергий $E_n \approx 5...6$ МэВ, причем с увеличением расстояния этот пик возрастает. Это связано с наличием нерегулярностей в сечении азота и кислорода в этой области энергий.

Таблица 2. Значения длин релаксации дозы нейтронов λ_n и дозы гамма-квантов λ_{γ} , м.

Расстояние, м	2	un an	λγ		
	осень лето		осень	лето	
50-200	100	110	105	105	
200-500	113	131	112	147	
500-800	125	145	177	189	



сцинтилляционным спектрометром с кристаллом стильбена

На рис. 11 приведены результаты измерений энергетических распределений гамма-квантов на местности на расстояниях от 100 до 400 м от реактора РА, полученных с помощью спектрометра с кристаллом стильбена. Обработка данных производилась с использованием FERDO code. Статистическая погрешность измерений не превышает 10%, полная погрешность составляет 10-15%. По форме спектры очень «жесткие» и слабо меняются с увеличением расстояния вплоть до 1000 м. Для энергий больше 1 МэВ спектры целиком определяются вторичным гамма-излучением, в основном в результате захвата нейтронов на ядрах азота и кислорода. В спектре видны пики захватного гамма-излучения азота в районе 3.5-3.7 МэВ; 5.2-5.4 МэВ; 5.8-6.0 МэВ; 7.2-7.6 МэВ; 8.2-6.5 МэВ.

Таким образом, получена обширная экспериментальная информация по распределению рассеянного в воздухе гамма и нейтронного излучения от реакторов РА и ИВГ.1М на расстояниях от 50 до 1000 м. Полученные данные будут использоваться для верификации расчетных кодов и проверки групповых ядерных констант.

Экспериментальные исследования по «sky-shine»-излучению будут продолжены.

Благодарности

Авторы благодарят Н.Н.Сухарева, О.А.Корякина, А.И.Яшникова, А.Л.Баринова (НИКИЭТ) и оперативный персонал реакторного комплекса ИАЭ НЯЦ РК за помощь в проведении экспериментов.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ МАССОВЫХ КОЭФФИЦИЕНТОВ ОСЛАБЛЕНИЯ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ В РАЗЛИЧНЫХ ТОПЛИВНЫХ КОМПОЗИЦИЯХ

Алейников Ю.В., Токтаганов М.О.

Институт атомной энергии

Одной из задач физических исследований реакторных установок с физическими макетами технологических каналов и отдельных модельных твэлов является определение абсолютных значений энерговыделения, реализованного в них в ходе проведения реакторного эксперимента. Энерговыделение можно определить по результатам гамма-спектрометрических измерений содержания в образцах накопившихся продуктов деления 235 U: 140 La по гамма-линии с энергией E_{γ} =1596 кэВ или 95 Zr по гамма-линии с энергией E_{γ} =724 кэВ, в зависимости от времени выдержки образца после проведения реакторного эксперимента.

Гамма-спектрометрический метод применяется и при определении содержания ²³⁵U в различных топливных композициях. При этом измеряется интенсивность гамма-излучения с энергией E_v=186 кэB.

При определении абсолютной активности образцов зарегистрированную интенсивность гамма-излучения умножают на ряд поправочных коэффициентов, один из которых учитывает эффект ослабления регистрируемого гамма-излучения материалами топливной композиции и носит название коэффициента самопоглощения (K_{cn}). Чтобы определить значение коэффициента самопоглощения необходимо знать величину массового коэффициента ослабления гамма-излучения (μ_m , см²/г) для каждого материала при определенных значениях энергии гамма-квантов. В представляемой работе рассматривается экспериментальный способ определения массового коэффициента ослабления гамма-излучения путем снятия кривых самоослабления.

Кривые самоослабления гамма-излучения представляют собой зависимость интенсивности гамма-излучения I_s , испускаемого с поверхности радиоактивных препаратов, имеющих одинаковую площадь поверхности S, от толщины препарата d/1/. Толщина препарата выражается значением массы m, отнесенной к единице площади S, и измеряется в г/см². При снятии кривых самоослабления гамма-излучения предполагается, что массовая удельная активность используемых препаратов постоянна.

В процессе отработки методики были получены зависимости самоослабления для четырёх топливных композиций. Для диоксида урана (UO₂), интерметаллида урана (U(AlSi)₃) и для мононитрида урана (UN) для значений энергии гаммаквантов E_{γ} =724 кэВ и E_{γ} =186 кэВ, а для двойного карбида урана (UC+ZrC+C) только для значений энергии гамма-квантов E_{γ} =186 кэВ. Вид кривых самоослабления для гамма-квантов с E_{γ} =186 кэВ в некоторых топливных композициях представлен на рис. 1.



Рис. 1. Кривые самоослабления гамма-квантов с энергией 186 кэВ в различных топливных композициях.

Измерительные препараты представляли собой измельченный материал топливной композиции, нанесенный равномерным слоем на цилиндрическую подложку. Измерение интенсивности гамма-излучения проводилось на гаммаспектрометре с полупроводниковым детектором типа ДГДК-50А и амплитудным анализатором импульсов АМА-03Ф.

Анализ кривых самоослабления гаммаизлучения показывает, что с увеличением толщины препарата *d* интенсивность гамма-излучения также возрастает, асимптотически приближаясь к некоторому предельному значению ($I_s = I_{\infty}$). Это означает, что гамма-излучение от слоев препарата, лежащих выше некоторого слоя, называемого слоем насыщения, практически регистрироваться не будет. Так, для энергии Е_у=186 кэВ, толщина слоя насыщения не превышает 5 г/см² для UO₂, 4 г/см² для U(AlSi)₃ и UN, 2 г/см² для UC+ZrC+C. Для энергии гамма-квантов E_v=724 кэВ толщина слоя насыщения превышает 30 г/см² для всех исследованных топливных композиций.

Значения массового коэффициента ослабления гамма-излучения для всех топливных композиций и энергий гамма-квантов E_{γ} =724 кэВ и E_{γ} =186 кэВ получены путем аппроксимации методом последовательных приближений /2/ экспериментальных зависимостей интенсивности гамма-излучения, испускаемого с поверхности препарата, от толщины препарата функцией, приведённой в /1/:

$$I_{S} = \frac{A \times S}{\mu_{m}} \times \left[1 - \exp(-\mu_{m} \times d)\right], \qquad (1)$$

где А - удельная активность вещества (в единицах регистрируемой активности), которая может быть определена наряду с массовым коэффициентом ослабления гамма-излучения µm.

Полученные значения массового коэффициента ослабления гамма-излучения приведены в таблице 1.

Тип топливной композиции	Массовые коэффициенты ослабления гамма-излучения μ_m в зависимости от энергии гамма-квантов $E_{\gamma_2} \operatorname{cm}^2/r$.						
	Е _у =186 кэВ Е _у =724 кэВ						
		Экспериментальные значения Значение, приведённое в /3/					
UO ₂	1.16±0.05	0.13±0.01	0.13±0.03				
U(AlSi) ₃	0.84 ± 0.04	0.15±0.02					
UN	1.27±0.05	0.12±0.01					
UC+ZrC+C	0.43±0.02						

Результат, полученный для диоксида урана и энергии гамма-квантов E_{γ} =724 кэВ с достаточной точностью совпадает со значением, приведённым в /3/.

Используя полученные значения массового коэффициента ослабления гамма-излучения μ_m , значения коэффициента самопоглощения гамма-излучения K_{cn} вычисляют по формуле, приведенной в /4/:

$$K_{cn} = \frac{\mu_m^{\prime} \times d}{1 - \exp(-\mu_m^* \times d)}, \qquad (2)$$

где
$$\mu_m^* = \mu_m \times \frac{\ln(\cos \alpha)}{\cos \alpha - 1},$$

$$\cos \alpha = \left(H_{s\phi} + \frac{d}{2} \right) / \sqrt{\frac{D^2}{4} + \left(H_{s\phi} + \frac{d}{2} \right)^2};$$

d - толщина препарата, г/см²;

- μ_m массовый коэффициент ослабления гаммаизлучения, см²/г;
- *D* диаметр кристалла, регистрирующего гаммаизлучение, см;

H_{эф} - расстояние от эффективного центра регистрации полупроводникового детектора до препарата, см.

Формула справедлива, если доля поглощённых гамма-квантов не превышает 20-25% /4/.

При измерении интенсивности гаммаизлучения с энергией E_{γ} = 186 кэВ приходится сталкиваться с препаратами, толщина которых превышает величину слоя насыщения. В этом случае формула (2) не применима /4/. Однако, из выражения (1) легко показать, что предельное значение интенсивности гамма-излучения есть мера удельной активности препарата. Действительно, при $d \rightarrow \infty$

$$I_{\infty} = \frac{A \times S}{\mu_m}, \qquad (3)$$
$$A = \frac{I_{\infty} \times \mu_m}{S}, \qquad (4)$$

Отсюда находим значение удельной активности препарата, полагая, что массовая удельная активность исследуемого препарата постоянна: По результатам работы можно делать следующие выводы:

1. Метод снятия кривых самоослабления гамма-излучения позволяет определить поправку на самоослабление гамма-квантов в препарате любой толщины с достаточной точностью. 2. Метод позволяет оценивать величину слоя насыщения для данного топливного материала.

3. С помощью этого метода можно определить удельную активность препаратов "бесконечной" толщины.

Литература

- 1. В.Б.Лукьянов, Е.Б.Симонов. Измерение и идентификация бета-радиоактивных препаратов. М., Энергоатомиздат, 1982.
- 2. Г.Корн, Т.Корн. Справочник по математике для научных работников и инженеров. М., Наука. 1984
- 3. М.Подешть, Я.Клима, П.Штехер, Е.Штехерова. Измерения коэффициентов ослабления гаммаизлучения в UO₂ и цирконии для поправки измерений выгорания на самопоглощение. ЧССР, Институт ядерных исследований, 1978.
- 4. Б.А.Брискман, В.В.Генералова, Е.А.Крамер-Агеев, В.С.Трощин. Внутриреакторная дозиметрия. Практическое руководство. М., Энергоиздат. 1985.

ВОДОРОДОПРОНИЦАЕМОСТЬ НЕРЖАВЕЮЩЕЙ СТАЛИ В ПРОЦЕССЕ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Тажибаева И.Л.¹⁾, Шестаков В.П.¹⁾, Клепиков А.Х.¹⁾, Романенко О.Г.¹⁾, Чихрай Е.В.¹⁾, Кенжин Е.А.²⁾, Зверев В.В.²⁾, Тихомиров Л.Н.²⁾, Черепнин Ю.С.²⁾

> 1) НИИЭТФ КазГУ ²⁾ Институт атомной энергии

В работе приведены результаты измерений параметров водородопроницаемости стали 08Х18Н10Т в процессе облучения на реакторе ИВГ.1М. Измерения проводили методом установления стационарного потока в режиме непрерывной откачки. Определены эффективные коэффициенты диффузии, проницаемости и растворимости водорода в стали в процессе реакторного облучения. Обнаружен эффект увеличения эффективных параметров проникновения водорода через образец. Наблюдается пострадиационный эффект воздействия облучения на диффузионные параметры водорода в стали. Предложен механизм радиационностимулированной диффузии.

Введение

В настоящее время сформулированы основные условия работы энергонапряженных элементов реактора ИТЭР как по температурам, так и по тепловым и нейтронным потокам (первая стенка, дивертор, бланкет). От правильного выбора конструкции и материала этих узлов зависит работоспособность и безопасность реактора.

Для прогнозирования работоспособности конструкционных материалов в условиях реактора ИТЭР необходимо изучение параметров взаимодействия их с водородом в процессе облучения.

Анализ литературы показал, что среди множества монографий и оригинальных статей, посвященных диффузии водорода в металлах и сплавах, работ о радиационном активировании процесса водородопроницаемости относительно немного, что объясняется малым количеством экспериментальных данных из-за сложности организации и проведения таких исследований.

Недостаточность экспериментальных данных для выявления механизма радиационного воздействия на процесс проникновения водорода и прогнозирования поведения материалов в водородосодержащих средах в присутствии излучения, предопределяет необходимость дальнейших исследований в области взаимодействия водорода с материалами при воздействии реакторного излучения.

Экспериментальная установка и методика

Экспериментальная установка с условным наименованием "Лиана", используемая в данной работе, предназначена для изучения ВП металлов, сплавов, материалов с покрытиями в интервале температур 293÷1273 К и входных давлений водорода от 10^3 Па до 30 МПа, в том числе в процессе воздействия реакторного излучения.

Установка состоит (рис.1) из ампульного устройства "ПРОТОН-1" с диффузионной ячейкой, содержащей образец, и рабочего блока.

Исследуемый образец разделяет входную и выходную камеры диффузионной ячейки ампульного устройства и закрепляется в ней с помощью аргонно-дуговой сварки.



Рис. 1. Экспериментальная установка "Лиана".

1- центр активной зоны, 2- магниторазрядный насос, 3- вакуумные вентиля, 4- механический насос, 5- диффузионная сборка, 6- вакуумный манометр, 7- датчик масс-спектрометра, 8- металлорукав,

9- водородный фильтр, 10- регистрирующий прибор.

Система измерения выполнена на базе омегатронного масс-спектрометра ИПДО-1 с датчиком РМО-13, что дает возможность определять парциальные давления остаточных газов с точностью $\pm 10\%$ в диапазоне давлений $10^{-3} \div 10^{-8}$ Па, а также снимать кинетические кривые проникновения водорода сквозь образцы во время диффузионных экспериментов.

Для определения параметров водородопроницаемости используется наиболее информативный метод измерений - метод установления стационарного потока в дифференциальном варианте в режиме непрерывной откачки, что позволяет проводить измерения в лучших вакуумных условиях по сравнению с интегральным вариантом.

Результаты экспериментов

Исследования водородопроницаемости нержавеющей стали в процессе облучения в реакторе ИВГ.1М и контрольные эксперименты проводили в интервале температур 573...1073 К. Перед началом реакторных экспериментов были проведены контрольные эксперименты в результате которых были получены параметры аррениусовских зависимостей коэффициентов диффузии и проницаемости.

Спектр излучения реактора ИВГ.1М представлен в табл. 1.

После остановки реактора, не вынимая диффузионную ячейку из канала реактора, была проведена следующая серия экспериментов по проницаемости. Аррениусовские зависимости констант диффузии, проницаемости и растворимости водорода в нержавеющей стали показаны на рис. 2-4 и в табл. 2 для всех вышеперечисленных серий экспериментов:

- контрольные;
- в процессе облучения;
- после облучения.

Как видно из табл. 2, наблюдается пострадиационный эффект влияния облучения, проявляющийся в том, что значения эффективных коэффициентов диффузии, проницаемости и растворимости не возвращаются в свое исходное значение при обычной термической диффузии.

Энергия нейтронов, Е	Поток нейтронов при мощности реактора W=6 MBт, н/см ² с
< 0.67 эВ	0.9×10^{14}
0.67 эВ0,1 МэВ	4.5×10^{13}
(0.110) МэВ	2.1×10 ¹³
	Поток у-квантов
	7×10 ф/см с

Таблица 1. Спектр излучения реактора ИВГ.1М.

Габлица 2. Параметры взаимодействия водорода со сталью 0	08X18H10T.	
--	------------	--

Параметры	без облучения	при облучении	после облучения
$D_o, \mathbf{M}^2/\mathbf{c}$	$(4.9 \pm 0.5) \times 10^{-6}$	$(1.6 \pm 0.2) \times 10^{-7}$	$(1.3 \pm 0.1) \times 10^{-6}$
<i>Е_D</i> , кДж/моль	68.6 ± 6.9	38.8 ± 3.9	57.0 ± 5.8
P_o , моль·м ⁻¹ с ¹ Па ^{-1/2}	$(2.5 \pm 0.3) \times 10^{-6}$	$(1.1 \cdot \pm 0.1) \times 10^{-6}$	$(1.5 \pm 0.2) \times 10^{-6}$
E_{P_o} , кДж/моль	73.4 ± 7.2	64.1 ± 6.5	68.4 ± 6.9
<i>С_{so}</i> , моль∙м ⁻³ Па ^{-1/2}	0.52 ± 0.06	$6,5 \pm 0.6$	1.1 ± 0.1
<i>Е_{сs}</i> , кДж/моль	4.5 ± 0.4	25.2 ± 2.6	11.0 ± 1.2







Рис.3. Аррениусовские зависимости коэффициентов проницаемости водорода в стали 08X18H10T.



Рис.4. Аррениусовские зависимости коэффициентов растворимости водорода в стали 08X18H10T.

Как показали результаты экспериментов, наблюдается увеличение эффективных коэффициентов диффузии и проницаемости водорода в стали в процессе реакторного облучения. Например, при температуре T=773 К эффективный коэффициент диффузии в процессе облучения увеличивается в 3 раза, а эффективная константа проницаемости в 1,7 раза по сравнению с обычной термической диффузией. Эффект влияния облучения уменьшается с увеличением температуры проведения эксперимента. Результаты проведенных исследований опубликованы в статьях [1-3].

Эксперименты по изучению водородопроницаемости сквозь нержавеющую сталь в отсутствии источника облучения показали, что исходя из критериальных признаков моделей диффузии данный процесс можно описать в рамках классической диффузии (рис.2 - 4).

Для описания диффузии водорода в нержавеющей стали при облучении было предложено использовать модель параллельной диффузии по двум взаимосвязанным каналам (диссоциативная диффузия). В отличии от ранее известных систем уравнений, мы предлагаем записать в общем виде систему уравнений, предполагающую диффузию по двум взаимосвязанным каналам, в которых содержатся ловушки неограниченной емкости. Эта феноменологическая модель может быть предложена для описания процесса проникновения водорода в нержавеющей стали при воздействии излучения. Система дифференциальных уравнений имеет вид:

$$\begin{vmatrix} \frac{\partial C_1}{\partial t} = D_1 \frac{\partial^2 C_1}{\partial x^2} - k_1 C_1 + k_2 C_2 - \frac{\partial M}{\partial t} \\ \frac{\partial C_2}{\partial t} = D_2 \frac{\partial^2 C_2}{\partial x^2} + k_1 C_1 - k_2 C_2 - \frac{\partial N}{\partial t} , \qquad (1) \\ \frac{\partial M}{\partial t} = r_1 C_1 - s_1 M \\ \frac{\partial N}{\partial t} = r_2 C_2 - s_2 N \end{cases}$$

где C_1 и C_2 - концентрация диффузанта в 1-м и во 2-м канале диффузии, соответственно, D_1 и D_2 коэффициенты диффузии водорода в 1-м и во 2-м канале, соответственно, M и N- концентрации диффузанта в ловушках, находящихся в 1-м и во 2-м канале, соответственно, k_1 и k_2 - константы скорости перехода из 1-го канала диффузии во 2й, соответственно, r_1 s₁-константы скорости захвата и выделения атомов диффузанта ловушкой в 1-м канале, r_2 s₂-константы скорости захвата и выделения атомов диффузанта ловушкой во 2-м канале.

Система (1) описывает параллельную диффузию по двум взаимосвязанным каналам, между которыми происходит обмен атомами диффузанта с учетом наличия третьего, термодинамически неравновесного канала, приводящего к временной локализации диффузанта. Атомы водорода могут попадать в ловушки как из обычного канала диффузии, так и из образовавшегося под действием радиации. Процессы обмена диффузантом между каналами формально описываются кинетикой обратимой химической реакции первого порядка.

Из расчетов, подробно описанных в [4] следует, что наличие ловушек уменьшает эффективный коэффициент диффузии, появление дополнительного канала – увеличивает его. При воздействии излучения константа захвата уменьшается, а константа перехода в возбужденный канал увеличивается. Все это приводит к увеличению коэффициента диффузии.

В результате расчетов были определены значения коэффициента диффузии D_2 по второму каналу и количество новых диффузионных путей, возникших под действием излучения Зная температурную зависимость D_2 и K, можно получить значения энергии активации диффузии E_{D2} и свободную энергию растворения E_{κ} . Полученные значения для диффузии водорода в нержавеющей стали при воздействии облучения представлены в таблице 3.

Т, К	$D_{I необл} \! imes \! 10^{10}$	$D_{2'} = 0.0000000000000000000000000000000000$	$\phi_{2oбл}$	$(\phi_2/\phi_L)_{oбл}$
773	1,25	7,91	0,65	1,2
823	2,02	9,86	0,52	0,83
873	3,55	13,1	0,39	0,51
923	6,31	17,8	0,25	0,38
973	10,6	22,4		

Таблица 3. Параметры диссоциативной диффузии водорода в нержавеющей стали.

где $\varphi_{loбn}$, $\varphi_{2oбn}$ - количество новых диффузионных путей, возникающих при реакторном облучении;

Моделирование проникновения водорода в процессе облучения

Математические модели диффузии водорода в материалах при воздействии излучения или других внешних воздействий в литературе не описаны. Теории диффузии водорода в твердом теле при внешних воздействиях практически не существует. Очевидно, что при отсутствии единого подхода к описанию такой диффузии следует использовать наиболее подходящие к каждому конкретному случаю приближенные модели и решения.

Для решений систем дифференциальных уравнений в частных производных, в соответствии с моделью диссоциативной диффузии, описываемой уравнением (1) был использован метод конечных разностей [5]. Сущность метода сводится к конечно-разностной аппроксимации производных, которая осуществляется в три этапа [6]. Сначала в области решения вводят равномерную сетку «узловых точек», соответствующую характеру задачи и граничным условиям. Затем представляют производные в конечно-разностной форме и приводят уравнение к виду разностного уравнения, которое используется для описания функциональной связи между соседними узлами сетки. Разностные уравнения записывают для всех узлов сетки и в результате получают систему из N уравнений и N неизвестными, которая решается численными методами.

Для численных решений по такой модели была разработана программа DISSOC4 [7]. На рис. 5 и 6 показаны результаты ее применения для моделирования проникновения водорода через нержавеющую сталь в процессе реакторного облучения. Из рис.6 видно, что достигается хорошее совпадение расчета с экспериментом.







Рис.6. Пример подгонки параметров модели диссоциативной диффузии по двум каналам с ловушками неограниченной емкости в одном из них к экспериментальной кривой проницаемости водорода через диафрагму нержавеющей стали 08Х18Н10Т толщиной 1 мм при температуре 600°С при реакторном облучении. Видно совпадение расчетных и экспериментальных данных.

В этом примере полагается, что диффузия происходит по двум взаимодействующим диффузионным каналам, причем ловушки существуют только в 1-м канале (более медленном), что достигается обнулением коэффициентов r_2 и k_2 .

Результаты численного моделирования позволили определить значения коэффициентов диффузии водорода в нержавеющей стали при реакторном облучении: в первом канале (D=3.2×10⁻¹⁰ м²/с), во втором канале, вызванном действием реакторного облучения (1.6×10⁻⁹м²/с). Энергии активации диффузии по 1-му и 2-му каналам, равные Е_{DI}=70 кДж/моль и Е_{D2}=30 кДж/моль, соответственно. Энергии активации перехода из 1го канала во 2-ой и обратно, равны, соответственно, 75 и 35 кДж/моль, а энергия активации захвата водорода ловушкой в 1-м канале, соответственно равна 80 кДж/моль. Константы скорости обмена между каналами равны, соответственно, k_1 =1.6×10⁻⁴с⁻¹ и k_2 =5.6×10⁻²с⁻¹. Константы скорости захвата и освобождения водорода из ловушки в 1-м канале равны, соответственно, $r_1 = 6,5 \times 10^{-5} c^{-1}$ и $s_1 = 1, 1 \times 10^{-7} c^{-1}$.

Измеренные нами параметры диффузии водорода в нержавеющей стали в процессе реакторного излучения равны $D_0 = 1.6 \times 10^{-7} \text{ m}^2/\text{c}, E_D = 38.8 \text{ кДж/моль [1].}$

Обсуждение и выводы

Установлены закономерности воздействия реакторного излучения на процесс проникновения водорода сквозь нержавеющую сталь, которые проявляются в увеличении коэффициентов диффузии водорода и уменьшении константы растворимости под действием излучения, а также в незначительном увеличении константы водородопроницаемости под облучением. Установлена зависимость величины эффекта от температуры, входного давления, толщины и поглощенной энергии излучения. Предложена феноменологическая модель диффузии водорода в нержавеющей стали без облучения и в процессе реакторного облучения. В рамках используемых моделей диффузии по двум взаимосвязанным каналам были определены коэффициенты диффузии водорода по каналу, возникшему под действием облучения, количество новых диффузионных путей водорода при облучении.

Предложено возможное объяснение эффекта радиационного стимулирования диффузии водорода в сталях в процессе облучения. Основными процессами, происходящими в твердом теле при воздействии облучения, считают возбуждение электронов и ионизацию атомов, упругие и неупругие соударения, возмущение электронной и ионной подсистем.

Обычно представление о механизме радиационного стимулирования диффузии основано на взаимодействии примесных атомов диффундирующего вещества с радиационными дефектами, вызванными облучением. При достаточно больших флюенсах Ф>10²³ н/см² избыточная концентрация точечных и линейных дефектов, а также образование сквозных пор, могут привести к усилению диффузии примесей под облучением. И, наоборот, в зависимости от кинетики изменения формы и концентрации радиационных дефектов от температуры и времени облучения радиационные дефекты могут служить ловушками для водорода и изменить процесс проникновения. Спектр излучения реактора ИВГ.1М состоит в основном, из тепловых нейтронов. Известно, что при прохождении тепловых нейтронов через материалы, потери, вызванные упругим рассеянием, сопоставимы с потерями в результате неупругих взаимодействий, в основе которых лежат реакции захвата. При флюенсе по нейтронам и у-квантам 2×10¹⁸ н/см² усиление диффузии водорода в конструкционных материалах трудно объяснить образованием избыточной концентрации неравновесных дефектов, так как они, вероятно, служат ловушками для водорода и могут только замедлить процесс проникновения.

Определенную роль в ускорении миграции атомов водорода как и в случае воздействия низкоэнергетического γ-изучения допороговых энергий, может играть возникновение неравновесной концентрации элементарных возбуждений в объеме металла – фононов и плазмонов. Рассеяние фононов и плазмонов может происходить как на кристаллической решетке, так и на ее дефектах: примеси внедрения, которой является водород, границах зерен и сегрегирующих примесях на них. Сказанное выше позволяет сделать предварительные выводы:

- при реакторном облучении механизм диффузии водорода в стали можно описать диффузией по двум взаимосвязанным каналам: матрице металла и границам зерен с учетом обратимого захвата в локальные неоднородности среды;
- радиационно-стимулированная диффузия водорода в металлах и сплавах при данном флюенсе и энергиях излучения может быть объяснена появлением в материале неравновесной концентрации элементарных возбуждений фононов и плазмонов, фото- и электронностимулированными процессами диссоциации квазимолекул водорода и водородных кластеров, освобождения атомов и молекул водорода с границ зерен, поверхностей пор, дислокаций, а также диссоциации соединений С Н и NH;
- в качестве объяснения наблюдаемого пострадиационного эффекта воздействия излучения можно предложить возникновение структурных и фазовых переходов в материале в процессе воздействия радиации. Основным процессом, ответственным за наблюдаемый эффект является, по нашему мнению, радиационно- и водородостимулированная сегрегация примесей в процессе комплексного одновре-

менного воздействия водорода и излучения на материал, диссоциация соединений типа $C_n H_n$ на границах зерен, структурные и фазовые изменения в поле радиации (выделение ферромагнитной α -фазы, карбидов и карбонитридов). Ответственной за водородное охрупчивание признана сегрегация фосфора, который является концентратором водорода и напряжений с образованием микротрещин. Такие примеси как фосфор и сера, образующие хи-

мические соединения с водородом, являются элементами, стимулирующими наводороживание, и приводят к увеличению зернограничной концентрации водорода. По отдельности водород или зернограничные сегрегации не приводят к межкристаллической хрупкости, что свидетельствует о синергетическом характере процесса. Это все приводит к смене механизма диффузии водорода в стали с транскристаллического на межкристаллический.

Литература

- Тажибаева И.Л., Клепиков А.Х., Романенко О.Г., Шестаков В.П., Кенжин Е.А., Басов А.В., Тихомиров Л.Н., Колбаенков А.Н., Черепнин Ю.С., Проникновение водорода через нержавеющую сталь в процессе облучения в реакторе ИВГ.1М, - ВАНТ, сер. Термоядерный синтез, в. 1, 1996, с. 36-41.
- 2. Tazhibaeva I.L., Shestakov V.P., Chikhray E.V., Romanenko O.G., Klepikov A.Kh., Hydrogen permeability technique in situ reactor irradiation for ITER structural materials, Fusion Tech., october 1995, p. 1290-1293.
- 3. Tazhibaeva I.L., Shestakov V.P., Chikhray Y.V., Romanenko O.G., Klepikov A.Kh., Hydrogen permeability measurements of 08Cr18Ni10Ti stainless steel in fission reactor irradiation conditions, Plasma devices and operations, 1996, v. 5, № 1,, p. 71-76.
- 4. И.Л.Тажибаева. Процессы переноса водорода в конструкционных материалах в поле ионизирующего излучения. Диссертация на соискание ученой степени д. ф.-м. н., Алматы, 1997 г, 272 с.
- 5. Самарский А.А., Попов Ю.П., Разностные схемы газовой динамики, -М., Наука, 352 с.
- 6. Д.Химмельблау. Прикладное нелинейное программирование. М. Мир. 1975.
- 7. Чихрай Е.В., Шестаков В.П., Романенко О.Г., Тажибаева И.Л., Клепиков А.Х., Моделирование процессов переноса водорода в конструкционных материалах в экспериментах по термодесорбции и проницаемости, ВАНТ, сер. Термоядерный синтез, 1996, вып. 1, с. 42-45.

ИССЛЕДОВАНИЕ МАКРО- И МИКРОСТРУКТУРЫ РАСПЛАВА МАТЕРИАЛОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ВВЭР ПОСЛЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ С ВОДОЙ

Дерявко И.И., Перепёлкин И.Г., Стороженко А.Н.

Институт атомной энергии

Осознание принципиальной возможности возникновения тяжелой аварии в легководном энергетическом реакторе (чему способствовали, прежде всего, события на ТМІ-2 в США) является причиной того, что во многих странах ведутся интенсивные исследования по безопасности атомной энергетики. В этих исследованиях установлено, в частности, что при всем многообразии процессов протекания тяжелой аварии с потерей теплоносителя всегда существует вероятность взаимодействия расплава материалов активной зоны (кориума) с водой. Во внутрикорпусной фазе аварии это произойдет в момент стекания кориума в нижний объем реакторного сосуда, а во внереакторной фазе, т. е. после проплавления днища корпуса, - при сливе кориума под давлением в подреакторную шахту или ловушку. Предполагается [1], что во время аварии и в нижнем объеме реакторного сосуда, и в подреакторной шахте будет находиться вода.

Взаимодействие кориума с водой вызовет интенсивное парообразование и выделение водорода. При этом возможно возникновение сильной ударной волны, обусловленной паровым взрывом и создающей значительные динамические нагрузки на корпус реактора при внутрикорпусной фазе аварии или на контейнмент при внекорпусной фазе.

Особенности процессов взаимодействия кориума натурного состава с водой изучены пока недостаточно полно, хотя хорошо известно [2, 3], что скорость и интенсивность генерации пара и выделения водорода должны зависеть от совокупности конкретных исходных условий: давления среды, характера стекания кориума (струями, лавиной), высоты падения, глубины слоя воды, температуры кориума и воды, соотношения их масс и др. В связи с этим представляет определённый интерес выполненное в ИАЭ НЯЦ РК исследование структуры и состава продуктов плавления, полученных в ходе реакторных плавок материалов активной зоны ВВЭР с последующим сливом расплава в воду.

Условия проведения экспериментов

Модельные эксперименты по взаимодействию расплав-теплоноситель проводились в ампульных устройствах плавления АУП и АУП-М, помещаемых в центральный экспериментальный канал импульсного реактора ИГР. Длительность плавления кориума и прогрева расплава составляла около 15 с. Слив расплава из плавильной камеры (ПК) в ловушку с водой осуществлялся через затвор в днище ПК.

Серия экспериментов включала 12 реакторных плавок, из них 9 плавок выполнялись в АУП со сбросом расплава с высоты 1 м в холодную (~300 К) воду, а 3 плавки – в АУП-М со «спокойным» сливом с высоты 5 см в горячую (~400 К) воду. Исходные композиции материалов, загружаемых в ПК, представляли собой один из четы- $UO_2+Zr(1\%Nb)$, pex вариантов: UO_2 . $UO_2+Zr(1\%Nb)+ZrO_2$, UO₂+Zr(1%Nb)+сталь 12Х18Н10Т. Масса загружаемого материала в каждом эксперименте составляла около 0.9 кг, масса и глубина слоя воды в ловушке - примерно 1.5 кг и 25 см соответственно. Давление инертного газа внутри ампул объемом ~23 литра перед сливом было на уровне 1.2 МПа; температура расплава в момент слива достигала ~3700 К.

Во всех экспериментах в момент взаимодействия расплава с водой измерялся импульс давления в воде и над водой, а после взаимодействия осуществлялся отбор проб газа из ампул для определения прироста содержания водорода и кислорода. Для оценки степени фрагментации расплава проводилось разделение продуктов плавления на 11 фракций при помощи сит с размерами ячеек x_i , равными 0.4, 0.5, 0.8, 1.1, 1.5, 2.0, 3.2, 4.2, 5.0 и 7.0 мм, измерение масс каждой фракции m_i и определение числа фрагментов z_i в ней.

Результаты экспериментов

Плавление и достаточно полный слив расплава из ПК в воду удалось осуществить в 9 из 12 экспериментах, если считать опыт с АУП №8 тоже не удавшимся (см. табл. 1). Во всех удавшихся опытах в момент слива были зафиксированы всплески давления, интенсивность и ширина импульса которых зависели от условий эксперимента. В случае сброса расплава с высоты 1 м в холодную воду (АУП) ширина импульса находилась в диапазоне 10-30 мс, а амплитуда – в пределах 4.7-5.9 МПа в воде и 4.0-4.5 МПа в парогазовой среде; случай спокойного слива расплава с высоты 5 см в горячую воду (АУП-М) характеризовался широким, порядка 100-200 мс, импульсом и меньшей амплитудой: до ~2.8 МПа в воде и до ~2.1 МПа в парогазовой среде. Полученное свидетельствует о том, что паровой взрыв имел место только в первом случае, т.е. в условиях экспериментов с АУП, а в случае с АУП-М он отсутствовал.

Номер ампулы	Исходный состав материалов плавле- ния	Исходная масса материалов плавления М _о , г	Собранная в ловушке масса продуктов плавления М, г
АУП №1	UO ₂	884	~0*
АУП №2	UO_2	884	595
АУП №3	UO_2	884	734
АУП №4	UO ₂ + 17% Zr	942	913
АУП №5	$UO_2 + 17\% Zr$	942	858
АУП №6	UO ₂ + 13% Zr + 6% Ст.	947	842
АУП №7	$UO_2 + 16\% Zr$	994	894
АУП №8	UO ₂ + 15% Zr + 7% Ст.	1066	198**
АУП №12	UO ₂ + 16% Zr + 7% Ст.	978	898
АУП-М №9	UO ₂	748	0***
АУП-М №10	$UO_2 + 17\% Zr$	908	531
АУП-М №11	$UO_2 + 16\% Zr + 7\% ZrO_2$	975	865

Таблица 1. Результаты реакторных плавок.

- отсутствие плавления материала; ** - неполное срабатывание затвора ПК; *** - полный

- полный отказ затвора ПК.

Установлено, что при взаимодействии с водой происходила сильная фрагментация расплава. Собранный в ловушке продукт плавления представлял собой в основном смесь мелких частиц с небольшим количеством относительно крупных фрагментов. Например, половина массы продуктов плавления в каждом эксперименте была сосредоточена в фрагментах размером в среднем менее 1.5 мм, а массовая доля самых крупных фрагментов (размером от 7 до ~15 мм) составляла менее 10%.

Степень фрагментации продуктов плавления зависела от состава расплава и высоты его слива в воду. Для характеристики степени фрагментации на рис. 1 представлена доля суммарной массы всех фрагментов с размером х не более х_i. Как видно из полученного, наиболее сильное измельчение происходило при сливе расплавов, не содержащих цирконий, с высоты 1 м; при сливе цирконий содержащих расплавов большее измельчение происходило при большей высоте па-Первое обстоятельство дения. связано, по-видимому, с более высокой температурой затвердевания расплава UO₂ по сравнению с расплавом UO₂-Zr, второе - с различием в интенсивности механического взаимодействия расплава с водой из-за различия в скорости падения расплава в воду.

Макроструктура фрагментов

Макроструктура фрагментов исследовалась при увеличении в 8–200 раз. Выяснено, что морфология поверхности и геометрические формы фрагментов любого размера во всех расплавах достаточно близки. На поверхности фрагментов присутствовали макротрещины, а также поры и пустоты открытого типа, строение поверхности было сильно развитым, а форма фрагментов в усредненном виде приближалась к параллелепипеду с отношением меньшего размера к большему как 1:1.5.



Рис. 1. Степень фрагментации расплавов UO₂ при сливе с высоты 1 м (1) и расплавов UO₂+Zr при сливе с высоты 1 м (2) и 5 см (3).

Эти особенности были использованы для определения общих (S_i) и удельных (S_i/m_i) поверхностей фрагментов в каждой фракции расплавов из АУП №№ 2-12 и АУП-М № 11. При определении S_i поверхность фрагмента аппроксимировалась поверхностью описанного вокруг него эллипсоида вращения с отношением размеров 2а/2b=1.5:1 (при выпрямлении развитой поверхности параллелепипеда последняя должна сравняться с поверхностью эллипсоида). Так как фрагменты способны проникать сквозь сито, ориентируясь большим своим размером поперек сита, то 2b соответствует размеру ячейки сита x_i. С учетом этого общая поверхность фрагментов в определялась *х*_{*i*}-ой фракции как $S_i \approx 1.35 \pi z_i [(x_i - x_{i-1})/2]^2$.

Оказалось, что поверхность фрагментов самой мелкой фракции S_i в 2-5 раз превышает суммарную поверхность фрагментов всех остальных фракций расплава $\sum_{2}^{11} S_i$, т.е. основная часть поверхности взаимодействия расплава с водой явля-

ется поверхностью самых мелких (<0.4 мм) фрагментов. В совокупности с максимально высокой скоростью теплоотдачи у этих фрагментов, обусловленной максимально высокой удельной поверхностью (S_1/m_1 превышало, например, S_2/m_2 в 5-7 раз, а S_9/m_9 в 40-70 раз), это означает, что именно фрагменты самых мелких размеров определяли параметры всплесков давления в АУП и АУП-М. Как видно из рис. 2, мелкие фрагменты, полученные в условиях АУП, обладают значительно большей поверхностью, чем мелкие фрагменты, полученные в условиях АУП-М, что и объясняет наличие паровых взрывов в АУП и отсутствие их в АУП-М.





Микроструктура и состав фрагментов

Обнаружено, что материал фрагмента любого размера содержит микро- и макротрещины, а также поры и пустоты газового происхождения; среднее значение пористости материала составляло 30-40%. В мелких (<0.5 мм) фрагментах часто обнаруживались пустоты в центре, причем фрагмент в этом случае почти всегда имел вид сферической тонкостенной оболочки, как проиллюстрировано на рис. 3. Средний размер зерен в мелких фрагментах был заметно меньше, чем в крупных: например, в частицах размером 0.1-0.3 мм он составлял около 7 мкм, а в частицах крупнее 3 мм достигал ~35 мкм. Последнее указывает на заметно большую скорость охлаждения (а, следовательно, и скорость генерации пара) у мелких фрагментов по сравнению с крупными.

Такие характеристики структуры фрагментов, как гидростатическая плотность γ , макропористость П, а также микротвердость H_v и период решетки a_o матричной фазы, как оказалось, слабо зависели от размера фрагментов во всех экспериментах. В связи с этим в табл. 2 приведены только данные для самой мелкой фракции, представляющей наибольший практический интерес, а в скобках указаны усредненные для каждого расплава данные; для сравнения приведены также свойства диоксида урана до плавления. Наиболее важными здесь являются результаты измерения H_v и a_o матричной фазы. Они показывают, что в экспериментах с АУП №№ 2 и 3 происходило насыщение решетки UO₂ сверхстехиометрическим кислородом, а в экспериментах с остальными АУП и АУП-М, где плавились кориумы натурного состава, – растворение в решетке матричного UO₂ значительного количества кислорода и циркония с ниобием или кислорода, циркония с ниобием и компонентов стали.



(a)



(б)

Рис. 3. Мелкие (х<0.4 мм) сферические фрагменты с пустотами внутри.

Микрозондовый анализ переплавленных кориумов натурного состава подтвердил наличие в решетке UO₂ атомов Zr или Zr и Fe, Cr, Mn. При этом, кроме матричной фазы (U, Zr, ...)O_{2+y}, в их структуре были обнаружены вторые фазы нескольких типов (на основе Zr, ZrO₂, Fe, Fe₂O₃, стали), а также эвтектика сложного состава. Вторые фазы располагались в топливной матрице в виде прослоек в трещинах и границах зерен, мелких (<100 мкм) обособленных выделений, а также крупных (до 1 мм) областей, содержащих многофазную структуру с мелкими (<200 мкм) участками пластинчатой эвтектики.

Номер	Исходный состав	γ, г/см ³	П, %	Н _v , ГПа	a _o , пм	O/U
АУП №2	UO ₂	8.30/(7.96)	25/(29)	7.3/(7.8)	545.9/(546.1)	2.13/(2.12)
АУП №3	UO ₂	8.09/(7.86)	25/(30)	7.5/(8.0)	545.7/(545.9)	2.14/(2.14)
АУП №4	UO ₂ + 17% Zr	8.09/(7.42)	26/(28)	9.8/(10.2)	543.7/(534.7)	—
АУП №5	UO ₂ + 17% Zr	8.12/(7.65)	32/(38)	10.9/(10.5)	543.6/(534.5)	-
АУП №6	UO ₂ + 13% Zr + 6% Ст.	7.88/(7.47)	31/(36)	10.8/(11.0)	536.2/(535.4)	-
АУП №7	UO ₂ + 16% Zr	7.61/(7.41)	35/(29)	9.9/(10.4)	534.5/(534.3)	
АУП №12	UO ₂ + 16% Zr + 7% Ст.	7.40/(7.29)	35/(32)	10.3/(10.5)	536.7/(535.6)	—
АУП-М №11	UO ₂ + 16% Zr + 7% ZrO ₂	7.01/(6.85)	36/(31)	10.8/(10.7)	532.5/(532.4)	—
UO ₂ (до плавления)		10.77	2	5.7	547.0	2.03

Таблица 2. Свойства переплавленных кориумов.

Фазовый анализ кориумов натурного состава, выполненный совместно металлографическим, рентгеновским и термическим способами (табл. 3), выявил наличие в материале фрагментов с x_i<0.4 мм трех фаз – матричной фазы, фазы на основе ZrO₂ и стабилизированного кислородом циркония α-Zr(O). По металлографическим данным, фаза на основе ZrO2, белого, серо-голубого или голубого цвета с микротвердостью 12 ГПа, находилась в виде самостоятельных фрагментов размером менее 0.3 мм. Фаза α -Zr(O) имела H_v в диапазоне 3.2-4.9 ГПа и обнаруживалась внутри фрагментов из UO₂ и ZrO₂ в виде разнообразных по форме и размеру выделений белого цвета. Это могли быть густые россыпи мелких (1-15 мкм) точек, цепочки из сливающихся точек, отдельные

пятна размером до ~100 мкм, прослойки в трещинах, границах и порах.

Результаты фазового анализа указали также на значительно большую скорость охлаждения фрагментов при сбросе расплава с высоты 1 м в холодную воду, чем при спокойном сливе с высоты 5 см в горячую воду: у фрагментов из АУП закалилась высокотемпературная кубическая (ГЦК) модификация фазы ZrO₂, в то время как у фрагментов из АУП-М фаза ZrO₂ имеет низкотемпературную моноклинную (МКЛ) модификацию. Различие в скоростях охлаждения мелких фрагментов из АУП и АУП-М обусловлено, как уже отмечалось (см. рис. 2) различием в гранулометрических составах этих фрагментов.

Номер	Металлографический	Рентгеновский	Термический
ампулы	фазовый анализ	фазовый анализ	фазовый анализ
АУП №№4-12	UO_2 ; ZrO_2 ; α - $Zr(O)$	$(U, Zr,)O_{2+y}$	$UO_2; ZrO_2^{\Gamma I I K}$
АУП-М №11	UO_2 ; ZrO_2 ; α - $Zr(O)$	$(U, Zr)O_{2+y}; ZrO_2^{MKJ}$	UO_2 ; $ZrO_2^{MK\Pi}$; α -Zr

Таблица 3. Фазовый состав материала мелких фрагментов

Скорость охлаждения фрагментов определяет длительность процессов диффузионного взаимодействия материала остывающих частиц (сначала жидких, а затем твердых) с кислородом и водородом, образующимися при разложении молекул пара на поверхности частиц. Следовательно, степень прироста содержания кислорода и водорода в продуктах плавления и в газовой среде ампул тоже должна характеризовать скорость охлаждения фрагментов. Действительно, из результатов химического анализа (см. две нижние строки в табл. 4) следует тот же вывод, что и из результатов фазового анализа: цирконийсодержащие расплавы при спокойном сливе с меньшей высоты охлаждаются гораздо медленнее, чем при сбросе с большой высоты (прирост массы О и Н в продуктах плавления и в газовой среде ампул в случае III в 2-4 раза выше, чем в случае II).

Что касается случая I, то наименьший прирост О и Н обусловлен здесь двумя причинами: во-первых, максимальной скоростью охлаждения этих расплавов из-за максимальной степени их фрагментации (см. рис. 1). Во-вторых, тем, что материалом остывающих частиц был стехиометрический UO₂, тогда как в случаях II и III в состав этих частиц в начальный момент взаимодействия с водой входили легкоокисляемый Zr и достехиометрический твердый раствор замещения (U, Zr, ...)O_{2-у}, т.е. твердый раствор, металлоидная подрешетка которого имела большой дефицит по кислороду.

	Обозначение	Среднее	Среднее значение прироста массы О и Н, г				
Номер	условия	значение массы	в продуктах	х плавления	в газовой ср	еде ампул	
ампулы	слива распла-	продуктов плав-	0	Ш	0	TT	
	ва	ления \overline{M} , г	0	П	O_2	П2	
АУП №№2 и 3	Ι	665	4	0	0.06	0.09	
АУП №№4-12	II	767	17	0.08	0.16	1.03	
АУП-М №11	III	698	37	0.20	0.43	4.30	

Таблица 4. Прирост содержания О и Н в продуктах плавления и в газовой среде ампул в зависимости от условий эксперимента (состава расплава и высоты его слива)

Заключение

Выполнено исследование структуры и состава продуктов плавления, полученных в серии экспериментов, моделирующих условия тяжелой аварии на легководном энергетическом реакторе на этапе взаимодействия расплава кориума с водой. Установлено, что при контакте 0.7-0.8 кг разогретого до 3700 К расплава топливных и конструкционных материалов с 1.5 кг холодной или горячей воды происходит сильная фрагментация расплава, обеспечивающая высокоскоростную и интенсивную генерацию пара и водорода. Показано, что степень фрагментации зависит от состава кориума и высоты его слива в воду. На основании изучения структуры, свойств, фазового и химического составов продуктов плавления получено объяснение большей скорости и интенсивности генерации пара (взрывного роста давления пара) при сбросе расплава с высоты 1 м в холодную воду и более интенсивному выделению водорода и окислению кориума при спокойном сливе расплава с высоты 5 см в теплую воду.

Результаты исследования позволяют утверждать, что наиболее опасные условия взаимодействия расплава кориума с водой, чреватые возможностью сильного парового взрыва, - это лавинообразное обрушение расплава с возможно большей высоты и с возможно большей скоростью в большой объем относительно холодной воды. Такие условия взаимодействия с большей вероятностью могут реализоваться при внекорпусной фазе тяжелой аварии, чем при внутрикорпусной, и последствия этого взаимодействия представляют поэтому большую опасность для контейнмента, чем для корпуса реактора. При внутрикорпусной фазе аварии, когда более вероятным является медленное оползание расплава активной зоны с длительным истечением струями в нижний объем реактора с теплой водой, наибольшую опасность представляет интенсивное выделение водорода, чреватое возможностью взрыва «гремучей» смеси.

Список литературы

- 1. M.L.Korradini. Molten Fuel/Coolant Interactions: Recent Analisis of Experiments. Nuclear Science and Engineering, vol. 86, 1984, p.p. 372-387.
- Г.В. Маршалл, Д.Ф. Бек, М. Берман. Смешение изотермических и кипящих струй расплавленной зоны с водой: исходные условия для высокоэнергетических процессов взаимодействия топливо-теплоноситель. «Тр. межд. конф. по безопасности тепловых реакторов, Авиньон, Франция, 2-7 октября 1986 г.», НИ-КИЭТ, ч. III, с. 529-547.
- 3. Дж.Г. Тайрор, А.Р. Тайч. Подход к тяжелым авариям в Великобритании. «Тр. межд. симп. по крупным авариям на АЭС, Сорренто, Италия, 21-25 марта 1988 г.», НИКИЭТ, ч. II, с. 232-247.

АНАЛИЗ ВОЗМОЖНОСТЕЙ ПОВЫШЕНИЯ ФУНКЦИОНАЛЬНОЙ РАБОТОСПОСОБНОСТИ ТВЭЛОВ РЕАКТОРА ЯРД

Дерявко И.И., Перепёлкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Тарасов В.И.

Институт атомной энергии

Приведены основные результаты испытаний стержневых карбидных твэлов в серии пусков реактора ИВГ.1 на режиме, моделирующем режим реактора ЯРД (двигательный режим реактора ЯЭДУ). Показана значительная деградация исходного состояния твэлов, нарастающая от пуска к пуску и способная привести к выходу из строя отдельные технологические каналы. Исходной причиной чрезмерной деградации состояния твэлов, снижающей их функциональную работоспособность, является недостаточная термопрочность твэлов, эксплуатируемых в температурной области хрупкого состояния спеченного карбидного материала. Рассмотрены возможные способы искусственного упрочнения твэлов низкотемпературных секций, повышающие их термопрочность до требуемого уровня.

Стержневые керамические твэлы из (U,Zr)C+C и (U,Zr,Nb)С будут эксплуатироваться в реакторе ЯРД (в реакторе ЯЭДУ на двигательном режиме) в экстремально жестких условиях по температуре, радиационному воздействию, термическим напряжениям, механическим нагрузкам. С учетом высокой энергонапряженности твэлов, большого числа запусков двигателя (>11 раз) и продолжительного (>5 ч) ресурса его эксплуатации [1], хрупкости и относительно невысокой прочности и термопрочности спеченных карбидных материалов [2] становится очевидной и неизбежной частичная деградация исходного состояния твэлов: образование трещин и поломки отдельных твэлов, искривление стержней и их радиационное распухание, эрозия поверхности и др. Возможность деградации состояния твэлов прогнозировалась еще на этапе проектирования их конструкции; при этом исходили из того необходимого условия, что твэлы, плотно собранные в пучки в нагревных секциях (HC) технологических каналов (ТК), даже при изменении исходного состояния в некоторых допустимых пределах, должны сохранить до конца ресурса двигателя свою функциональную работоспособность, т.е. способность быстро поднимать и длительно удерживать на заданном уровне температуру газообразного водорода, а также сохранять постоянным проходное сечение газового тракта ТК.

Первые реакторные испытания твэлов в технологических каналах ТК300 реактора ИВГ.1 на режиме, заметно сниженном по сравнению с номинальным для реактора ЯРД, показали высокую функциональную работоспособность твэлов из (U,Zr)С и (U,Zr,Nb)С. Однако в последующей серии испытаний твэлов в технологических каналах КЭТ реактора ИВГ.1 на режиме, близком к натурному, были обнаружены факты такого ухудшения состояния твэлов, которое следует квалифицировать как снижение их функциональной работоспособности. В связи с этим в настоящей работе рассматриваются основные причины деградации свойств твэлов, испытанных в каналах КЭТ, и предлагаются пути стабилизации функциональной работоспособности твэлов реактора ЯРД.

Напомним, что испытания работоспособности штатных твэлов из (U,Zr)C+C и (U,Zr,Nb)C соответственно во входных (низкотемпературных) и выходных (высокотемпературных) HC каналов КЭТ осуществлялись в серии из 12 последовательных пусков реактора ИВГ.1 общей продолжительностью около 4000 с. Флюенс тепловых нейтронов $\Phi_{m.н.}$ в конце серии достиг ~3·10¹⁸ см⁻², температура твэлов $T_{oбл}$ находилась в диапазоне от ~600 К в первой HC до ~3200 К в шестой, значение среднего удельного теплового потока с поверхности твэлов \overline{q}_s составляло ~8.5 MBт/м². Испытания прошли 33 канала, в 26 из которых после разделки было проанализировано состояние облученных твэлов.

Было обнаружено, что во всех нагревных секциях происходили разрушения (поломки) отдельных твэлов, но максимум повреждаемости Д (относительное количество сломанных твэлов в секции) приходился на две первые НС. С увеличением количества пусков N повреждаемость нарастала, и после 4-6 пусков Д во входных НС достигала ~80%. Характер распределения повреждаемости вдоль длины *L* активного участка канала к концу испытаний приведен на рис. 1; пунктирной кривой на нем показана также повреждаемость карбидных вкладышей из ZrC+C и (Zr,Nb)C, а вертикальной чертой между второй и третьей НС обозначено приблизительное значение температурной границы (~1850 К) перехода материала твэлов из макрохрупкого состояния в макропластичное. Разрушенные твэлы в первых двух НС при *N*>6 представляли собой мелкие (длиной 3-15 мм) и слегка перемешанные фрагменты; в остальных четырех секциях при любом N твэлы или оставались целыми, или разрушались только на крупные (длиной более 30 мм) фрагменты.

Кроме разрушений, в НС обнаруживались закрутки пучков твэлов вдоль продольной оси. Эффект закрутки был более заметен в высокотемпературных НС и усиливался с увеличением N: к концу испытаний угол закрутки α достигал ~20° во входных и более 40° в выходных секциях (в отдельных каналах угол α в пятой или шестой НС достигал 100°). При этом закрутка пучков в высокотемпературных НС сопровождалась искривлением твэлов.

Высокая повреждаемость твэлов Д в низкотемпературных НС (см. рис. 1) была обусловлена появлением в твэлах поверхностных трещин, вызванных растягивающими термическими напряжениями, и доламыванием ослабленных трещинами стержней изгибными, бандажными и вибрационными нагрузками. Карбидные безурановые вкладыши в этих НС сохранились целыми именно потому, что в них из-за очень низкого внутреннего энерговыделения не возникали термические напряжения, а следовательно, и трещины. На присутствие трещин в твэлах и фрагментах твэлов низкотемпературных НС указывало снижение их прочности на 40% по сравнению с исходной (рис. 2, кр. а): при отсутствии трещин твэлы после облучения до флюенса ~3·10¹⁸ см⁻² упрочнились бы, как минимум, на 100%, как это следует из результатов испытаний твэлов в каналах ТК300 (рис. 2, кр. б), облученных в пусках ЭП, ИП-1, ИП-2 реактора ИВГ.1 до флюенса ~0.5·10¹⁸см⁻² при невысоком теплосъеме с поверхности q_s (не приводящем к возникновению поверхностных трещин).



Рис. 1. Относительное количество сломанных твэлов (а) и вкладышей (б) в нагревных секциях каналов КЭТ после 12 пусков реактора ИВГ.1.

Характер поломок твэлов во входных HC (почти 100-процентная повреждаемость, измельчение и частичное перемешивание фрагментов) вызывал заметное сужение проходного сечения газового тракта в каналах уже после 5-7 пусков. Коэффициент газодинамического сопротивления φ тракта охлаждения TBC, измеренный на участке первых трех HC, повышался у отдельных каналов КЭТ в несколько раз (рис. 3). Следует отметить, что возрастание φ в остальных HC практически не обнаруживалось. Последнее было связано с разрушением твэлов этих HC только на два

или три фрагмента, с отсутствием взаимных смещений этих фрагментов, а также с образованием в пластически сдеформированном закруткой пучке твэлов сквозных осевых отверстий для протока водорода.



Рис. 2. Изменение исходной прочности твэлов после испытаний в каналах КЭТ и ТК300 реактора ИВГ.1 до флюенса тепловых нейтронов соответственно ~3·10¹⁸ см⁻² (а) и ~0.5·10¹⁸ см⁻² (б) при среднем теплосъеме с поверхности ~8.5 МВт/м² в первом случае и ~3.5 МВт/м² во втором.



Рис. 3. Характер повышения коэффициента газодинамического сопротивления φ тракта охлаждения ТВС (на участке первых трех нагревных секций) у отдельных каналов КЭТ после четырех и более пусков реактора ИВГ.1 (представлены результаты для четырех каналов КЭТ с максимальным повышением коэффициента φ).

Повышение коэффициента φ ухудшало условия теплообмена в каналах, вызывало перегрев твэлов, элементов теплоизоляции и первой стенки корпуса канала; в конечном итоге это приводило при N>8 к прогару теплоизоляционного пакета и проплавлению отверстий в первой стенке корпуса отдельных каналов в районе выходной HC. Этот результат испытаний применительно к условиям эксплуатации реактора ЯРД указывал на потенциальную возможность выхода из строя части каналов, снижения мощности и ресурса двигателя.

Очевидно, что исходной причиной возникновения такой ситуации является недостаточная термопрочность керамических твэлов при температуре макрохрупкого состояния спеченного карбидного материала. Действительно, уровень термопрочности *R* штатных карбидографитовых твэлов таков, что трещины в них возникают уже при теплосъеме с поверхности q_s выше ~5 MBt/м² (см. заштрихованную область на рис. 4). Именно поэтому все твэлы низкотемпературных секций после испытаний в каналах КЭТ оказались разрушенными, а в каналах ТК300 целыми.



Рис. 4. Сравнение уровней удельного теплового потока с поверхности твэла q_s при реакторных испытаниях твэлов в каналах КЭТ (а) в пусках КП-2,..., ПИ-1-3 и в каналах ТК300 (б) в пуске ИП-2.

Следовательно, для сохранения функциональной работоспособности твэлов. эксплуатируемых в температурной области хрупкого состояния карбида, т.е. для устранения поломок твэлов в первых двух НС и предотвращения процессов измельчения и перемешивания фрагментов, необходимо, как видно из рис. 4, повысить исходную термопрочность штатных твэлов из (U,Zr)C+C примерно вдвое. Поскольку уровень термопрочности спеченного карбидного материала можно поднять за счет повышения его предела прочности σ_{e} (т.к. *R* пропорциональна σ_{e} [2, 3]), ниже рассматриваются возможные способы искусственного упрочнения твэлов термической (эксперименты по высокотемпературной термической обработке карбидных образцов выполнялись в Подольском ГосНИИ «Луч» под научным руководством Ланина А.Г. и при участии одного из авторов этой работы.) и радиационной обработкой

1. Закалка. Возможности этого способа оценивались в экспериментах по высокотемпературной закалке имитаторов твэлов из ZrC. При закалке путем естественного охлаждения стержней, предварительно разогретых до различных температур T_{3ak} , упрочнение оказалось незначительным (25-35%). Невысокий уровень сжимающих остаточных напряжений на поверхности стержней (рис. 5) был обусловлен относительно низкой интенсивностью их охлаждения. При закалке с принудительным охлаждением (путем обдува стержней, предварительно разогретых до ~2700 К, холодным водородом) удалось создать сжимающие напряжения порядка 200 МПа и тем самым повысить исходную прочность стержней σ_{e} на ~60%, т.е. более чем в полтора раза.



поверхности имитаторов твэлов из ZrC от температуры закалки (измерение σ_{ocm}^{z} на поверхности лопасти имитатора в осевом направлении выполнялось рентгеновским фотометодом [4] в специально переоборудованной камере КРОС).

2. Термическое залечивание поверхностных трещин. Степень возможного упрочнения твэлов этим способом оценивалась также на имитаторах из ZrC. Поверхностные трещины в стержнях создавались путем их резкого охлаждения в воде после разогрева до ~600 К. После полного залечивания трещин путем длительного отжига в гелии при температуре ~2800 К было обнаружено также ~60-процентное упрочнение стержней (связанное с уменьшением числа наиболее опасных поверхностных дефектов, поглощенных трещинами).

3. Залечивание трещин с последующей закалкой. Представляется достаточно очевидным, что комбинация двух первых способов – сначала термическое залечивание трещин, а затем высокотемпературная закалка с принудительным охлаждением –обеспечит заметный суммарный прирост прочности твэлов, т.е. более чем двукратное их упрочнение.

4. Радиационное залечивание дефектов и трещин. Из ресурсных испытаний твэлов в ампулах низкопоточного реактора РА в температурном диапазоне 800-1800 К известно (см. кр.1 на рис. 6) об упрочнении твэлов на величину до ~40% за счет радиационно-стимулируемых процессов частичного залечивания исходных технологических дефектов в структуре карбидного материала [5]. Минимальный флюенс тепловых нейдля возникновения эффекта 40тронов процентного упрочнения составляет ~3·10¹⁶ см⁻². Существенно большее, примерно двукратное, упрочнение достигалось в том случае (см. кр.2 на рис. 6), когда твэлы перед облучением намеренно повреждались поверхностными термическими трещинами. Упрочнение здесь было обусловлено суммарным процессом полного залечивания трещин и частичного залечивания исходных технологических дефектов. Минимальный флюенс тепловых нейтронов, при котором достигается эффект упрочнения твэлов на примерно 100% составлял около $2 \cdot 10^{17}$ см⁻².



Рис. 6. Изменение прочности неповрежденных (1) и намеренно поврежденных поверхностными трещинами (2) твэлов из (U,Zr)C+C и (U,Zr,Nb)C в зависимости от флюенса тепловых нейтронов (кривые 1 и 2 построены по данным, полученным при исследовании твэлов соответственно из 15 и 6 ресурсных ампул реактора РА).

5. Упрочнение радиационными напряжениями. Облучение твэлов низкотемпературных НС в проточных технологических каналах, т.е. в условиях, когда в твэле существует значительный, до ~300 градусов, перепад температуры по поперечному сечению, приводит к возникновению в них остаточных радиационных напряжений величиной около 200 МПа и с областью сжатия на поверхности [6]; напряжения образуются из-за неоднородного распухания топливного карбидного материала по сечению твэла. Образование радиационных напряжений совместно с частичным залечиванием технологических дефектов способно обеспечить примерно двукратное упрочнение твэлов (см., напр., кр.б на рис. 2). Установлено, что упрочнение твэлов на ~100% в условиях испытаний в проточных каналах достигается при облучении до флюенса тепловых нейтронов $\sim 2 \cdot 10^{17} \text{ см}^{-2}$. Способ может быть реализован в наземном пуске реактора ЯРД на сниженном режиме мощности (при \overline{q}_s порядка 4 MBт/м²).

6. Залечивание с последующим упрочнением радиационными напряжениями. В этом комбинированном способе твэлы сначала упрочняются на ~60% термическим или на 100% радиационным залечиванием поверхностных трещин, а затем дополнительно упрочняются непосредственно в каналах реактора ЯРД. В обоих вариантах этого комбинированного способа будет достигнут одинаковый и максимальный (на ~160%, т.е. примерно в два с половиной раза) прирост прочности твэлов. Упрочнение твэлов на такую величину является в принципе решением задачи двукратного повышения термопрочности твэлов низкотемпературных HC, а с ней и задачи сохранения функциональной работоспособности твэлов реактора ЯРД.

Заключение

Как следует из всего сказанного выше, твэлы низкотемпературных НС при эксплуатации в реакторе ЯРД будут или самоупрочняться, если при первом выходе реактора на режим в них не возникнут трещины от термических напряжений, или разрушаться на фрагменты (если трещины возникнут) с дальнейшими негативными последствиями для надежности ЯРД. Поэтому смысл предварительного искуственного упрочнения карбидографитовых твэлов термической или радиационной обработкой - гарантировать отсутствие возникновения трещин в твэлах в первом пуске реактора ЯРД. Предполагается, что в последующих пусках трещины не появятся из-за упомянутого самоупрочнения в первом пуске (если в этом первом пуске будет достигнут флюенс тепловых нейтронов не менее $2 \cdot 10^{17}$ см⁻²).

Очевидно, что для обеспечения такой гарантии следует из всех рассмотренных выбрать способ с максимальным эффектом упрочнения, т.е. последний (шестой) способ. Поскольку оба варианта этого комбинированного способа дают одинаковое упрочнение, следует из них выбрать более технологичный и дешевый. Таким на данный момент представляется вариант с термическим залечиванием намеренно созданных поверхностных трещин и последующим радиационным упрочнением твэлов непосредственно в реакторе ЯРД в ходе специального наземного пуска на пониженной мощности.

Список литературы

- 1. Горин А.И., Конюхов Г.В., Коротеев А.С. и др. Концепция ЯРД 1992 года. Тезисы докладов на III отрасл. конф. «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели.», Семипалатинск-21, 1992, с. 91-93.
- 2. Андриевский Р.А., Ланин А.Г., Рымашевский Г.А. Прочность тугоплавких соединений. М., Металлургия, 1973, 112 с.
- 3. Ланин А.Г., Федоров В.Б., Егоров В.С. Экспериментальные методы определения термопрочности тугоплавких материалов. ТВТ, 1966, т.6, №6, с.865-871.
- 4. Дерявко И.И., Ланин А.Г. Авт. свид. СССР №737818, БИ №20, 1980.
- 5. Дерявко И.И., Перепёлкин И.Г. Упрочнение топливных карбидных материалов под облучением. Тезисы докладов на межд. конф. «Ядерная и радиационная физика», Алматы, 1997.
- 6. Дерявко И.И., Тарасов И.И. Исследование изменений прочности твэлов после реакторных испытаний применительно к работе ЯЭДУ на двигательном и энергетическом режимах. Сб. докладов на III отрасл. конф. «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели», ч.3, Подольск, 1993, с.791-799.

ИССЛЕДОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ СТОЙКОСТИ СТЕРЖНЕВЫХ БЕЗОБОЛОЧКОВЫХ КАРБИДНЫХ ТВЭЛОВ В РЕАКТОРЕ РА

Дерявко И.И., Перепёлкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Черепнин Ю.С.

Институт атомной энергии

Исследована радиационная стойкость твэлов из (U,Zr)C+C и (U,Zr,Nb)C при облучении в низкопоточном ампульном реакторе PA в условиях, моделирующих условия эксплуатации таких твэлов на энергетическом режиме малой мощности (PMM) реактора двухрежимной ядерной энергодвигательной установки (ЯЭДУ); установлена высокая степень сохранения функциональной работоспособности у карбидных твэлов в указанных условиях реакторных испытаний общей длительностью более 4500 часов.

Ресурсные испытания стержневых безоболочковых твэлов из спеченных карбидов и карбидографитов урана, циркония и ниобия проводились в беспроточных гелиевых ампулах реактора РА, в котором эти твэлы являлись одновременно и объектом испытаний, и топливом активной зоны. Твэлы, изготовленные в форме продольно закрученных пластин длиной 100 мм с шириной лопасти 1.24 мм и диаметром описанной окружности 2.2 мм, содержавшие от ~9 до ~18% (мас.) урана 90-процентного обогащения по U-235, испытывались в плотно собранных пучках в нагревных секциях (НС) ресурсных ампул; каждая ресурсная ампула содержала по семь секций со 151 твэлом в каждой НС. Режим испытаний (мощность реактора ~300 кВт, интенсивность облучения твэлов $\sim 1.5 \times 10^{12}$ тепл.нейтр./(см²·с), температура облучения - в области 1200 К, теплоноситель - гелий высокой чистоты под давлением ~0.45 МПа) с хорошим приближением моделировал энергетический режим малой мощности реактора двухрежимной ЯЭДУ. Запланированная длительность испытаний должна была составить около 8800 ч, поскольку ресурс двухрежимной ЯЭДУ на энергетическом режиме по концепции 1992 года [1] равен одному году.

По ряду причин к настоящему времени максимальные наработки твэлов в ампулах реактора РА достигли только ~4700 ч, т.е. чуть больше половины ресурса. Тем не менее представляет несомненный интерес как рассмотрение полученных результатов исследования радиационной стойкости твэлов при длительности испытаний до ~4700 ч, так и прогнозирование характеристик радиационной стойкости твэлов при длительности испытаний до ~8800 ч.

Следует отметить, что радиационная стойкость твэлов в этих испытаниях оценивалась по такому интегральному показателю их функциональной работоспособности в радиационных и температурных полях, как степень сохранения целостности, геометрической формы, первоначальных размеров и исходной прочности. Для этого на отдельных этапах испытаний часть исследуемых твэлов выгружалась из реактора и подвергалась послереакторным исследованиям: определялось относительное количество сломанных твэлов Д в каждой НС, наличие пластических деформаций (искривлений) твэлов, увеличение диаметров D и длин L стержней, а также изменение их предела прочности при кручении. Кроме того, в целях установления причин предполагаемого снижения показателя работоспособности твэлов под влиянием длительного реакторного воздействия, проводилось определение таких параметров облученных твэлов, как относительное изменение массы M, электросопротивления R, периода решетки а_o, микроструктуры, микротвердости *H_V* и модуля упругости *E*. При разделке ампул оценивался также угол закрутки пучка твэлов α в каждой разбираемой нагревной секции.

По ходу испытаний из реактора были выгружены 15 ресурсных ампул с наработками в диапазоне от 1 до 4525 ч. Послереакторные исследования прошли все предварительно аттестованные твэлы из этих ампул. Совместный анализ результатов исследований убедительно свидетельствовал о высокой радиационной стойкости карбидных твэлов в указанных условиях испытаний длительностью до 4525 ч.

Действительно, практически все облученные твэлы оказались целыми, несмотря на значительные закрутки пучков твэлов в НС (рис. 1). Все твэлы сохранили исходную форму (незначительные искривления отдельных твэлов были обнаружены только в центральной нагревной секции ампулы с максимальной наработкой). Увеличение размеров твэлов (длин и диаметров) было незначительным: например, после испытаний в течение 4525 ч оно не превышало 0.5%. Прочность у облученных твэлов не только не снижалась, а наоборот, несколько повышалась: твэлы с наработками в диапазоне 1-4525 ч приобрели радиационный прирост прочности на 20-40% (см. кр. А на рис. 2).

Относительно эффекта радиационного упрочнения следует отметить два момента. Во-первых, уровень упрочнения совершенно не зависел от температуры облучения (по крайней мере в исследованном диапазоне, составлявшем 800-1800 К), а обнаруживал зависимость только от длительности облучения т, а конкретнее, от глубины выгорания урана *N*_Д; эффект упрочнения не исчезал даже после 1.5-часового отжига при температуре, значительно превышающей Тобл. Во-вторых, причины такого упрочнения твэлов обусловлены временным превалированием процессов радиационного залечивания исходных (технологических) дефектов структуры в топливном карбидном материале над процессами дефектообразования под влиянием облучения. На это указывали эксперименты по радиационному залечиванию искусственно созданных в твэлах термических трещин (см. кр. Б на рис. 2): после полного радиационного залечивания трещин, поглотивших часть наиболее опасных поверхностных дефектов, прочность твэлов возрастала вдвое по отношению к исходной прочности твэлов (и более чем втрое по отношению к прочности поврежденных твэлов).



Рис. 1. Увеличение максимального угла закрутки
твэлов α_{max} в НС и количества сломанных твэлов Д
в НС с увеличением количества пусков реактора N (количества теплосмен в нагревных секциях).

Высокая радиационная стойкость твэлов была подтверждена (см. рис.3) почти полным отсутствием изменения их массы, невысоким распуханием, незначительными изменениями периода решетки, электросопротивления и модуля упругости (на рис.3 для удобства изображения вместо изменения модуля упругости ДЕ/Е представлено изменение упругого прогиба стержней f, поскольку $\Delta f/f = -\Delta E/E$). На высокую радиационную стойкость указывали также и такие факты, как слабое изменение исходного цвета поверхности твэлов, небольшое - порядка 15-20% - возрастание микротвердости (у твэлов с наработкой 4525 ч) и весьма слабое изменение микроструктуры, которое выражалось в основном в незначительном увеличении пористости материала у твэлов, облученных в течение 3153 и 4525 ч (рис. 4).

У твэлов с наработками 1117, 3153 и 4525 ч наблюдалось изменение форм дифракционных линий: ослабление и смещение брегговских отражений и появление диффузных максимумов. Такие изменения не являются признаком сильной деградации структуры образца, а представляют естественный и достаточно типичный результат накопления в облучаемом материале радиационных дефектов определенного класса - точечных дефектов, их малых скоплений и дислокационных петель малого диаметра [2]. Например, снижение прироста периода решетки (см. рис.3) обусловлено, в частности, превышением концентрации вакансий над концентрацией межузельных атомов.



Рис. 2. Изменение прочности твэлов Δσ_в/σ_в в зависимости от глубины выгорания урана N_Д у твэлов без трещин (А) и с трещинами (Б) после облучения с различной длительностью: 1-1ч; 2-5 ч; 3-10 ч; 4-18 ч; 5-29 ч; 6-74 ч; 7-69 ч; 8-107 ч; 9-290 ч; 10-598 ч; 11-608 ч; 12-645 ч; 13-1119 ч; 14-3153 ч; 15-4525 ч.



Рис. 3. Относительное изменение параметров твэлов при температуре облучения 1200 К в зависимости от глубины выгорания урана N_Д (длительности облучения τ).



а - пористость 31%



б - пористость 36%

Рис. 4. Микроструктура (×150) карбидографитового твэла до (а) и после (б) 4525-часового облучения при 1300 К в ампуле № 15.

Как видно из рис. 3, кривые, характеризующие изменения отдельных параметров твэлов от дозы облучения, выходят или уже вышли на насыщение. Это дает основание утверждать, что в случае дальнейшего увеличения длительности облучения в принципе не может произойти резкое увеличение этих параметров. Следовательно не может произойти и резкое снижение прочности твэлов, т.е. кривая А на рис.2 приблизится к пунктиру, обозначающему длительность облучения ≈8800 ч, оставаясь еще в области упрочнения. Косвенным подтверждением этого могут служить результаты исследования изменений прочности твэлов, испытанных в ампуле № 14 (см. рис.5). В этой ампуле, кроме штатных твэлов с содержанием урана от ~9 до ~18% (мас.), испытывались также твэлы с содержанием урана 30 и 42% (мас.). Как следует из

полученного, у твэлов с повышенным содержанием урана после 3153-часового испытания при выгорании урана 3.6·10¹⁹ дел./см³ (что должно соответствовать выгоранию урана в штатных твэлах после 8800-часового испытания) еще сохраняется упрочнение на уровне 6%.



штатных твэлов (●) и твэлов с содержанием урана 30% (▲) и 42% (■) после 3153-часового испытания в ампуле № 14.

Кроме того, вид кривой $\Delta V/V$ на рис. З позволяет предположить, что распухание твэлов при наработке ≈ 8800 ч сохранится на уровне $\sim 1.5\%$. Следовательно, не будет заметного прироста в пучках твэлов бандажных и изгибных напряжений, и все твэлы поэтому должны остаться целыми.

Таким образом, приходим к заключению, что все представленные результаты исследований свидетельствуют только о высокой радиационной стойкости карбидных и карбидографитовых твэлов в условиях 4525-часовых испытаний в реакторе РА на режиме РММ двухрежимной ЯЭДУ. Полученные данные, кроме того, позволяют высказать оптимистический прогноз относительно полного сохранения функциональной работоспособности у твэлов при полноресурсной (~8800 ч) эксплуатации их в реакторе ЯЭДУ на энергетическом режиме малой мощности.

Литература

- 1. Горин А.И., Конюхов Г.В., Коротеев А.Г. и др. Концепция ЯРД 1992 года. Тезисы докладов конф. «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели», Семипалатинск-21, 1992, с.91-93.
- 2. Косенков В.М. Рентгенография в реакторном материаловедении. М., Энергоатомиздат, 1985.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ОБРАЩЕНИЯ С АМПУЛЬНЫМИ ИСТОЧНИКАМИ ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Уренский Н.А., Болтовский С.А., Ганжа В.В., Шуклин Г.С.

Институт атомной энергии

Введение

До недавнего времени в Республике Казахстан, как и во всех странах СНГ, остро стояла проблема захоронения радиоактивных отходов (PAO). В число таких отходов входит, прежде всего, отработанные ампульные источники ионизирующего излучения (АИИИ).

В настоящее время на предприятиях и в учреждениях находится в работе более 80000 АИИИ, около 20000 из которых необходимо захоронить. Это составляет примерно 80% из всех высокоактивных отходов, имеющихся в Республике. Суммарная активность источников подлежащих захоронению в ближайшее время составляет около 30000 Ки.

Особенно актуальна проблема захоронения АИИИ для онкологических учреждений, промышленных предприятий и геологических партий, где организовать их хранение в соответствии с требованиями нормативных документов очень сложно или невозможно.

Учитывая сложившуюся ситуацию, Кабинет Министров РК принял Постановление о создании на стендовом комплексе "Байкал-1" первой очереди хранилища отработанных АИИИ (Постановление № 1103 от 31.12.92г.).

В сентябре 1994г. под председательством Министра науки и новых технологий В.С.Школьника состоялось совещание представителей заинтересованных ведомств, на котором были определены окончательные сроки сдачи в эксплуатацию первой очереди хранилища отработанных АИИИ.

Проект "Подготовка стендового комплекса "Байкал-1" для приема на временное хранение ампульных (закрытых) источников ионизирующего излучения Республики Казахстан" разработан государственным проектным институтом КАЗГИПРОГРАД при непосредственном участии специалистов ИАЭ.

26 января 1995г. Государственной приемочной комиссией, назначенной распоряжением Премьер-министром РК, принята в эксплуатацию первая очередь хранилище отработанных АИИИ.

Состав и технические характеристики первой очереди хранилища АИИИ

Первая очередь хранилища отработанных АИИИ стендового комплекса "Байкал-1" включает в себя следующие сооружения и оборудование – 2 спецавтомобиля, временное хранилище, специальную мойку, радиационно-защитную камеру (РЗК), промежуточное хранилище, подъемный кран с набором специальных захватов и траверс, защитный контейнер, чехлы, кассетницы, постоянное хранилище.

Транспортные перевозки

Доставка отработанных АИИИ на комплекс "Байкал-1" осуществляется в транспортных контейнерах, на специально оборудованных автомобилях (Рис.1). Транспортные контейнеры помещаются на стеллажи закрытого фургона. При перевозке исключается возможность доступа к транспортным контейнерам. Автомобили оборудованы таким образом, что ни водитель, ни сопровождающий не подвергаются действию радиоактивного излучения. Во время перевозки, как и на всех остальных этапах технологического процесса, ведется дозиметрический контроль.





Рис. 1.

Выполнены специальные требования, необходимые для перевозки радиоактивных веществ по автомобильным дорогам. Спецавтомобили оборудованы специальными знаками.

В случае необходимости производится сопровождение спецавтомобиля службами УВД.

По прибытии на комплекс "Байкал-1" транспортные контейнеры разгружаются в помещении временного хранилища.

Временное хранилище

Временное хранилище представляет собой железобетонное заглубленное сооружение (Рис. 2).



Рис. 2.

Съемный люк, расположенный на крыше временного хранилища, позволяет использовать автомобильный кран, что не только облегчает работы по перегрузке, но и устраняет прямой контакт персонала с контейнерами.

Транспортные контейнеры (Рис. 3), вплоть до проведения следующей технологической операции, находятся во временном хранилище.

Помещение оборудовано датчиками дистанционного дозиметрического контроля, укомплектовано средствами пожаротушения и необходимыми приспособлениями для работ по перегрузке контейнеров.

Мощные металлические ворота лишают возможности случайного доступа в помещение. На лицевой стороне ворот изображены специальные знаки, предупреждающие о радиационной опасности. Уровни радиоактивного излучения на поверхности – в пределах норм.

Технологические операции

Транспортные контейнеры, содержащие отработанные ампульные источники излучения, спецавтомобилем перевозятся к зоне их перегрузки.

При помощи мощного крана (грузоподъемность - 125 тонн) (Рис. 4) транспортные контейнеры помещаются в радиационно-защитную камеру.



Рис. 3.



Рис. 4.

Работа в радиационно-защитной камере производится без прямого контакта с источниками (Рис. 5). Перегрузка производится при помощи манипуляторов с визуальным контролем через защитное свинцовое стекло. При работе используются специальные оптические устройства, позволяющие вести визуальный контроль за всеми этапами операции. Защита камеры позволяет на рабочем месте оператора снижать радиоактивное излучение до уровней, разрешенных нормами радиационной безопасности.

В радиационно-защитной камере источники идентифицируются и перегружаются в специальный чехол, в котором впоследствии и захораниваются. Чехол, при его заполнении, может многократно перемещаться из РЗК в промежуточное хранилище и обратно.

Транспортирование чехлов в промежуточное хранилище проводится в специальном защитном контейнере (вес - 60 тонн) с дистанционноуправляемым захватом.

Чехол располагается в специальной ячейке с защитной крышкой. Все хранилище имеет мощную защитную плиту, которая вместе с пробками позволяет снижать уровни радиации до нормы.



Рис. 5.

Выброс радиоактивных веществ и доступ к чехлам посторонних лиц исключены. Крышка может быть снята только специальными захватами при помощи козлового крана.

Промежуточное хранилище находится в необслуживаемой зоне, что также снижает вероятность радиационного облучения персонала комплекса "Байкал-1".

После заполнения чехол внутри РЗК закрывается крышкой-пробкой и заваривается аргоннодуговой сваркой на уникальной установке, позволяющей производить работы дистанционно. Чехол и крышка изготовлены из нержавеющей стали.

Сварка производится без прямого контакта с чехлом, что также создает нормальные радиационные условия. После заварки крышки производится заполнение чехла инертным газом (аргоном) и проверка его герметичности. Крышкапробка после проведения сварочных работ надежно закрывает полость чехла и герметизирует его. Дальнейший выход радиоактивных веществ за пределы чехла исключен.

Заполненный и закрытый чехол дистанционно перегружается в кассетницу (Рис. 6), находящуюся в месте постоянного хранения. Каждая кассетница изготовлена из нержавеющей стали и рассчитана на длительное хранение восьми чехлов.

Постоянное хранилище

Постоянное хранилище представляет собой мощное сооружение из специального бетона, полезный объем хранилища - 2600 кубических метров. Каждая ячейка хранилища (глубиной до 9 метров) имеет индивидуальную крышку (Рис. 7). Вес каждой крышки -41 тонна. Открыть и закрыть ячейку можно только при помощи козлового крана с использованием специального захвата.

Использование специального бетона с наполнителем позволило создать надежную защиту от радиоактивного излучения, при хранении ампульных ИИИ, до необходимых уровней.

Конструктивно ячейки выполнены так, что исключается возможность проникновения радиоактивных веществ в грунт, а также невозможно попадание грунтовых и ливневых вод в хранилище. Расположение хранилища не допускает нахождения на его территории персонала, не принимающего участия в технологическом процессе.



Рис. 6.

Все работы, как и на других этапах, проводятся дистанционно. Исключено также нахождение на территории случайных лиц. Регулярно проводится дозиметрический контроль ячеек хранилища. В случае радиационного загрязнения имеются специальные средства для дезактивации территории и оборудования.

Конструкция и расположение ячеек хранилища гарантирует сохранность чехлов с ампульными ИИИ и исключает случайный доступ.



Радиационная защита и экология

На всех этапах транспортировки, перегрузки и хранения ампульных ИИИ отработаны мероприятия по обеспечению радиационной безопасности. Сотрудниками службы дозиметрии ведется контроль не только на каждом этапе технологического процесса, но и осуществляется постоянный контроль территории и помещений стендового комплекса "Байкал-1".

На всех этапах работы приняты меры по недопущению выхода загрязнения на территорию комплекса и попаданию радиоактивных веществ в грунт.

Сотрудники комплекса обеспечены специальной одеждой, индивидуальными дозиметрическими приборами контроля, специальными местами индивидуальной санитарной обработки. Работники комплекса регулярно проходят медицинское освидетельствованное. Все места работы, временного, промежуточного и постоянного хранения ампульных ИИИ имеют санитарные паспорта и оборудованы так, чтобы не допустить распространения радиоактивного загрязнения, а также снизить уровни радиации при проведении работ до разрешенных нормами радиационной безопасности.

Хранилища достаточно удалены от основных рабочих мест, зон проживания персонала комплекса и обеспечены системой охранной сигнализации.

Конструкция хранилища стендового комплекса "Байкал-1", оборудование, квалифицированный персонал, система дозиметрического контроля обеспечивают безопасность проведения работ и исключают загрязнение окружающей среды.

Заключение

Хранилище отработанных АИИИ на стендовом комплексе "Байкал-1" существует более трех лет. За это время принято на хранение более 1900 отработанных АИИИ, из них 10 онкологических активностью более 2000 Ки каждый

Эксплуатация хранилища позволила решить проблему захоронения отработанных АИИИ промышленных предприятий, учреждений, геологических партий, возобновить оперативное лечение больных в онкологических диспансерах г.г. Семипалатинска, Павлодара, Петропавловска, Кустаная, Караганды.

ОЦЕНКА ВОЗМОЖНОСТИ И ВАРИАНТЫ РАЗВИТИЯ ОТРАСЛИ ЭНЕРГОПРОИЗВОДСТВА г. АЛМАТЫ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГОИСТОЧНИКОВ

Вурим А.Д.¹⁾, Зеленский Д.И.¹⁾, Колтышев С.М.¹⁾, Черепнин Ю.С.¹⁾, Кадыржанов А.К.²⁾

¹⁾ Институт атомной энергии ²⁾ ПОЭиЭ «Алматыэнерго»

Для г. Алматы, крупнейшего административного, промышленного и культурного центра Республики Казахстан, важное значение имеет скорейшее решение проблем энергоснабжения. Учитывая тот факт, что мировое сообщество уже в ближайшем будущем будет вынуждено принять решение о жестком контроле деятельности предприятий энергопроизводящей отрасли в части, касающейся их влияния на окружающую среду, необходимо политику развития энергопроизводящей отрасли в Казахстане ориентировать на применение современных экологически чистых энергоисточников.

Атомные станции в случае их безусловно безаварийной работы являются наиболее приемлемым по техническим (высокая мощность установок и качество энергии), экономическим (себестоимость производимой энергии сравнима с таковой на тепловых станциях, работающих на органическом топливе) видом экологически чистых энергоисточников, позволяющих снять проблему дефицита производства энергии и коренным способом решить проблемы охраны природы и среды обитания человека.

Оценка потребности в тепле на период до 2000 года

Потребности города в тепле, в 1994 году, по данным /1,2/, для различных групп потребителей, составили:

1.в зоне теплофикации -

- промышленности, в паре-719 т/час, в горячей воде - 972Гкал/час;
- жилищно-коммунального сектора, в горячей воде 2536 Гкал/час;
- итого потребности в зоне теплофикации в паре -719 т/час, в горячей воде -3566Гкал/час;

2.в южной зоне -

- промышленности, в паре -8т/час, в горячей воде 30Гкал/час;
- жилищно-коммунального сектора, в горячей воде - 632Гкал/час;
- итого потребности южной зоны в паре 8т/час, в горячей воде 662Гкал/час;

3.в северной зоне -

- промышленности, в паре 231т/час, в горячей воде - 378Гкал/час;
- жилищно-коммунального сектора, в горячей воде - 604Гкал/час;
- итого потребности зоны в паре 231т/час; в горячей воде - 982Гкал/час;

4. по городу, потребности -

- промышленности, в паре 958т/час; в горячей воде - 1380Гкал/час;
- жилищно-коммунального сектора, в горячей воде 3830Гкал/час;
- итого потребности города в паре 958т/час и в горячей воде 5210Гкал/час.

Данные об изменении тепловых нагрузок в системе теплоснабжения г. Алматы с 1970 года по настоящее время /1/, приведены на рис. 1, прогноз развития нагрузок до 2010 года - на рис. 2.







Рис. 2. Прогноз динамики тепловых нагрузок (Гкал/час) по городу Алматы до 2010 года.

Из приведенных данных следует, что в последние три-четыре года происходит снижение потребности в тепле. Это обусловлено снижением объемов строительства жилья и падением производства во всех отраслях промышленности, срывом сроков ввода в эксплуатацию новых предприятий и новых производств на уже действующих заводах и фабриках.

При сохранении на перспективу темпов ввода жилья двух последних лет, расчетный уровень тепловых нагрузок по жилищно-коммунальному сектору на 2000 год будет достигнут только в 2006 году.

По экспертной оценке /2/, если после 1995 года будет иметь место подъем промышленного производства с планировавшимися ранее темпами, то тепловые нагрузки в промышленности к 2000 году возрастут до уровня, имевшего место в 1987 году, а расчетные тепловые нагрузки 2000 года (по промышленности) будут достигнуты только к 2010 году.

Расчетный уровень суммарных тепловых нагрузок по городу Алматы на 2000 год, при сохранении сегодняшней тенденции к снижению темпов их роста, может быть достигнут не ранее 2007 года.

Оценка существующего дефицита тепловой мощности.

Так как система теплоснабжения города состоит из трех фактически автономных тепловых зон, каждая из которых снабжается теплом от независимых источников, то оценку дефицита целесообразно проводить по зонам. Баланс тепловых нагрузок и мощностей источников, с учетом вывода устаревшего и ввода нового оборудования, приведен в табл. 1.

		1992 год		1995 год		2000 год		
Π	араметр	пар,	горячая	пар,	горячая	пар,	горячая вода,	
		т/час	вода,	т/час	вода,	т/час	Гкал/час	
			Гкал/час		Гкал/час			
1. ЗОНА ТЕПЛОФИКАЦИИ.								
Тепловые нагрузки, все	его по зоне	719	3566	801	3818	852	4016	
Децентрализованное те	еплоснабжение	280	816	312	836	319	746	
Централизованное тепл	тоснабжение	439	2811	489	3125	533	3419	
Обеспечение тепловых	нагрузок в системе	393*	2214	415	<u>2805</u> **	457	<u>3320</u> **	
централизованного теп	лоснабжения				2605		3100	
-ТЭЦ-1		285	862	300	875**	326	890**	
					840		855	
-ТЭЦ-2		-	550	-	810	-	1270	
-3TK		108	802	115	<u>1120</u> **	131	<u>1160</u> **	
					955		975	
Цнтрализованное те-	Избыток (+)	-46	-597	-74	- <u>320**</u>	-76	<u>-99**</u>	
плоснабжение	Дефицит (-),				-520		-319	
		2. ЮЖНА	АЯ ЗОНА.					
Тепловые нагрузки, вс	сего	8	650	8	733	8	850	
Децентрализованное те	еплоснабжение	8	171	8	166	8	122	
Централизованное тепл	тоснабжение	-	503	-	595	-	728	
Обеспечение тепловых	х нагрузок в системе центра-	-	413	-	<u>544</u> **	-	<u>764</u> **	
лизованного теплоснаб	бжения				515		734	
-ЮРК		-	116	-	<u>136</u> **	-	<u>166</u> **	
					116		145	
-ЮВРК		-	119	-	<u>128</u> **	-	<u>128</u> **	
					119		119	
-РК "Орбита"		-	178	-	280	-	470	
Централизованное	Избыток (+)	-	-90	-	<u>-51</u>	-	$\frac{0}{2}$	
теплоснабжение	Дефицит (-)				-80		-30	
		3. CEBEPH	АЯ ЗОНА,				r	
Тепловые нагрузки, все	его по зоне	231	974	256	1045	271	1365	
Децентрализованное те	еплоснабжение	178	691	202	710	211	736	
Централизованное тепл	тоснабжение	53	297	54	335	60	660	
Обеспечение тепловых	к нагрузок в системе центра-	53	272	54	291	60	360	
лизованного теплоснаб	жения							
-ГРЭС		13	161	13	171	17	200	
-СВРК	-CBPK		111	41	120	43	160	
Централизованное	Избыток (+)	-	-25	-	-60	-	-300	
теплоснабжение	Дефицит (-)							
4. ВСЕГО ПО ГОРОДУ.								
Тепловые нагрузки		958	5289	1065	5784	1131	6447	
Обеспечение тепловых нагрузок		912*	4577	991	<u>5352</u> **	1055	<u>6048</u> **	
					5123		5798	
Дефицит тепловой мо	щности	-46	-712	-74	<u>-432</u> **	-76	<u>-399</u> **	
					-661		-649	

обеспечение паровых нагрузок в системе централизованного теплоснабжения дано с учетом коэффициента неодновременности потребления пара.

* в числителе дано покрытие тепловых нагрузок при работе водогрейных котлов на газе, в знаменателе - на мазуте.

В таблице приведены данные, учитывающие уменьшение и ликвидацию разрыва между установленной и располагаемой мощностями, что может быть достигнуто за счет развития источников тепла по уже разработанной проектной документации. В соответствии с этими проектами предполагается проведение следующих мероприятий по развитию источников тепла.

1. Зона теплофикации:

- ТЭЦ-1 вывод оборудования котлоагрегаты ст.№ 7,8, ввод оборудования котел Е-280ЦКС в 2000 г;
- **ТЭЦ-2** ввод котёл Е-420 ст.№ 8 в 1995 г., турбина Т-116, ст. № 7 в 2000 г.;
- ЗТК ввод котёл КВГМ-100 в 1995 г.

2. Южная зона.

- ЮВРК ввод котел КВГМ-30 в 2000г.;
- **РК "Орбита"** ввод котла КВГМ-100 в 1995 г. и 2-х котлов КВГМ-100 в 2000 г.

3.Северная зона.

Предполагается ввод двух водогрейных котлов КВГМ-30 на Северо-Восточной котельной в 2000 году.

Из приведенных данных следует, что реализация этих мероприятий не позволяет ликвидировать дефицит тепловых мощностей в горячей воде во всех зонах и в городе в целом. Наибольший дефицит имел и будет иметь место в зоне теплофикации - до 520 Гкал/час в 1995 и до 319 Гкал/час в 2000 году, а также в Северной зоне - до 300 Гкал/час к 2000 году.

По паровой нагрузке дефицит не превышал 74 т/час в 1994...1995 годах, его рост не наблюдается сейчас и не ожидается в период до 2000 года.

Варианты теплоснабжения г. Алматы от ядерных энергоисточников

Решение проблемы энергообеспечения г. Алматы осложняется черезвычайно напряженной экологической обстановкой, обусловленной, с одной стороны — особенностями климата, рельефа местности, на которой расположен город, преобладающими направлениями ветров и другими природно-географическими факторами и их сочетаниями, с другой стороны — концентрацией транспортных средств, оснащенных двигателями внутреннего сгорания, большим числом энергетических и других производств, использующих технологические процессы, основанные на сжигании органических топлив. Транспорт и промышленность являются главными загрязнителями атмосферы города, выбрасывая большие количества твердых частиц, двуокиси углерода и окислов других элементов. Среди промышленных предприятий самый большой вклад в выбросы вредных веществ дают энергетические производства - ТЭЦ, ГРЭС и котельные, основным топливом для которых является уголь. Доля угля в общем объеме топливопотребления составляет более 60%, что в полтора раза превышает суммарное потребление мазута и газа.

Предложенные в /2/ варианты теплообеспечения Алматы позволяют решить энергетические и, в какой-то мере экономические проблемы, но улучшения экологической обстановки в городе достичь с помощью предлагаемых мер невозможно. Уменьшить вредные выбросы можно только используя современные экологически чистые энергоисточники - ядерные или нетрадиционные возобновляемые. Учитывая то, что в первую очередь должна быть решена проблема теплоснабжения города, а также высокую стоимость энергии, получаемой с помощью нетрадиционных источников, их низкий коэффициент полезного действия и практически полную невозможность использования таких источников для теплоснабжения, следует признать, что одновременное решение проблем теплоснабжения и улучшения экологической обстановки в городе Алматы возможно только с помощью ядерных энергоисточников.

Рассматриваются следующие варианты использования ядерных энергоисточников для теплоэлектроснабжения Алматы:

Вариант 1. Предполагается строительство атомной станции теплоснабжения (АСТ) в составе четырех блоков с реакторными установками АСТ-500. установленной тепловой мошностью 2 400 MBт (2 064 Гкал/час). Оптимальным может оказаться расположение АСТ вблизи площадки ТЭЦ-2, для того чтобы использовать уже имеющиеся тепломагистрали, а также магистраль ТЭЦ-2 - ТЭЦ-1, строительство которой предполагается по уже разработанной проектной документации. По этому варианту предполагается вывод семи водогрейных котлов ПТВМ-100, ст. №№ 1...7 ТЭЦ-1, восемь водогрейных котлов (шесть ПТВМ-100 и два ПТВМ-50) на Западной районной котельной и четыре водогрейных котла ПТВМ-100 на Ново-Западной районной котельной. По этому варианту предполагается перевод ТЭЦ-2 в пиковый режим работы (по тепловой нагрузке).

Вариант 2. Предлагается построить четырехблочную атомную теплоэлектроцентраль (АТЭЦ) с реакторными установками АТЭЦ-200 и систему дальнего теплоснабжения - тепломагистраль, длиной 25...30 км, связывающую АТЭЦ и существующие теплосети. Представляется целесообразным расположить АТЭЦ на расстоянии 18-20 км от ТЭЦ-2, в направлении от города, что позволит сократить протяженность магистрали дальнего теплоснабжения на 7-12 км. Установленная мощность при этом составит: электрическая, блока 180 МВт, станции 720 МВт; тепловая, блока 375 Гкал/час, станции - 1500 Гкал/час. В летний период станция может работать с меньшей выдачей тепла, в режиме следования за нагрузкой, при этом возрастает электрическая мощность. Максимальная электрическая мощность достигается при работе станции в конденсационном режиме, и составляет: блока -250 MBт, станции -1000 MBт.

В случае реализации этого варианта из эксплуатации выводятся все водогрейные котлы ТЭЦ-1 и ЗРК (семь котлов ПТВМ-100 - ст. № 1...7 - на ТЭЦ-1. два ПТВМ-50 и шесть ПТВМ-100 на ЗРК). ТЭЦ-2, как и в первом варианте, переводится в пиковый режим работы по тепловой нагрузке в горячей воде. Выдаваемая АТЭЦ электрическая мощность позволяет вывести из эксплуатации все электрогенерирующие мощности на ТЭЦ-1 и АГРЭС, (энергетические котлы БЗ-160-100, ст. № 8,9, и ЦКТИ-75, ст. № 7, на ТЭЦ-1, БКЗ-160-100, ст. №1, 2, на АГРЭС). При этом суммарная установленная электрическая мощность источников в системе электроснабжения Алматы возрастает на 402...682 МВт. Эта дополнительная мощность позволяет либо увеличить выработку электроэнергии в системе, либо, при сохранении объемов производства электроэнергии, вывести из эксплуатации соответствующие электрогенерирующие мощности на ТЭЦ-2. В обоих рассмотренных вариантах на существующих энергоисточниках ТЭЦ-1,2 и ГРЭС полностью сохраняется производство пара для промышленного и технологического потребления.

Вариант 3. Отличается от второго варианта только составом оборудования выводимого из эксплуатации. При реализации этого варианта полностью выводится из эксплуатации ТЭЦ-1 и два энергетических котла БКЗ-420-140 и электрогенерирующее оборудование на ТЭЦ-2.

Вариант 4. Предлагается рассмотреть возможность строительства АЭС с реакторными установками НП-500 в составе шести блоков суммарной установленной электрической мощностью 3810 МВт вместо Южно-Казахстанской ГРЭС на той же площадке с максимальным использованием имеющегося строительного задела. Для обеспечения города теплом может быть, как в первом варианте, построена АСТ в составе четырех блоков АСТ-500.

Вариант 5. По этому варианту предполагается строительство АЭС с блоками НП-1000 (четыре блока), установленной электрической мощностью 4400 МВт, на площадке Южно-Казахстанской ГРЭС и атомная станция теплоснабжения в составе четырех блоков АСТ-500, суммарной тепловой мощностью 2 400 МВт (2 064 Гкал/час) в Алматы. По вариантам 4 и 5 из эксплуатации выводятся:

ТЭЦ-1 - полностью;

- ТЭЦ-2 два энергетических котла БКЗ-420-140 и электрогенерирующее оборудование;
- ЗРК семь водогрейных котлов ПТВК-100;
- АГРЭС два энергетических котла БКЗ-160-100.

Все предложенные варианты, в первую очередь, обеспечивают решения проблемы теплоснабжения в зоне теплофикации, и предполагают реализацию предложений по развитию городских тепловых сетей в объеме предусмотренном в /2/.

Анализ вариантов теплоснабжения г. Алматы

При анализе возможных и выборе оптимального варианта развития системы централизованного теплоснабжения в первую очередь должны быть учтены следующие критерии: капитальные вложения и эксплуатационные затраты, влияние энергоисточника на окружающую среду, потребление топлива и его стоимость, себестоимость производимой энергии, сроки реализации проекта.

В соответствии с этими требованиями предлагаемый вариант замещения или модернизации действующих источников тепла должен предусматривать частичное или полное решение следующих задач:

- 1. Снижение расхода топлива.
- 2. Использование топлива с большей калорийностью.
- 3. Снижение затрат на приобретение и транспортировку топлива.
- 4. Переход на более дешевое топливо.
- 5. Уменьшение выбросов веществ, загрязняющих окружающую среду.
- 6. Сокращение численности эксплуатационного персонала.
- 7. Минимизации финансовых и материальных затрат на реализацию проекта.
- Уменьшение энергозависимости от соседних стран, т.е. сокращение или полный отказ от импорта топлива.

Основные технико-экономические показатели вариантов развития системы централизованного теплоснабжения г. Алматы, за счет строительства ядерных энергоисточников приведены в табл. 2.

При разработке вариантов использования ядерных энергоустановок в качестве исходных принимались следующие посылки.

- Расход топлива, его снижение и стоимость для существующих источников определялись на основании данных отчета ПОЭиЭ "Алматыэнерго".
- 2. В первую очередь должно быть заменено энергогенерирующее оборудование источников, расположенных в зоне теплофикации, поскольку в этой зоне особо сложная экологическая обстановка и большое количество промышленных предприятий расположено вблизи жилых массивов в центре города. Это особенно важно потому, что основные энергоисточники, расположенные в зоне теплофикации, в частности ТЭЦ-1, оснащены устаревшим оборудованием.
- 3. Установленные тепловые и электрические мощности замещающих ядерных энергоис-

точников должны быть не меньше соответствующих параметров замещаемого энергогенерирующего оборудования.

- Существующие источники технологического пара не могут быть заменены ядерными энергоисточниками.
- Альтернативные ядерные энергоисточники предполагается разместить так, чтобы их включение в систему теплоснабжения потребовало минимальных, дополнительных к предусмотренным в /2/, работ на тепловых сетях.
- 6. Развитие и модернизация теплосетей проводятся в объеме и в сроки, определенные в /2/.

Показатель	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3	Вариант 4	Вариант 5
Количество блоков атомных станций	4×ACT500	4×АТЭЦ200	4×АТЭЦ200	4×ACT500	4×ACT500
				6×НП500	4×НП1000
Установленная мощность ядерного					
энергоисточника					
тепловая, Гкал/час	2064	1500	1500	2064	2064
электрическая, МВт	0	720	720	3810	4400
Замещаемая мощность,					
тепловая, Гкал/час	1800	1500	1255	1955	1955
электрическая, МВт	0	318	655	828	828
Дополнительная мощность,					
непосредственно в Алматы					
тепловая, Гкал/час	264	0	95	109	109
электрическая, МВт	0	402	245	0	0
Стоимость строительства,					
млн. долл. США	760	1 100	1 100	760+4 950	760+5 700
Экономия топлива. тыс. т.у.т.	471	748	999,4	1208,4	1208,4
Стоимость сэкономленного					
топлива, млн. тенге	487,45	594,9	640,57	813,3	813,3
Уменьшение выбросов вредных ве-					
ществ, тыс. тонн	10,203	19,267	23,356	28,546	28,546

Таблица 2. Основные показатели альтернативных вариантов замещения существующих энергоисточников ядерными.

Из приведенных данных следует, что наиболее выгодными являются варианты 3 и 5, обеспечивающие наибольшие по сравнению с другими рассматриваемыми, экономию топлива и уменьшение выбросов вредных веществ. Дополнительно необходимо учесть, что при реализации вариантов 4 и 5 и, соответственно, при отказе от строительства Южно-Казахстанской ГРЭС исключается ежегодное сжигание 16,25 млн. тонн угля стоимостью 93,19 млн. долл. США в ценах 1991 года. Следует также учесть и то, что стоимость строительства только основных производ-ГРЭС ственных объектов составляет 2 475,72 млн. долл. США (в ценах 1991 года), при том, что ее установленная мощность равна 3240 МВт, что меньше мощности АЭС по вариантам 4 и 5 на 570 и 1160 МВт соответственно.

Поясняя данные, приведенные в табл. 2, следует также сказать, что в сумму затрат на сооружение АТЭЦ с ядерными энергоблоками АТЭЦ-200 (варианты 2 и 3) включены затраты на проведение НИОКР, поскольку станция, в случае реализации проекта, может быть головной в серии. Эти средства необходимы для завершения разработки проекта станции и составляют около 10 % от указанной стоимости строительства. С другой стороны, если станция будет головной в серии, то освоившая ее эксплуатирующая организация может быть включена в число организаций-экспортеров новой ядерной технологии при лицензировании и строительстве таких станций как в других странах СНГ, так и в странах дальнего зарубежья.

Самым перспективным из предложенных является вариант 5. В случае его реализации выводится из эксплуатации расположенная в центре города оснащенная устаревшим энергетическим оборудованием ТЭЦ-1, часть оборудования Западной районной котельной, Алматинской ГРЭС и ТЭЦ-2, становится ненужным строительство алматинской ТЭЦ-3, появляется возможность отказаться от части импорта топлива из Средней Азии и вместо этого экспортировать значительное количество электроэнергии, вырабатываемой за счет использования избыточной по сравнению с ЮК ГРЭС мощности в 1160 МВт. Стоимость сооружения ядерных энергоисточников составляет по этому варианту 6 460 млн. долл. США. При этом исключаются и предлагаемые в /2/ затраты в сумме 53...60 млн. долл. США на модернизацию и переоснащение существующих энергоисточников (ТЭЦ-1,2). Сроки реализации предлагаемого варианта составят 8...10 лет. В качестве примера может быть приведен опыт сооружения Запорожской АЭС - укладка бетона в фундамент первого блока была начата в апреле 1981 года, а уже в декабре 1989 года был поставлен под нагрузку пятый блок станции, при этом установленная мощность каждого из пяти блоков - 1000 МВт (эл.).

Вариант 3 является по сути значительно урезанным вариантом 5 и может быть применен для решения самых острых проблем тепло-электроснабжения г. Алматы на ближайшее время с минимальными в сравнении с даваемым положительным эффектом затратами.

Авторы отчета считают возможным рекомендовать для практического внедрения вариант 5, реализация которого позволяет оптимально решить задачи энергоснабжения и улучшения экологической обстановки. Работы по этому варианту могут быть осуществлены в два этапа. На первом этапе должна быть построена АСТ с ориентировочным сроком строительства 6 лет. Начало второго этапа, на котором должна быть сооружена АЭС в составе 4-х блоков с РУ НП-1000, может быть отнесено на 1998...2000 годы с расчетом закончить строительство к 2010 году. Реализация этого предложения позволит, по нашему мнению, на современном научно-техническом уровне решить проблему энергоснабжения г. Алматы и Южного Казахстана, в объеме и в сроки соответствующие прогнозу развития региона.

Для любого варианта следует учитывать то обстоятельство, что регион г. Алматы характеризуется высокой сейсмичностью (до 9...10 баллов по шкале MSK). В соответствии с этим станции должны быть строится в варианте повышенной сейсмостойкости. Конструкторами реакторных установок и проектировщиками атомных станций, предлагаемых для сооружения в г. Алматы, предусматривается возможность повышения сейсмостойкости ядерных блоков до 10 баллов за счет применения низкочастотных сейсмоизолирующих устройств, снижающих сейсмические нагрузки в 10...30 раз /4,5/.

Выводы

1. Использование атомных станций для решения проблем энергообеспечения г. Алматы может быть одним из этапов развития ядерной энергетики в Казахстане, которая уже в настоящее время сформирована как отрасль, включающая в себя не только Мангышлакский атомно-энергетический комбинат с промышленным реактором БН-350 в Актау, но и предприятия топливного цикла, занятые в добыче и переработке урановых руд, производстве топливных таблеток для АЭС. Всё это обусловливает хорошие перспективы для её дальнейшего развития в Республике.

2. Современное энергообеспечение г. Алматы характеризуется дефицитом теплоснабжения (около 75 т/час по пару и около 650 Гкал/час по горячей воде) и потребностью в перетоке электрической мощности (около 380 МВт) из ОЭС Средней Азии и энергосистемы "Карагандаэнер-

го". Значительная величина дефицита производства тепловой и электрической энергии сравнима с полезной мощностью современных блоков атомных станций различного назначения, предназначенных как для раздельной, так и для совместной выработки электроэнергии и тепла для целей теплоснабжения. В перспективе, если не будут решены в ближайшее время вопросы ремонта и модернизации существующих энергоисточников, величина дефицита будет неуклонно возрастать, что оправдывает необходимость опережающего ввода современных источников производства энергии.

3. С учетом финансовых возможностей и современного состояния экономики Казахстана на современном этапе представляется оправданным концентрированное вложение средств в развитие энергопроизводящей отрасли, позволяющее получить максимальную удельную отдачу от вложенного капитала. В этой связи на первом этапе решения проблемы энергообеспечения г. Алматы целесообразно ввести в эксплуатацию блок АЭС с электрической мощностью около 1000 МВт на площадке Южно-казахстанской ГРЭС, развернув параллельно работы по строительству первого блока АСТ в непосредственной близости от Алматы. В перспективе достройка АЭС для производства электроэнергии и АСТ для производства тепла для целей теплоснабжения позволит не только отказаться от импорта электроэнергии в регион, но и организовать ее экспорт, и начать планомерный вывод из эксплуатации неблагополучных в техническом и экологическом отношении энергоисточников на органическом топливе из Алматы. Капитальные затраты на строительство и пуск первого блока АЭС на площадке Южноказахстанской ГРЭС не превысят 1.3 млрд. долл. США и первого блока АСТ - 200 млн. долл. США.

4. Для ядерных энергоблоков, предлагаемых к строительству в вблизи г. Алматы, разработка проектов выполнена в рамках современных концепций безопасности, при этом обеспечена высокая надежность эксплуатации атомных станций с вероятностью тяжелых аварий не более 10⁻⁷ реактор/год. В режиме нормальной эксплуатации суммарное радиационное воздействие от атомной станции на население и окружающую среду не превышает 0.1 % от фоновых значений /4,5/.

5. Для строительства в Алматы и на площадке Южно-Казахстанской АЭС предлагается проекты атомных станций с реакторными установками нового поколения, повышенной безопасности типа «АСТ», «АТЭЦ» и «НП-500» /4,...,11/.

6.Разработка проекта Балхашской АЭС, суммарной электрической мощностью 1905 МВт, в составе трёх блоков с реакторными установками «НП-500» и её сооружение можно рассматривать как этап реализации варианта 5. С учётом этого обстоятельства делает ещё более обоснованным предложение о строительстве АСТ в г. Алматы. 7. Строительство атомной энергетики будет иметь долговременные социальные положительные последствия, связанные с необходимостью с необходимостью развертывания системы подготовки высококвалифицированного эксплуатационного персонала, который в последствие будет определять культурный уровень региона, выбранного для размещения атомной станции.

Литература

- 1. Пояснительная записка к годовому отчету по технико-производственным показателям за 1994 г., Государственная энергетическая компания "Казастанэнерго", Алматинское производственное объединение энергетики и электрификации "Алматыэнерго", г. Алматы, 1995 г.
- 2. Схема теплоснабжения г. Алматы на 2010 г. I часть -2000 г., Книга 1. Пояснительная записка., Государственная энергетическая компания "Казахстанэнерго"., Казахстанский научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт "КазНИПИэнергопром", г. Алматы, 1995 г.
- 3. Годовой отчет за 1994 г.,-Производственное объединение энергетики и электрофикации "Алматыэнерго", Алматинское предприятие тепловых сетей, г. Алматы, 1995 г.
- 4. Основные технические решения по созданию АСТ с реакторными установками АСТ-500. ВНИПИЭТ, г. Санкт-Петербург, 1993 г.
- 5. Ядерные энергоисточники повышенной безопасности. Атомная теплоэлектроцентраль АТЭЦ-150. ОКБМ, г. Нижний Новгород, 1992 г.
- Бирюков Г.И., Новак В.П., Подшибякин А.К., Федоров В.Г., Направления совершенствования реакторной установки ВВЭР-1000 для новых проектов АЭС. Доклад на конференции "Ядерная энергетика в Республике Казахстан: концепции развития, обоснованность, безопасность.", 13-17 сентября 1993 г., г. Семипалатинск-21.
- Афров А.М., Бирюков Г.И., Никитенко М.П., Реакторная установка ВВЭР для АЭС нового поколения большой мощности. - Доклад на конференции "Ядерная энергетика в Республике Казахстан: концепции развития, обоснованность, безопасность.", 13-17 сентября 1993 г., г. Семипалатинск-21.
- 8. Стекольников В.В., Федоров В.Г., От ВВЭР-210 до ВВЭР-2000. Опыт разработки и усовершенствования проектов реакторных установок для АЭС. - Атомная энергия, т.76, вып.4, апрель1994 г., стр.310-318.
- 9. Новиков В.М., Игнатьев В.В., Концепции безопасных реакторов нового поколения. Атомная техника за рубежом, 1987 г., № 11, с. 3-12.
- 10. Румянцев В.В., Эволюционное развитие и совершенствование АЭС на пороге нового столетия. Атомная техника за рубежом, 1992 г., № 12, с. 17-23.
- 11. Румянцев В.В., Усовершенствованные реакторы для XXI века. Атомная техника за рубежом, 1991 г., № 8, с. 11-17.
УДК 621.039.526: 621.039.54

ЭЛЕКТРОФИЗИЧЕСКИЕ ТЕХНОЛОГИИ (ионно-плазменные и пучковые технологии)

Шаповалов Г.В.

Институт атомной энергии

Развитие новых высокоэффективных технологий имеет большое значение для промышленного производства, роль которого в подъеме экономики несомненна.

В основе НИОКР по данному направлению лежат передовые разработки электрофизики – сильноточные импульсные электронные пучки и вакуумное магнетронное напыление.

В рассматриваемый период времени были созданы соответствующие экспериментальные установки, на которых отрабатываются технологические процессы, проходят экспериментальную проверку новые технические решения, отрабатываются узлы и системы будущих промышленных технологических установок, а также проводятся экспериментальные исследования и испытания перспективных материалов для атомной энергетики.

Для работы с пучком электронов был изготовлен импульсный ускоритель электронов ГСЭП-3, состоящий из вакуумного диода - электронной пушки и высоковольтного генератора импульсного напряжения, собранного по схеме Аркадьева-Маркса. Размеры камеры вакуумного диода: диаметр - 900 мм, длина - 1000 мм. Технические параметры данного ускорителя следующие:

- ускоряющее напряжение 350 600 кВ;
- максимальный ток пучка 15 кА;
- время импульса тока пучка 2,5 мкс;
- площадь сечения пучка на аноде 100 см².

Измерения тока пучка выполняется при помощи пояса Роговского, а ускоряющего напряжения – высоковольтным резистивным делителем напряжения, вмонтированным в изолятор катода. Импульсные токи и напряжения регистрируются на двухлучевой запоминающий осциллограф С8-14.

Используя свойство ускоренных электронов проникать в металлы на определенную глубину приповерхностного слоя и импульсно нагревать этот слой и учитывая быстрое его остывание из-за теплового потока в холодную часть облучаемого металла импульсный электронный пучок ускорителя ГСЭП-З был применен для отработки технологии упрочнения промышленных изделий. В результате экспериментальных исследований было установлено, что на ускорителе ГСЭП-З можно получать увеличение твердости изделий из углеродистых сталей в приповерхностном слое толщиной 50-100 микрон. На основе этого была отработана технология упрочнения режущего инструмента свеклорезки сахарного производства из сталей У8 и 45.

Твердость упрочненного слоя увеличивалась с 350 до 1100 кг/мм².

Испытания упрочненных изделий в условиях производства показали увеличение их износостойкости в 2.5-3 раза, что при полном износе от 3500 до 4000 единиц режущего инструмента в сезон на одном сахарном заводе (в Республике Казахстан 8 заводов, в России - 350) дает существенный эффект. При этом еще и возрастало качество процесса резания (качество стружки), влияющего на эффективность всего производства.

На рис. 1 показан ускоритель ГСЭП-3.



Рис. 1.

Была разработана опытно-промышленная технологическая установка сильноточного импульсного электронного пучка для упрочнения приповерхностного слоя режущего инструмента из углеродистой стали. На этой установке при высокой производительности получается относительно низкая (по сравнению с установками лазерного упрочнения) себестоимость продукции за счет высокого коэффициента полезного действия и почти полного отсутствия расходуемых материалов.

Использование ускорителя ГСЭП-З в научном эксперименте было основано на возможностях получения на нем больших энерговкладов (100-1000 ГВт/м²) и градиентов температур в слоях бериллия толщиной 300-400 мкм. Была поставлена и проведена первая серия экспериментов с двухслойными Ве-Си образцами по исследованию влияния на них импульсных термических нагрузок большой мощности, моделирующих воздействие срыва плазмы на первую стенку термоядерного реактора международного проекта ITER.

Полученные результаты на нескольких образцах показали при определенных плотностях энергии пучка электронов неустойчивость такой композиции, которая была изготовлена по технологии диффузионной сварки.

Дальнейшая работа в этом направлении связана с испытаниями таких же образцов, предварительно подверженных объемной имплантации ионами гелия на циклотроне, а также с исследованиями на образцах с перспективными вариантами дуплексных структур и технологий соединения бериллия с подложкой. Эта работа проводится совместно с лабораторией исследования структуры твердого тела Алматинского отделения ИАЭ НЯЦ РК.

Для отработки технологий, использующих ионно-плазменные методы, была изготовлена экспериментальная установка вакуумного магнетронного напыления УМН-Э. На рис. 2 показан внешний вид установки. В основе конструкции лежит магнетронная распылительная система диодного типа на постоянном токе, в которой распыление материала происходит за счет бомбардировки поверхности мишени ионами рабочего газа, образующимися в плазме аномального тлеющего разряда. Высокая скорость распыления, характерная для этих систем, достигается большой плотностью ионного тока за счет локализации плазмы у распыляемой поверхности мишени с помощью сильного поперечного магнитного поля. Осаждение распыляемого материала происходит на подложку, на которой в результате образуется тонкое пленочное покрытие высокого качества. Магнетронные распылительные системы имеют ряд преимуществ по сравнению с системами электронно-лучевого испарения и высокочастотного распыления, а также с другими распылительными системами. С каждым годом они находят все более широкое применение как в науке, так и в производственной сфере.

Установка УМН-Э состоит из вакуумной камеры цилиндрического вида с горизонтальной осью вращения, имеющей размеры: Ø 1000 мм и длина 2000 мм, подвижного вдоль осевой плоскости двухстороннего магнетронного блока и вспомогательных систем.

На этой установке отработана технология нанесения тонких пленочных покрытий из титана, его оксида и нитрида, на плоское строительное и архитектурное стекло размерами до 1300×650 мм². На основе полученных результатов была разработана опытно-промышленная установка высокой производительности для напыления теплосберегающих и декоративных покрытий на строительные и архитектурные стекла размерами 1300×1600 мм². Такие покрытия имеют толщины 20-100 нм и, как правило, состоят из нескольких разнородных слоев.



Рис. 2.

Освоение напыления покрытий с толщинами порядка нескольких микрон потребовало провести доработку магнетрона с целью увеличения скорости напыления и времени его непрерывной работы. Полученные возможности позволили применить установку УМН-Э в отработке новых технологических процессов по производству печатных плат. Была разработана совместно с ЗАО КК Interconnect плазменно-химическая технология изготовления печатных плат, использующая ряд традиционных химических процессов и вакуумное магнетронное напыление. При этом из традиционной схемы были исключены наименее эффективные химические процессы, которые заменили высокоэффективные и экологически чистые вакуумные ионно-плазменные процессы. Кроме того, новая технология изготовления печатных плат повышает качество продукции и открывает новые возможности перед производством. По данной разработке была сделана заявка на патент США.

УДК 621.039.526: 621.039.54

ПОСТАНОВКА НЕЙТРОННО-АКТИВАЦИОННОГО АНАЛИЗА ГЕОЛОГИЧЕСКИХ МАТЕРИАЛОВ В ИАЭ НЯЦ РК С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ИМПУЛЬСНОГО ГРАФИТОВОГО РЕАКТОРА ИГР

Азаров В.А., Силаев М.Е.

Институт атомной энергии

Проведение анализов геологических материалов на содержание драгоценных материалов является, на сегодняшний день, одной из актуальных задач, связанных с разведкой залежей полезных ископаемых в Республике Казахстан. Основными требованиями к проведению таких анализов являются их оперативность, качество и низкая себестоимость. Нейтронно-активационный анализ, в случае использования реактора для активации исследуемого материала, позволяет обеспечить высокое качество и оперативность аналитических работ, при сравнительно не высокой их стоимости. Имеющийся в ИАЭ НЯЦ РК импульсный реактор ИГР, из-за простоты обслуживания и эксплуатации, позволяет значительно снизить затраты, связанные с облучением материалов и тем самым обеспечить низкую себестоимость работ.

Основные технические характеристики реактора ИГР:

Плотность потока тепловых нейтронов, см $^{-2}$ с $^{-1}$ в импульсном режиме $0.7*10^{17}$; в стационарном режиме $0.7*10^{16}$; Максимальный флюенс тепловых нейтронов, см $^{-2}$ $3.7*10^{16}$.

Однако использование реакторов данного типа, в том числе и из-за специфичности их нейтронно-физических характеристик, не находило пока применения в практике нейтронного активационного анализа в том числе и в ИАЭ НЯЦ РК. Поэтому для использования ректора ИГР в целях активационного анализа проведено ряд исследований, которые позволили обеспечить создание основной методической базы работ по НАА.

Основным направлением работ было исследование возможностей и особенностей определения золота в образцах геологических материалов методом нейтронного активационного анализа с использованием импульсного реактора на тепловых нейтронах (ИГР).

Работы проводились по двум основным направлениям - исследования, обеспечивающие создания методической базы анализов; и создание инфраструктуры для массового проведения анализов. Приоритет был отдан первому направлению, как определяющему в том числе и к требованиям развитию инфраструктуры.

В ходе проведенных исследований решались следующие задачи:

- разработка и изготовление экспериментальных облучательных устройств и контейнеров для проб;
- подготовка проб и мониторов к облучению ;
- облучение проб минерального сырья в реакторе ИГР и их лабораторные исследования;
- исследование нейтронно-физических характеристик реактора ИГР в ходе облучения проб;
- изучение влияние геометрии проб на результаты анализов;
- оптимизация процессов подготовки проб к облучению и гамма- спектрометрическому анализу;
- разработка вариантов методик проведения нейтронно-активационного анализа.

В ходе подготовки к исследованиям было разработано и изготовлено два вида контейнеров для проб и два вида облучательных устройств (OV) рис. 1, 2, 3, 4. Отработана технология изготовления индикаторов для определения нейтронного потока из химически чистого цинка.



Рис. 1. Облучательное устройство №1.

1. Стальной трос

- 2. Крышка облучательного устройства
- 3. Корпус облучательного устройства





Рис. 2. Контейнер для проб №1.

- 1. Пробка контейнера
- 2. Проба геологического материала
- 3. Корпус контейнера



Рис. 3. Облучательное устройство №2.



Помимо проб и индикаторов нейтронного потока была разработана и опробована технология подготовки образцов сравнения, необходимых для проведения сравнительных измерений.

Пробы, индикаторы и образцы сравнения загружались в ОУ и облучались в центральном экспериментальном канале реактора. После облучения пробы подвергались гамма- спектрометрическому анализу. По результатам измерения индикаторов определялись параметры нейтронного потока во время облучения (например, распределение потока тепловых нейтронов по высоте ОУ, показанное на рис.5). Анализ проб и образцов сравнения позволил установить пределы обнаружения (~10⁻⁸ г/г) и определения (~10⁻⁷ г/г) золота инструментальным методом в заданных условиях облучения и измерения.

По результатам облучения проведена оценка статистических характеристик погрешности измерения объемных проб, содержащих самородное золото. Проведены оценки максимальной и вероятностной погрешностей анализов (рис.6), влияния радиального смещения самородной частицы на результаты измерений (рис.7), а также зависимость погрешности результатов измерений от геометрии "проба - детектор" (рис.8).



Рис. 5. Высотное распределение флюенса тепловых нейтронов



Рис. 6. Диаграмма статистического распределения погрешностей измерений



Рис. 7. Измеренное значение активности частицы Au как функция ее месторасположения по радиусу пробы



Рис. 8. Зависимость погрешности результатов анализа от геометрии "проба-детектор"

Заключение

На основании полученных результатов работ сделаны следующие выводы:

- Существует техническая возможность и экономическая целесообразность использования реактора ИГР для проведения определения элементного состава проб геологических материалов методом инструментального нейтронного активационного анализа. Оценочная стоимость анализов соответствует по порядку стоимости наименее затратных аналитическим методов, а чувствительность - наиболее точным.
- Пределы обнаружения и определения золота инструментальным методом в заданных условиях облучения в реакторе ИГР и измерений составили (~10⁻⁸ г/г) и (~10⁻⁷ г/г), соответственно.

- Отработаны методические основы анализа методом НАА объемных проб, что делает возможным проведение представительных анализов на содержание элементов, концентрация которых в пробах не является гомогенной.
- Оценка статистической погрешности анализа объемных проб, содержащих самородное золото показала, что максимальная погрешность анализов при определении золота составляет (~25%).

Литература

- 1. Р.А.Кузнецов. Активационный анализ. М., Атомиздат, 1974
- 2. Научно-экспериментальная база атомной промышленности зарубежных стран. Справочник. М, Энергоатомиздат, 1987.
- 3. Г.А.Бать, А.С.Коченов и др. Исследовательские ядерные реакторы. М., Атомиздат, 1972

СПИСОК АВТОРОВ

Naito Y., 68 Nomura Y., 68 Sakamoto H., 68 Аваев В.Н., 68 Азаров В.А., 109 Алейников Ю.В., 74 Болтовский С.А., 96 Васильев Г.А., 68 Васильев Ю.С., 42 Вурим А.Д., 25, 42, 100 Ганжа В.В., 96 Дерявко И.И., 15, 83, 88, 93 Дикарева О.Ф., 60 Жарков В.П., 60 Жданов В.С., 15, 25 Жотабаев Ж.Р., 7 Зверев В.В., 15, 25, 31, 37, 46, 77 Зеленский Д.И., 7, 15, 68, 100

Иванов В.Я., 15 Игнашев В.И., 54 Истомин Ю.Л., 15, 60, 68 Кадыржанов А.К., 100 Карташев И.А., 60 Кенжин Е.А., 31, 37, 46, 77 Киселев А.Н., 60 Клепиков А.Х., 31, 37, 46, 77 Колбаенков А.Н., 31, 46 Колтышев С.М., 100 Кулинич Ю.А., 25 Морозов С.И., 42 Нетеча М.Е., 60, 68 Орлов Ю.В., 68 Перепёлкин И.Г., 83, 88, 93 Пивоваров О.С., 7, 25, 42, 88, 93 Романенко О.Г., 31, 37, 46, 77 Силаев М.Е., 109

Сметанников В.П., 7 Стороженко А.Н., 15, 83, 88, 93 Тажибаева И.Л., 31, 37, 42, 46, 77 Тарасов В.И., 88 Тихомиров Л.Н., 77 Токтаганов М.О., 74 Уренский Н.А., 96 Черепнин Ю.С., 5, 7, 68, 77, 93, 100 Чехонадских А.М., 42, 54 Чихрай Е.В., 31, 37, 46, 77 Шаповалов Г.В., 107 Шестаков В.П., 31, 37, 42, 46, 77 Шуклин Г.С., 96 Яковлев В.В., 15

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи представляются до 25 числа первого месяца квартала в двух экземплярах на русском языке или в виде электронной копии (на гибком диске или по электронной почте присоединенным (attachment) файлом) в формате MS WORD версий 2, 6, 95, 97 или 2000 для Windows.

Текст печатается на листах формата А4 (210×297 мм) со свободными полями:

сверху......25 мм; снизу25 мм; слева.........25 мм; справа........15 мм,

на принтере с высоким разрешением (300-600 dpi).

Используйте шрифты Times New Roman или аналогичные высотой 10 пунктов для обычного текста и 12 пунктов для заголовков.

Текст печатайте через один интервал, оставляя между абзацами 2 интервала.

Название статьи печатайте заглавными буквами. Пропустив 3 интервала после названия, печатайте Ф.И.О. авторов и наименования организаций, которые они представляют. После этого, отступив 3 интервала, печатайте основной текст.

Ответственный секретарь М.К. Мукушева тел. (095) 745-54-04, (322-51) 2-33-35, E-mail: MUKUSHEVA@NNC.KZ

> **Технический редактор** И.Г. Перепёлкин тел. (322-51) 2-33-33, E-mail: IGOR@NNC.KZ

Адрес редакции: 490060, Казахстан, г. Курчатов, ул. Ленина, 6.

© Редакция сборника «Вестник НЯЦ РК», 2000.

Печать трафаретная «DUPLO». Заказ 000102. Тираж 100 экз.

Выпуск набран и отпечатан в типографии Национального ядерного центра Республики Казахстан 490060, Казахстан, г. Курчатов, ул. Ленина, 6.





