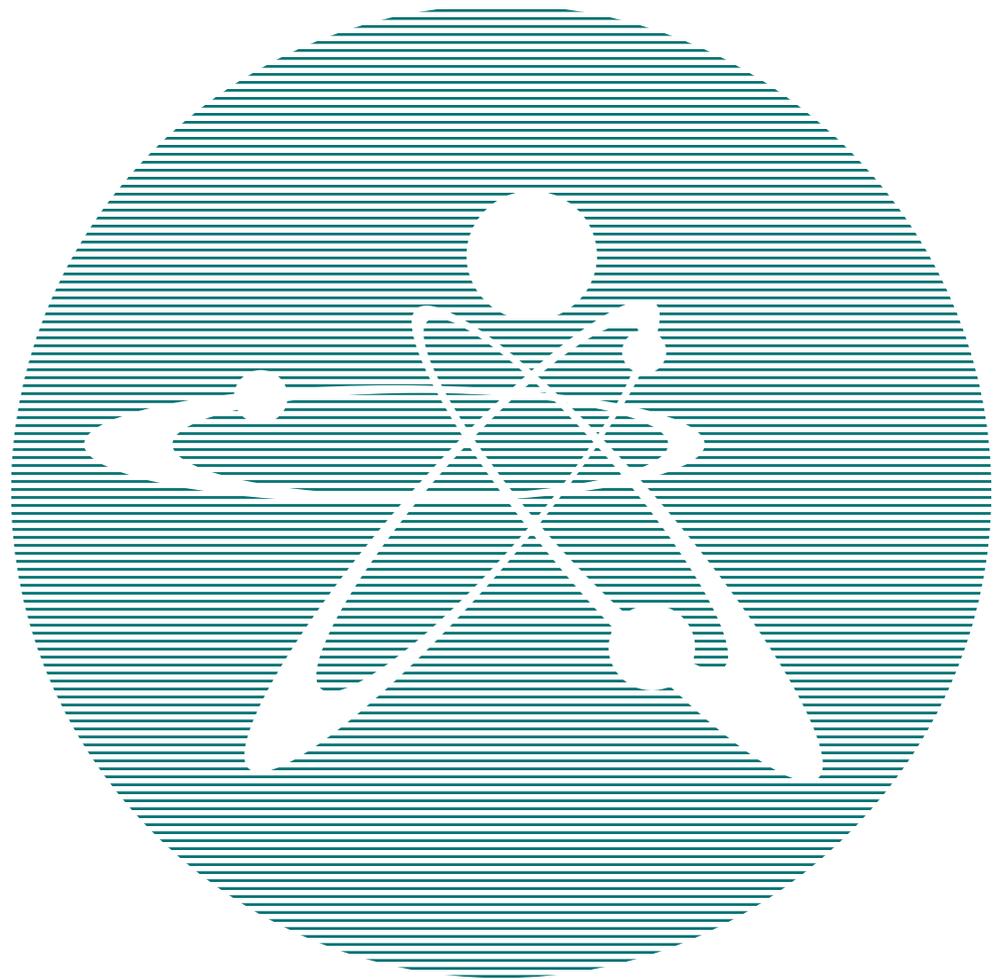


2015
ВЫПУСК 2

ISSN 1729-7516

ЖУРНАЛ
ВЕСТНИК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА
РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН



Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

ВЫПУСК 2(62), ИЮНЬ 2015

Издается с января 2000 г.

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

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

ҚР ҰЯО Жаршысы

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫНЫҢ
МЕРЗІМДІК ҒЫЛЫМИ-ТЕХНИКАЛЫҚ ЖУРНАЛЫ

2(62) ШЫҒАРЫМ, МАУСЫМ, 2015 ЖЫЛ

NNC RK Bulletin

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

ISSUE 2(62), JUNE 2015

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

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

Уважаемые коллеги!

7 марта 2015 года исследователю высокотемпературному газоохлаждаемому реактору ИВГ.1, с именем которого связаны все основные достижения СССР в области наземной отработки реакторов космических ядерных установок ЯРД, ЯЭДУ и ЯГДУ, исполнилось 40 лет. В ознаменование 40-летнего юбилея первого энергетического пуска реактора ИВГ.1 в Казахстане в этом году был осуществлен ряд мероприятий.

- По инициативе Министерства энергетики РК, местом проведения в 2015 году традиционной 10-й Международной конференции «Ядерная и радиационная физика» выбран г. Курчатов (девять предыдущих конференций NRP проводились в г. Алматы), а базовым предприятием проводимой конференции назначено Республиканское государственное предприятие «Национальный ядерный центр Республики Казахстан».

- Организационный комитет конференции NRP-2015 пригласил в качестве участников и почетных гостей конференции всех ветеранов атомной энергетики Казахстана и России, участвовавших с начала 70-х годов прошлого столетия в подготовке и проведении испытаний четырех опытных активных зон реактора ИВГ.1.

- Печатный орган РГП НЯЦ РК – научно-технический журнал «Вестник НЯЦ РК» – предоставил отдельный выпуск (выпуск 2/62, 2015) в качестве специального юбилейного издания трудов, непосредственно относящихся к реактору ИВГ.1 и его модернизированному варианту ИВГ.1М. Для этого выпуска, который Вы, коллега, держите сейчас в руках, были отобраны 26 докладов, сделанных в разные годы (с 1983 года по 2014 год) на восьми конференциях в России и в Казахстане.

Отобранными для юбилейного издания оказались доклады, в которых основными авторами являлись бывшие и нынешние руководители, ученые и специалисты ОЭ ПНИТИ (Семипалатинск-21), ОЭ НПО «Луч» (Семипалатинск-21), ИАЭ НЯЦ РК (Курчатов), НЯЦ РК (Курчатов) и Филиала «ИАЭ» РГП НЯЦ РК (Курчатов). Сделанная подборка докладов позволяет рассказать молодым и напомнить ветеранам об уникальных характеристиках исследовательского реактора ИВГ.1 и основных этапах успешной наземной отработки ТВЭЛов, ТВС и активных зон реакторов советских космических ядерных установок. Полагаю, что в юбилейном выпуске журнала «Вестник НЯЦ РК» каждый сможет найти для себя что-то новое, важное, полезное, интересное.

Хочу отметить, что славную историю реактора ИВГ.1 продолжает ныне действующий его модернизированный вариант – реактор ИВГ.1М. В настоящее время этот реактор успешно используется для проведения широкого спектра научных исследований. На модернизированном реакторе ИВГ.1М проводятся эксперименты по исследованию радиационного воздействия на свойства конструкционных материалов ядерных и термоядерных реакторов, изучаются процессы генерации лазерного излучения в смеси инертных газов и паров металлов при прямой ядерной накачке, осуществляются уникальные эксперименты по изучению воздействия радиационного облучения на биологические объекты. Для обеспечения дальнейшей долгосрочной работы реактора ИВГ.1М проводятся работы по созданию новой активной зоны с топливом низкого обогащения. Перевод реактора ИВГ.1М на низкообогащенное топливо (при практическом сохранении всех изначальных технических характеристик этого реактора) приведет к повышению его безопасности, исключит риск несанкционированного распространения высокообогащенного топлива (находящегося сейчас в реакторе ИВГ.1М) и сделает реактор более привлекательным для иностранных исследователей.

В заключение желаю всем здоровья, успехов в жизни и творческих достижений.

Генеральный директор РГП НЯЦ РК

Э.Г. Батырбеков

СОДЕРЖАНИЕ

КОНВЕРСИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ.1М Батырбеков Э.Г., Скаков М.К., Вурим А.Д., Колодешников А.А., Бакланов В.В., Гныря В.С., Иркимбеков Р.А., Зуев В.А., Гановичев Д.А., Коянбаев Е.Т., Сапатаев Е.Е.....	6
ИССЛЕДОВАНИЕ РЕСУРСНОЙ РАБОТОСПОСОБНОСТИ И ЖИВУЧЕСТИ ТВС РЕАКТОРОВ Дьяков Е.К., Подладчиков Ю.Н., Талызин В.М., Уласевич В.К., Федик И.И.....	19
МЕТОДИКА ПОДГОТОВКИ, ПРОВЕДЕНИЯ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ЖИВУЧЕСТИ ТВС РЕАКТОРА ЯРД ПРИ РЕСУРСНЫХ ИСПЫТАНИЯХ Грознов В.Н., Дьяков Е.К., Зеленский Д.И., Таубин М.Л., Тухватулин Ш.Т., Щербатюк В.М., Дараган И.Д.	22
СТЕНДОВАЯ БАЗА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ЯРД Черепнин Ю.С.....	28
РЕЗУЛЬТАТЫ РАЗРАБОТКИ И ИСПЫТАНИЙ ТВС АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРОВ ЯРД Денискин В.П., Дьяков Е.К., Нежевенко Л.Б., Паршин Н.Я., Попов Е.Б., Федик И.И., Подладчиков Ю.Н., Пивоваров О.С., Тухватулин Ш.Т., Черепнин Ю.С., Павшук В.А., Талызин В.М., Сметанников В.П., Уласевич В.К.	33
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНО-РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПОЛЕЙ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В ТВС ПРОТОТИПОВ РЕАКТОРОВ ЯРД Беляков В.В., Котов В.М., Черепнин Ю.С., Чертков Ю.Б.	36
ДИАГНОСТИКА СОСТОЯНИЯ ТВС ЯРД ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ Беляков В.В., Колодешников А.А., Тарасов В.И.	38
ТЕХНОЛОГИЯ ПОДГОТОВКИ И ПРОВЕДЕНИЯ ИСПЫТАНИЙ ТВС И АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРОВ ЯРД НА СТЕНДОВОМ КОМПЛЕКСЕ «БАЙКАЛ-1» Ганжа В.В., Зеленский Д.И., Кадников В.П., Колодешников А.А., Пивоваров О.С., Тухватулин Ш.Т., Щербатюк В.М.	41
АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ИСПЫТАНИЙ ТВС ЯРД Васильев Ю.С., Пивоваров О.С., Колодешников А.А., Тухватулин Ш.Т., Чертков Ю.Б., Уренский Н.А., Дараган И.Д., Дегтярева Л.С.	44
ОРГАНИЗАЦИЯ И МЕТОДЫ РАДИАЦИОННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА СТЕНДОВОМ КОМПЛЕКСЕ И ВОКРУГ НЕГО В ПЕРИОД ПУСКОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ВЫСОКО- ТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ С ОТКРЫТЫМ ВЫХЛОПОМ Гаврилин Ю.И., Дериглазов В.И., Маргулис У.Я., Хрущ В.Т., Дьяков Е.К., Власенко Ю.П., Котов В.М., Сорокин Б.В., Нефедов Л.Л., Дмитриев Е.С.	48
СИСТЕМА ОЧИСТКИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ОТ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ПРИ ИСПЫТАНИЯХ ТВС ЯРД Васильев Ю.С., Игнашев В.И., Ильенко С.А., Колодешников А.А., Чертков Ю.Б.....	51
ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ТВЭЛОВ БЕЗ ЗАЩИТНОГО ПОКРЫТИЯ РЕАКТОРОВ ЯРД Беляков В.В., Горбатов А.И., Котов В.М., Сорокин Б.В.	56
ИССЛЕДОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЙ ПРОЧНОСТИ ТВЭЛОВ ПОСЛЕ ИСПЫТАНИЙ ПРИМЕНИ- ТЕЛЬНО К РАБОТЕ ЯЭДУ НА ДВИГАТЕЛЬНОМ И ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ РЕЖИМАХ Дерявко И.И., Тарасов В.И.	59
ПУТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАЗЕМНОЙ ОТРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРОВ ЯРД Власенко Ю.П., Котов В.М.	64

СТЕНДОВЫЙ КОМПЛЕКС «БАЙКАЛ-1». ПОДГОТОВКА И ПРОВЕДЕНИЕ ЭП РЕАКТОРА ИВГ.1	
Тихомиров Л.Н.	67
ОБЗОР ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ, ВЫПОЛНЕННЫХ НА РЕАКТОРЕ ИВГ.1 В 1972...1994 ГОДАХ	
Пивоваров О.С.	76
РЕАКТОР ИВГ.1. ОПЫТ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИСПЫТАНИЙ	
Васильев Ю.С., Колодешников А.А. Пивоваров О.С. Тухватулин Ш.Т., Уренский Н.А., Чертков Ю.Б.	81
УЧАСТИЕ НАЦИОНАЛЬНОЙ КОМАНДЫ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН В ПРОЕКТЕ ИТЭР	
Школьник В.С., Метте В.Л., Шеманский В.А., Савчук В.В., Черепнин Ю.С., Тихомиров Л.Н., Шестаков В.П., Тажибаева И.Л.	85
МЕТОДОЛОГИЯ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ РЕАКТОРОВ	
Черепнин Ю.С., Чертков Ю.Б.	88
КОНТРОЛЬ СОСТОЯНИЯ УЗЛОВ, ДЕТАЛЕЙ И МАТЕРИАЛОВ РЕАКТОРА ИВГ.1М	
Дерявко И.И., Зеленский Д.И., Колбаенков А.Н., Сахаровский В.В.	95
ИНФОРМАЦИОННО-ИЗМЕРИТЕЛЬНАЯ СИСТЕМА СТЕНДА «БАЙКАЛ-1». ИСТОРИЯ И ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ	
Горбаненко О.А., Дзалбо В.В., Инков А.Ф.	100
РЕАКТОРНАЯ ОТРАБОТКА СТЕРЖНЕВЫХ КАРБИДНЫХ ТВЭЛОВ ЯРД И ЯЭДУ	
Дерявко И.И., Зеленский Д.И., Перепёлкин И.Г., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н., Черепнин Ю.С., Дьяков Е.К., Ланин А.Г., Таубин М.Л., Федик И.И.	105
ИССЛЕДОВАНИЕ КЕРАМИЧЕСКИХ ТВЭЛОВ, ОБЛУЧЕННЫХ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛАХ АТК РЕАКТОРА ИВГ.1	
Дерявко И.И., Колодешников А.А., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н.	111
РЕАКТОР ИВГ.1. ОПЫТ И ИТОГИ 30-ЛЕТНЕЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ	
Сметанников В.П., Уласевич В.К., Черепнин Ю.С., Павшук В.А., Пономарев-Степной Н.Н., Денискин В.П., Дьяков Е.К., Федик И.И., Васильев Ю.С., Колбаенков А.Н., Колодешников А.А., Пивоваров О.С., Тихомиров Л.Н., Тухватулин Ш.Т.	115
ИНФОРМАЦИОННО-ИЗМЕРИТЕЛЬНАЯ СИСТЕМА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ.1М	
Гатиялов К.А., Коровиков А.Г., Ольховик Д.А.	124
РЕНТГЕНОГРАФИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ОСТАТОЧНЫХ НАПРЯЖЕНИЙ В БЕЗОБОЛОЧКОВЫХ КАРБИДНЫХ ТВЭЛАХ	
Дерявко И.И.	130
КОНТРОЛЬ КОРРОЗИИ ДЕТАЛЕЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ.1М ПО ИХ ОБРАЗЦАМ-СВИДЕТЕЛЯМ	
Дерявко И.И., Коянбаев Е.Т., Даулеткелдыев А.Д., Кожажметов Е.А.	138
СПИСОК АВТОРОВ	146

КОНВЕРСИЯ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ.1М

*Батырбеков Э.Г. (РГП НЯЦ РК), Скаков М.К., Вурим А.Д., Колодешиников А.А.,
Бакланов В.В., Гныря В.С., Иркимбеков Р.А., Зуев В.А., Гановичев Д.А.,
Коянбаев Е.Т., Сапатаев Е.Е. (Филиал «ИАЭ» РГП НЯЦ РК)*

ВВЕДЕНИЕ

Использование высокообогащенного урана (ВОУ) в исследовательских реакторах (ИР) вызывает серьезную озабоченность мирового сообщества в связи с опасностью распространения ядерных материалов, пригодных для создания ядерного оружия.

Современная политическая ситуация в мире характеризуется массой проблем, одной из которых является терроризм, приобретающий все более организованный вид, обладающий мощной финансовой, кадровой и технической базой. В настоящее время эксперты практически единодушны во мнении, что для современного терроризма задача создания ядерных взрывных устройств простой конструкции не является неразрешимой при наличии делящихся материалов необходимого качества.

Одним из возможных источников таких делящихся материалов являются гражданские исследовательские реакторы, в которых применяется высокообогащенный уран (ВОУ) в качестве топлива. Основной причиной применения ВОУ в исследовательских реакторах является желание максимально повысить плотность делящихся ядер в топливе для получения максимального количества нейтронов, необходимых для полезного использования в медицине, промышленности и науке. Поскольку подавляющая часть эксплуатируемых в настоящее время исследовательских реакторов построена в прошлом веке, то традиционным способом повышения плотности делящихся ядер в реакторе являлось применение ВОУ с содержанием делящегося изотопа, урана-235, более 20% и, очень часто, более 90%. Чаще всего, в то время речь об использовании топлива с повышенной плотностью урана не шла, так как попросту такого топлива не существовало. При этом создатели таких реакторов не могли не понимать риск использования ВОУ, тем более, что традиционно исследовательские реакторы имели и имеют менее надежные системы физической защиты, чем ядерные установки военного назначения, в которых также применяется ВОУ-топливо. Со временем пришло осознание того, что риск распространения ядерного оружия в связи с таким применением ВОУ оказывается недопустимо высоким. В этой связи в конце 1970-х годов специалисты в области ядерного топливного цикла начали настойчиво рекомендовать конверсию исследовательских реакторов на низкообогащенное топливо. В итоге, в 1978 году в США была учреждена программа снижения обогащения топлива в исследовательских и испытательных реакторах (Reduced Enrichment Research and Test Reactors, RERTR), к которой в 1993 году присоединилась Россия как поставщик ВОУ-топлива для большого количества исследовательских реакторов, эксплуатировавшихся во многих странах мира. В 1993 году США договорились с РФ о возобновлении усилий по конверсии этих реакторов, включая разработку уранового топлива высокой плотности с обогащением 19,75%. Кроме программы RERTR, были учреждены иные аналогичные программы, направленные на сокращение применения ВОУ в исследовательских реакторах, в частности программы возврата ВОУ в страны его происхождения – в основном, в Россию и США. В СССР реализовывалась программа по снижению уровня обогащения ВОУ-топлива до 36% в исследовательских реакторах, поставленных во многие страны мира. К сожалению, вследствие распада СССР эта программа не была завершена.

Программа RERTR получила широкое международное признание (более 90 стран) и поддержку и осуществлялась в рамках *Инициативы по глобальному уменьшению угрозы* (Global Threat Reduction Initiative, GTRI), запущенной Министерством энергетики США в 2004 году. В настоящее время работы выполняются в рамках программы M^3 – Material Management and Minimization (M^3) Reactor Conversion Program.

Совет Безопасности ООН 24 сентября 2009 заявил в резолюции 1887 о необходимости выполнения государствами-членами резолюции 1540 (2004 г.) в полном объеме, в целях предотвращения доступа негосударственных субъектов к оружию массового уничтожения, связанным с ним материалам и средствам их доставки, а также доступа к чувствительной информации в отношении ОМУ и доступа к источникам финансирования.

2-13 апреля 2010 года в Вашингтоне прошел первый Саммит по ядерной безопасности, проведенный по инициативе президента США Барака Обамы. Саммит был посвящен проблемам защиты ядерных и других радиоактивных материалов от несанкционированного доступа и возможного их использования в террористических целях. Участие в Саммите лидеров 47 стран, представителей множества международных организаций явилось лишним доказательством глобальности проблемы полноценного обеспечения режима нераспространения.

Второй саммит состоялся в марте 2012 года в Сеуле. В его работе приняли участие представители 53 стран и четырех международных организаций.



Участники обсудили три главные темы: ответ на ядерные угрозы, защита ядерных объектов и материалов и недопущение незаконной торговли ими, а также наметили практические шаги по решению задач в сфере физической ядерной безопасности. В итоговом документе участники саммита призвали государства принять меры по сокращению использования высокообогащенного урана, в том числе по переводу реакторов на низкообогащенное урановое топливо, и ускорить принятие поправки 2005 года к Конвенции о физической защите ядерного материала. Завотделом внешней политики КИСИ (Казахстан) Даурен Абен так прокомментировал работу Саммита: «Большое внимание на саммите было уделено вопросу сведения к минимуму и, в конечном счете, ликвидации использования ВОУ в гражданском секторе. Речь, прежде всего, идет о переводе исследовательских и экспериментальных реакторов на низкообогащенный уран (НОУ) и производстве медицинских радиоизотопов с использованием мишеней из НОУ вместо ВОУ. ... перевод с ВОУ на НОУ осуществляется там, «где это технологически возможно и экономически оправдано».

На третьем по счету Саммите по ядерной безопасности (Гаага, 24-25 марта 2014 года, присутствовали 58 мировых лидеров, включая 5 глав международных организаций, более 5 тысяч делегатов и 3 тысяч журналистов, было подписано Совместное заявление Президентов Республики Казахстан и Соединенных Штатов Америки о сотрудничестве в сфере нераспространения и укрепления ядерной безопасности. В Заявлении говорилось: «США приветствуют деятельность Казахстана по укреплению ядерной безопасности и реализации решений Вашингтонского и Сеульского Саммитов по ядерной безопасности, в том числе по переводу на низкообогащенное топливо исследовательского реактора ВВР-К, разбавлению высокообогащенного ядерного материала и вывозу отработавшего высокообогащенного топлива реактора Института ядерной физики. Соединенные Штаты и Казахстан продолжают взаимодействие в переоборудовании на низкообогащенное топливо реакторов с высокообогащенным топливом, а также уничтожении оставшихся в Казахстане запасов высокообогащенного урана от исследовательских реакторов, насколько это выполнимо технически».

В выступлении на Саммите, которое состоялось 24 марта 2014 года, Президент Назарбаев отметил, что одним из приоритетных направлений, на которые должны быть направлены коллективные усилия мирового сообщества в деле укрепления глобальной ядерной безопасности, является «внедрение механизмов стимулирования перехода коммерческого сектора к технологиям без использования высокообогащенного урана».

Прежде всего, это система экономических преференций.

Это, в первую очередь, касается поощрения компаний, готовых перейти на технологии без использования ВОУ, например, при производстве медицинских изотопов. Поскольку себестоимость производства изотопов в ВОУ-технологиях экономически более эффективна, то возникает необходимость введения компенсирующих фискальных мер – снижение налогов и сборов при использовании альтернативных технологий без ВОУ».

Будучи одним из лидеров движения за укрепление глобальной ядерной безопасности, Казахстан реализует программы перевода своих исследовательских реакторов на топливо низкого обогащения с начала 2000 гг.

В отношении реактора ВВР-К, эксплуатируемого РГП ИЯФ, программа конверсии близка к завершению, при этом ожидается, что эксплуатация реактора на топливе низкого обогащения начнется уже в 2016 году.

Возможность конверсии исследовательских реакторов ИВГ.1М стала предметом активных исследований в период 2004-2008 гг. в рамках темы НТП «Разработка и обоснование концепции модернизации АЗ реактора ИВГ.1М». Результаты исследований были оформлены в виде конкретных технических предложений в составе ТЭО «Модернизация исследовательских ядерных реакторов РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», разработанного РГП НЯЦ РК в 2006 году при участии Научно-исследовательского и конструкторского института энерготехники имени Н.А. Доллежала, ФГУП НИИ НПО «Луч» и ИЯР РНЦ «Курчатовский институт».

Начиная с 2010 года работы по конверсии исследовательских реакторов ИВГ.1М и ИГР получили новый импульс в связи с предложением Аргоннской национальной лаборатории, США, приступить к выполнению проекта обоснования возможности перевода этих реакторов на низкообогащенное топливо (кстати, примерно в это же время с подписания Исполнительного Соглашения Росатом-DoE от 07.12.2010 были начаты работы по анализу возможности конверсии российских ИР).

РАССМОТРЕНИЕ ТЕХНИЧЕСКОЙ ВОЗМОЖНОСТИ КОНВЕРСИИ РЕАКТОРОВ

В настоящее время работы по конверсии реакторов РГП НЯЦ РК выполняются в рамках следующих базовых контрактов:

- основного контракта между РГП НЯЦ РК и Аргоннской национальной лабораторией (АНЛ), США, № OJ-30461 от 20 июля 2010 года;
- трехстороннего контракта на изготовление топлива с пониженным обогащением урана для реактора ИВГ.1М между РГП НЯЦ РК, ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» (Федеральное государственное унитарное предприятие «Научно-исследовательский институт «ЛУЧ», Подольск, Московской обл.) и BATELLE ENERGY ALLIANCE, LLC, действующей в рамках контракта с правительством США, DOE, № DE-AC07 05 1 45 1 7, № 00128997 от 13 июня 2013 года);
- трехстороннего контракта на изготовление образцов топлива с пониженным обогащением урана для реактора ИГР между РГП НЯЦ РК, ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ» и BATELLE ENERGY ALLIANCE, LLC, № 00129076 от 14 февраля 2013 года.

Впоследствии указанные трехсторонние контракты были модифицированы дополнительными Изменениями, отразившими требования НЯЦ РК по изменению состава и содержания статей базовых контрактов.

В ходе проведения работ акценты были смещены в сторону работ по оценке возможности конверсии реактора ИВГ.1М, поскольку, с одной стороны, одновременное выполнение работ и в отношении реактора ИВГ.1М, и в отношении реактора ИГР было признано не рациональным из-за ресурсных ограничений, и, с другой стороны, предварительные оценки показали, что решение, в первую очередь, задачи конверсии реактора ИВГ.1М позволит накопить опыт для решения организационно и технически более сложной задачи конверсии реактора ИГР. В этой связи далее речь будет идти только о работах по конверсии реактора ИВГ.1М.

ПРОВЕДЕНИЕ РАСЧЕТНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ И АНАЛИЗ РЕЗУЛЬТАТОВ

Варианты конверсии ИВГ.1М

Реактор ИВГ.1М (рисунки 1, 2) представляет собой исследовательский водо-водяной гетерогенный реактор на тепловых нейтронах с легководными замедлителем и теплоносителем и бериллиевым отражателем нейтронов.

Он был создан в результате модернизации реактора ИВГ.1 путем замены газоохлаждаемых технологических каналов (ТВС) на водоохлаждаемые и создания технологических систем, обеспечивающих использование воды в качестве теплоносителя.

31 мая 1990 г. на полностью загруженной каналами ВОТК активной зоне, заполненной водяным замедлителем, было достигнуто критическое состояние.

Модернизация высокотемпературного газоохлаждаемого реактора ИВГ.1 была завершена вводом в эксплуатацию водоохлаждаемого реактора ИВГ.1М в ходе энергетического пуска, который был проведен 18 декабря 1990 г.

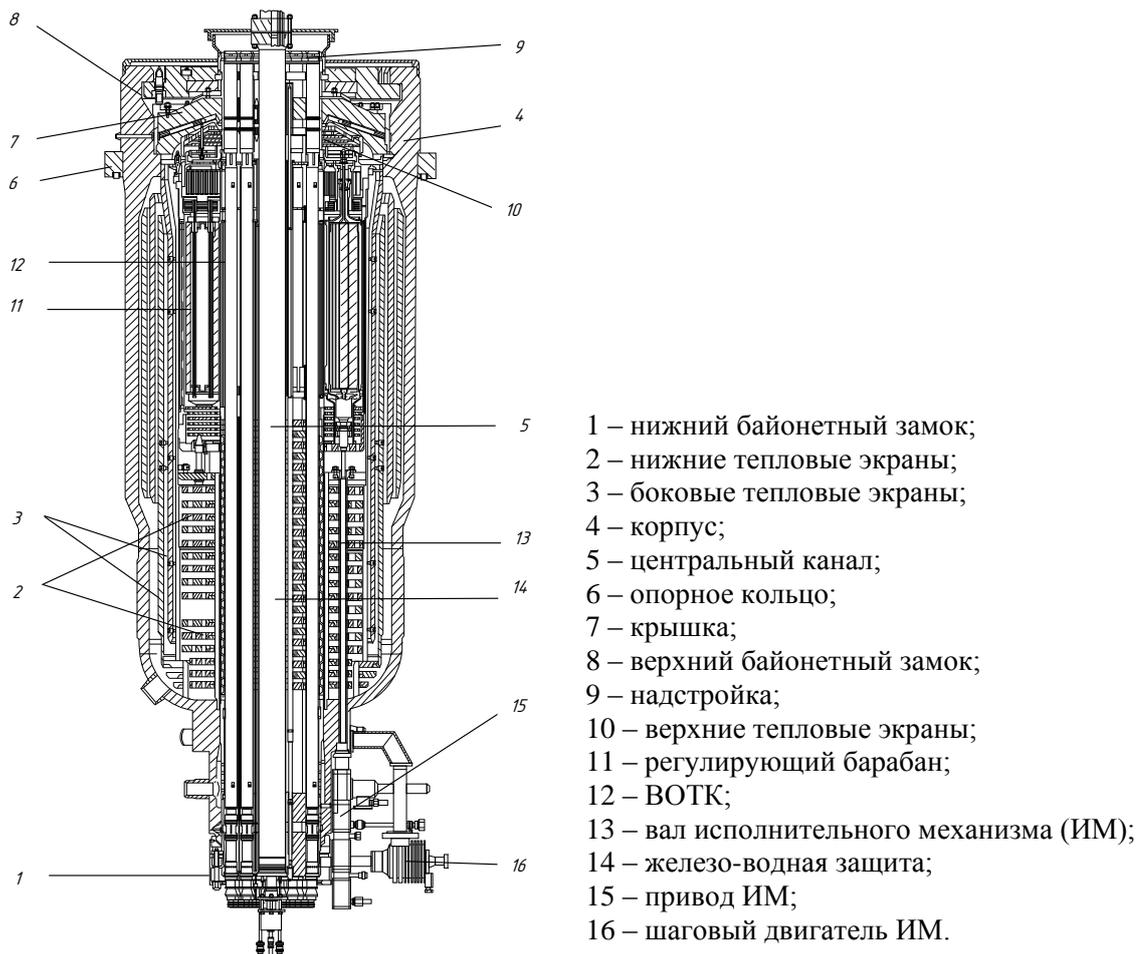


Рисунок 1. Продольный разрез реактора ИВГ.1М

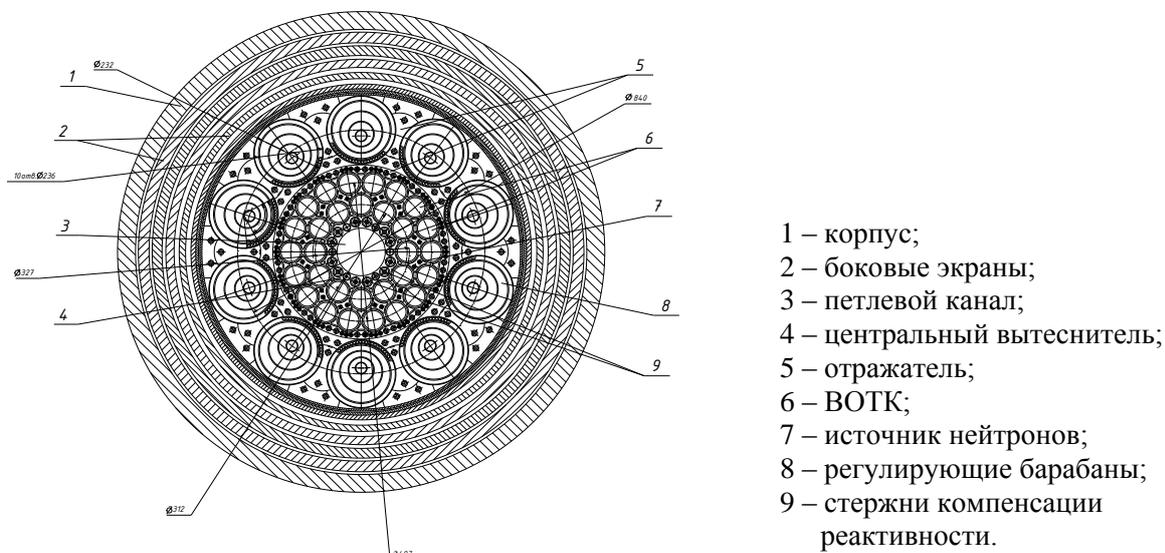


Рисунок 2. Поперечный разрез реактора ИВГ.1М

Всего на реакторе ИВГ.1М, начиная с 18 декабря 1990 года по настоящее время, проведено 169 пусков, из них, на минимально контролируемом уровне – 23 пусков. Пуски реактора осуществлялись для целей различных исследований, включая определение температурного и мощностного эффектов реактивности; измерение нейтронных полей в петлевом канале, облучение геологических образцов, определение критического состояния (для инспекторских проверок МАГАТЭ), разработку и обоснование концепции модернизации активной зоны реактора ИВГ.1М, исследования материалов, перспективных для применения в термоядерной энергетике, медико-биологических экспериментов и др.

В качестве основного критерия возможности конверсии реактора ИВГ.1М на низкообогащенное топливо было сформулировано требование по сохранению его экспериментальных возможностей. При мощности реактора не более 10 МВт (при этом продолжительность пуска реактора может составить 3-6 часов по запасу теплоносителя) реактор должен обеспечивать:

- поток тепловых нейтронов – не менее $1,7 \cdot 10^{14}$ н/с·см²;
- поток быстрых нейтронов – не менее $2 \cdot 10^{13}$ н/с·см².

На различных этапах исследований рассматривалось несколько вариантов конверсии реактора ИВГ.1М:

Вариант 1: применение твэлов стержневого типа с топливом из диоксида урана с обогащением менее 20% по урану-235, с гадолинием в качестве поглощающего поглотителя. Предполагалось, что каждая ТВС будет состоять из 22 твэлов, размещенных в двух кольцевых рядах. Оценки показали, что при заданном ограничении мощности реактора (10 МВт) такая компоновка не обеспечивает требуемую величину плотности;

Вариант 2: применение твэлов стержневого типа с керметным топливом на основе микротоплива с матричной структурой с обогащением менее 20% по урану-235. Предполагалось, что каждая ТВС может включать от 90 до 150 твэлов, при этом все три ряда технологических каналов будут содержать одинаковые ТВС. Предполагалось отказаться от профилирования загрузки топлива по радиусу ТВС;

Вариант 3: применение твэлов с теми же геометрическими размерами и в том же количестве в ТВС, что и в реакторе с ВОУ-топливом, на основе гетерогенной топливной композиции из металлического урана и циркониевого сплава Э-110 с обогащением 19,75 % по урану -235. Предварительный расчетный анализ показал, что этот вариант является наиболее приемлемым для конверсии реактора ИВГ.1М и может быть реализован путем выполнения операции замены технологических каналов с ВОУ-топливом на каналы с НОУ-топливом, при этом никакого иного вмешательства в конструкцию реактора, его системы и режимы его эксплуатации не потребуется.

Методы расчетов

В первую очередь, необходимо отметить, что все расчетные исследования выполнялись при эффективной и доброжелательной поддержке команды Аргоннской национальной лаборатории. Многие проблемы и задачи нашли свое решение только благодаря тому, что, по существу, расчеты проводились параллельно и в НЯЦ, и в АНЛ, а также благодаря технической помощи АНЛ при решении задачи оснащения расчетных групп НЯЦ современными мощными компьютерами и программным обеспечением.

Оценка влияния конверсии реактора на его параметры осуществлялась на основе анализа нейтронно-физических величин и теплового состояния, при этом применялись сложные трехмерные модели реактора. Нейтронно-физические величины рассчитывались, в основном, с использованием программы переноса нейтронов MCNP (версия 5). В их число входили, в частности, потоки тепловых и быстрых нейтронов, и их распределение по объему реактора, реактивность реактора, эффективность рабочих органов системы управления и защиты, эффективный коэффициент размножения, время жизни нейтронов, энерговыделение, скорости реакций деления, поглощения и активации. На основе полученных результатов рассчитывались параметры выгорания, отравления и, в целом, изменения изотопного состава.

Наибольших усилий при проведении нейтронно-физических расчетов потребовало создание трехмерной модели реактора, при этом процедура создания модели оказалась исключительно полезной, так как созданная модель в мельчайших деталях повторяет реальную конструкцию реактора и полностью исключает возможность накопления методической погрешности из-за геометрического несовершенства модели. Основные параметры расчетной модели приведены в таблице 1.

Таблица 1. Параметры расчетных зон

№ зоны	Наименование зоны	Размеры	Материал
1	Внешний корпус	Наружный диаметр – 1632 мм Внутренний диаметр – 1512 мм	Сталь 08Х18Н10Т
2.1	Боковые экраны	Наружный диаметр – 1512 мм Внутренний диаметр – 1072 мм	Сталь 08Х18Н10Т и вода
2.2	Боковые экраны	Наружный диаметр – 1072 мм Внутренний диаметр – 990 мм	Сталь 08Х18Н10Т
3	Отражатель	Наружный диаметр – 990 мм Внутренний диаметр – 560 мм	Бериллий
4	РБ	10 РБ на радиусе 420 мм	
4.1	Неподвижный блок	Наружный диаметр – 216 мм	Бериллий
4.2	Подвижный блок (поглощающий сектор)	Сектор 112 градусов Наружный диаметр – 232 мм Внутренний диаметр – 216 мм	Титан-гадолиновый сплав + бораль
4.3	Подвижный блок (непоглощающий сектор)	Сектор 248 градусов Наружный диаметр – 232 мм Внутренний диаметр – 216 мм	Бериллий
5	ВОТК	30 ТВС с наружным диаметром 76 мм, длиной 800 мм в 1-ом и 2-ом рядах и 600 мм в 3-ем ряду 1 ряд на радиусе 156 мм 2 ряд на радиусе 163,5 мм 3 ряд на радиусе 239 мм	
5.1	Корпус ВОТК	Наружный диаметр – 76 мм Внутренний диаметр – 72 мм	АМг-5
5.2	Обойма	Наружный диаметр – 72 мм Внутренний диаметр – 66 мм	АМг-6
5.3	Теплоизоляция	Наружный диаметр – 66 мм Внутренний диаметр – 60 мм	Э110
5.4	Гомогенизированная центральная топливная зона	Наружный диаметр 34,64 мм	Э110+ U-Zr (уран-циркониевый) сплав + вода
5.4	Гомогенизированная средняя топливная зона	Наружный диаметр – 48,99 мм Внутренний диаметр – 34,64 мм	Э110+ U-Zr (уран-циркониевый) сплав + вода
5.4	Гомогенизированная внешняя топливная зона	Наружный диаметр 60 мм Внутренний диаметр – 48,99 мм	Э110+ U-Zr (уран-циркониевый) сплав + вода
6	СКР	12 СКР Расположены на радиусе 103,5 мм Наружный диаметр – 3 мм	Бериллий
7	Центральная сборка	Наружный диаметр – 560 мм Внутренний диаметр – 156 мм	Сплав Э125
8	Бериллиевая вставка	Наружный диаметр – 156 мм Внутренний диаметр – 76 мм	Бериллий

Высокое качество трехмерной модели реактора позволило выполнить расчеты переходных состояний реактора с применением кинетического расчетного кода, разработанного специалистами РГП НЯЦ РК и протестированного по результатам двух пусков реактора ИВГ.1М, специально реали-

зованных для проверки этого расчетного кода. На этапе разработки кинетического расчетного кода, когда ограниченные возможности MCNP5 по существу лишили смысла продолжение работы, АНЛ обеспечила для расчетчиков НЯЦ удаленный доступ к компьютерному кластеру Аргоннской национальной лаборатории, к расчетному коду MCNPx и к библиотекам ядерно-физических констант и данных.

Для теплогидравлических расчетов реактора ИВГ.1М использовался расчетный код DRAS, разработанный специалистами НЯЦ и предназначенный для тепловых и гидравлических стационарных расчетов трактов охлаждения реактора ИВГ.1М, включая центральную сборку реактора, петлевой канал, боковой отражатель, крышку реактора и расчета средних по рядам реактора параметров технологических каналов. Расчетный код DRAS позволяет определять расходы, подогрев воды по трактам, температуру стенки трактов установки, поле давлений теплоносителя, а также детальное температурное поле по высоте технологического канала реактора. Кроме этого, определяются распределение температуры охлаждающей воды по высоте активной зоны реактора в межканальном пространстве и в технологических каналах реактора, распределение температуры стенок технологического канала, оболочки тепловыделяющих элементов, максимальной температуры твэлов по высоте активной зоны, давления по трактам теплоносителя.

Универсальная программная система конечно-элементного анализа ANSYS использовалась для проведения тепловых расчетов ТВС и реактора. Программный пакет ANSYS был передан Аргоннской национальной лабораторией в НЯЦ в комплектации, позволяющей решать нестационарные задачи теплопередачи и теплообмена.

В процессе расчета определялись температурные поля в ТВС с учетом неравномерности энерговыделения в твэлах на любой высоте активной зоны реактора.

Результаты расчетов

Расчеты проводились для реактора ИВГ.1М-ВОУ и реактора ИВГ.1М-НОУ, что позволяло верифицировать расчетные модели с использованием экспериментальных данных, полученных в пусках реактора ИВГ.1М-ВОУ, и сравнивать результаты, полученные с использованием одних и тех же расчетных моделей и расчетных кодов. Применение одних и тех же расчетных методов и расчетных моделей для реактора ИВГ.1М с высокообогащенным и низкообогащенным ураном стало возможным в связи с тем, что по результатам рассмотрения вариантов конструкции активной зоны с низкообогащенным топливом предпочтение было отдано варианту с сохранением существующей конструктивно-размерной схемы реактора, но с измененным составом топливной композиции в твэлах технологических каналов ВОТК-НОУ.

Работа реактора анализировалась для трех режимов:

- работа при проектных параметрах (проектный уровень мощности реактора 60 МВт);
- работа на режиме, реализованном при проведении энергопуска реактора ИВГ.1М (при уровне мощности 33,9 МВт);
- работа на типовых режимах исследовательских пусков, проводимых для изучения свойств материалов при реакторном облучении (уровень мощности до 10 МВт).

Параметры основных режимов работы реактора ИВГ.1М приведены в таблице 2.

Таблица 2. Режимы работы реактора ИВГ.1М

Режим работы	1	2	3
Мощность реактора, МВт	60	33,9	10
Суммарный расход воды через реактор, кг/с	до 300	151	65,5
Суммарный расход воды через ВОТК-НОУ, кг/с	210-270	145,2	60
Средняя мощность одного ВОТК-НОУ, МВт	2	1,12	0,33
Средний расход воды через один ВОТК-НОУ, кг/с	7-9 ^{*)}	4,84	2,04
Плотность потока нейтронов в центре ФКЭ, н/см ² ·с			
– тепловых	$1,1 \cdot 10^{15}$	$6,41 \cdot 10^{14}$	$1,65 \cdot 10^{14}$
– быстрых	$8,7 \cdot 10^{13}$	$5,08 \cdot 10^{13}$	$1,30 \cdot 10^{13}$
Температура воды на входе в реактор, °С	20-30	20-30	20-50
Температура воды на выходе из реактора	до 95	90 ^{**)}	95 ^{**)}

В результате расчетов были определены характеристики технологических каналов ВОТК-НОУ по загрузке топливом: масса урана-235 в реакторе ИВГ-НОУ приблизительно на 23% больше, чем в реакторе ИВГ-ВОУ (таблица 3). В то же время, масса урана-238 в реакторе ИВГ-НОУ в несколько десятков раз больше, чем в реакторе ИВГ-ВОУ.

Таблица 3. Параметры топлива в ВОТК-ВОУ и в ВОТК-НОУ (ВОУ/НОУ)

	3 ряд		1 и 2 ряды			
			Низ 60,0 см		Верх 20,0 см	
	Центр	Перифер.	Центр.	Перифер.	Центр.	Перифер.
Количество твэлов	276	192	276	192	264	192
Масса U-235 в твэле, мг	331/407	280/344	285/351	237/273	79/97	97/119
Масса U-235 по зонам радиального профилирования, г	91/112	54/66	79/97	46/52	21/26	19/23
Масса U-235 по зонам аксиального профилирования, г	145/178		124/149		40/49	
Масса U-235 в ВОТК, г	145/178		164/198			
Увеличение массы U-235 в ВОТК-НОУ, отн. ед.	~1,23		~1,21			

Для обеих модификаций реактора ИВГ.1М выполнены расчеты значений коэффициента размножения нейтронов для одной и той же конфигурации реактора, которая соответствует реальному критическому состоянию реактора ИВГ-ВОУ (в активную зону реактора загружены 30 каналов ВОТК, в центральную ячейку установлен бериллиевый вытеснитель, регулирующие барабаны повернуты на 79° от активной зоны).

Результаты расчета коэффициентов размножения нейтронов для активных зон реактора ИВГ-ВОУ и ИВГ-НОУ представлены в таблице 4.

Таблица 4. Результаты расчета коэффициентов размножения нейтронов

Варианты загрузки активной зоны	ИВГ-ВОУ	ИВГ-НОУ
Кэф (расчет)	0,99982±0,00036	0,99770±0,00020

Сравнение результатов расчета Кэф, для обеих активных зон реактора показывает, что критическое состояние достигается в реакторе ИВГ-ВОУ и в реакторе ИВГ-НОУ при одной и той же конфигурации активной зоны и положении регулирующих барабанов.

Расчетные значения эффективности регулирующих барабанов практически совпадают для реакторов ИВГ-ВОУ и ИВГ-НОУ (рисунок 3).

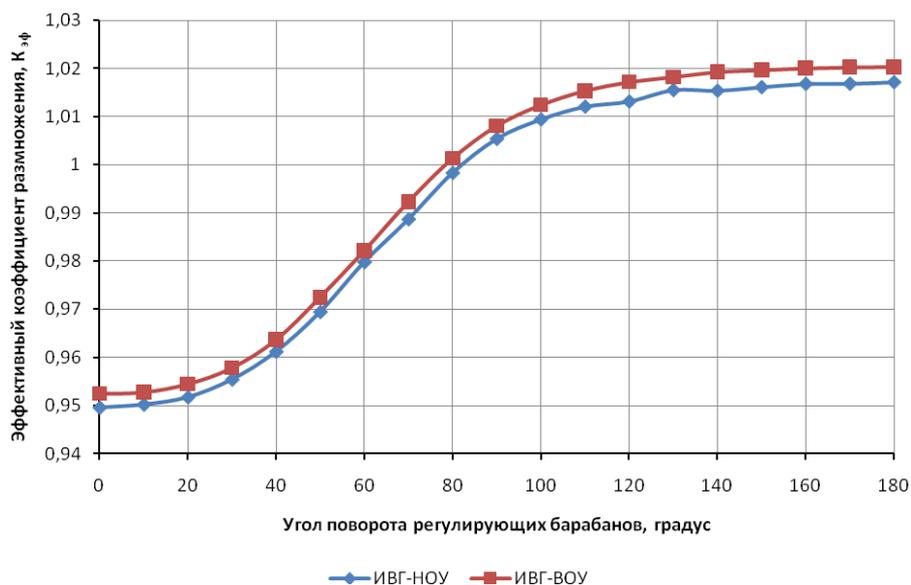


Рисунок 3. Сравнение регулировочных характеристик регулирующих барабанов в составе активных зон реакторов ИВГ-ВОУ и ИВГ-НОУ

Рисунок 4, на котором представлены распределения потока тепловых нейтронов в незагруженном экспериментальном канале реактора ИВГ-ВОУ и реактора ИВГ-НОУ при мощности реактора 1 МВт (высоте 0 соответствует положение нижнего торца твэлов), показывает, что поток тепловых нейтронов в канале с низкообогащенным топливом отличается от потока тепловых нейтронов в канале с высокообогащенным топливом не более чем на 3%.

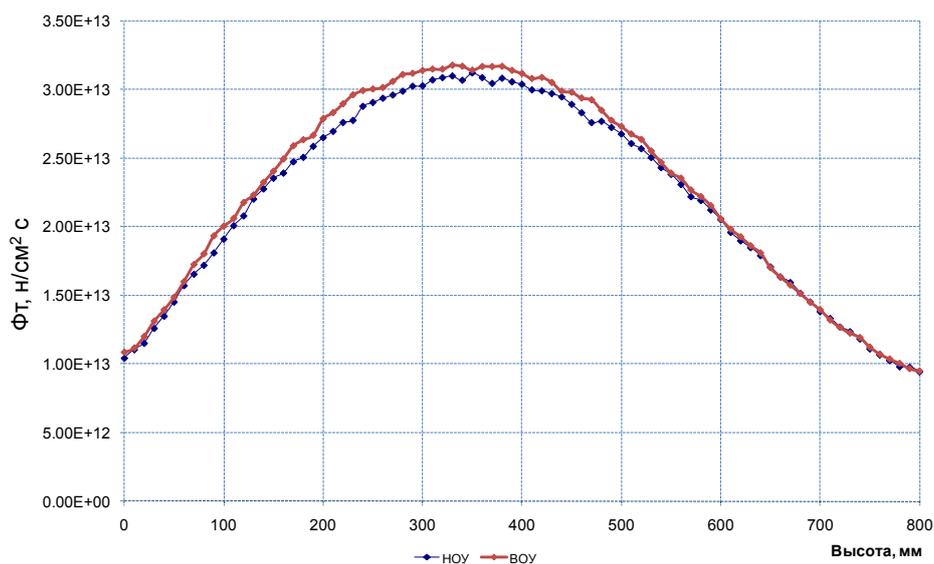


Рисунок 4. Распределение потока тепловых нейтронов в экспериментальном канале реактора ИВГ.1М по высоте

Рисунок 5, на котором представлены распределения энерговыделения по высоте ВОТК в каждом ряду для реактора ИВГ-ВОУ и для реактора ИВГ-НОУ, показывает, что распределение энерговыделения не изменится при предлагаемом изменении обогащения урана.

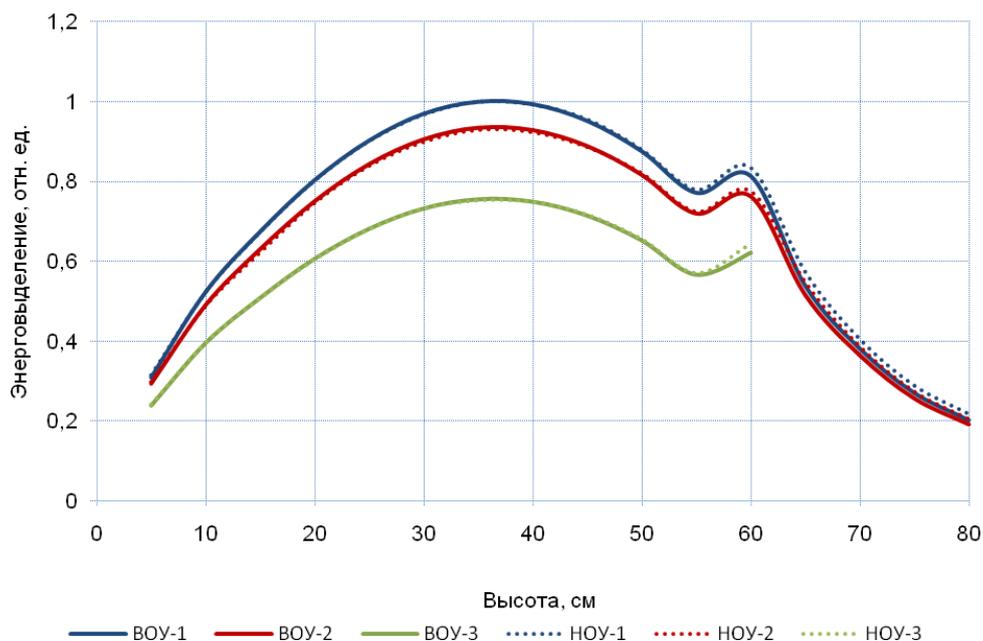


Рисунок 5. Распределение энерговыделения по рядам технологических каналов в реакторе ИВГ-НОУ и ИВГ-ВОУ

Результаты расчета максимальных (пиковых) значений температуры для твэлов реактора ИВГ-ВОУ и реактора ИВГ-НОУ показывают (таблица 5), что эти значения отличаются менее чем на 5 %.

Таблица 5. Параметры твэлов с максимальным энерговыделением (1-ый ряд ТК)

Параметр	ВОУ/НОУ	ВОУ/НОУ	ВОУ/НОУ
Мощность реактора, МВт	10	33,9	60
Расход воды, кг/с/ТК	2,09	5,20	7,94
Температура воды на входе, °С	13	20	20
Температура воды на выходе, °С	86,3 / 89,4	120,3 / 124,6	136,3 / 141,2
Температура поверхности оболочки твэла, °С	94,2 / 97,3	134,4 / 138,7	154,8 / 159,9
Максимальная температура топлива, °С	105,2 / 108,5	177,1 / 183,3	234,9 / 244,1

Наиболее важным результатом комплекса расчетных исследований, проведенных в обоснование возможности конверсии реактора ИВГ.1М, была проверка разработанного кинетического расчетного кода, которая осуществлялась по экспериментальным данным, полученным в пуске П-14-06 реактора (рисунок 6) и в пуске П-15-05 (рисунок 7).

Тестирование кинетического расчетного кода осуществлялось путем проверки соответствия расчетного и экспериментального графиков изменения мощности в переходном процессе с изменением мощности с уровня 1,15 МВт до 9 МВт и со снижением мощности до 6 МВт (рисунок 7). В качестве исходных данных использовались данные о движении регулирующих барабанов и предварительно рассчитанные коэффициенты реактивности, обусловленные разогревом воды в различных частях активной зоны.

Расчетный эксперимент показал, что кинетический расчетный код удовлетворительно описывает переходные процессы увеличения и снижения мощности реактора в соответствии с заданным движением регулирующих барабанов и рассчитанными характеристиками влияния разогрева активной зоны на реактивность (рисунок 8 и рисунок 9).



Рисунок 6. Реализованная диаграмма пуска (23.09.2014 г.)



Рисунок 7. Реализованная диаграмма пуска (02.07.2015 г.)

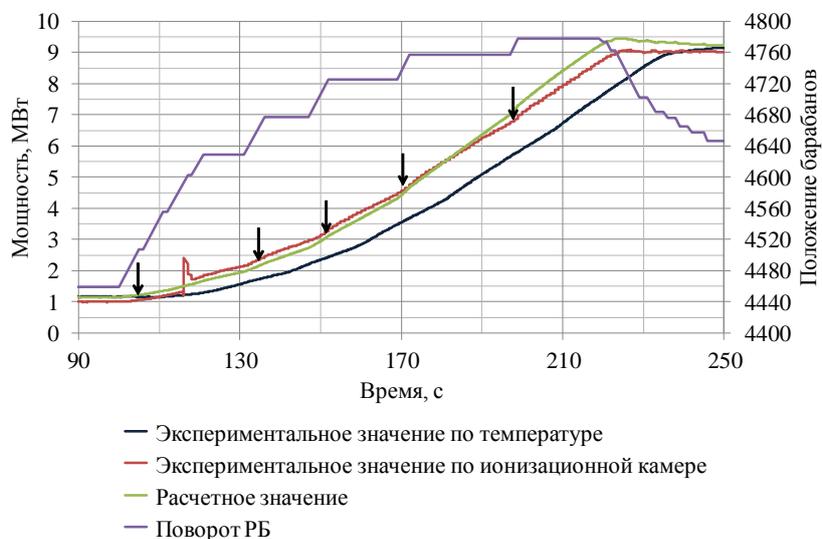


Рисунок 8. Диаграмма изменения мощности в реакторе при вводе положительной реактивности в диапазоне времени 12:31:30 – 12:34:10

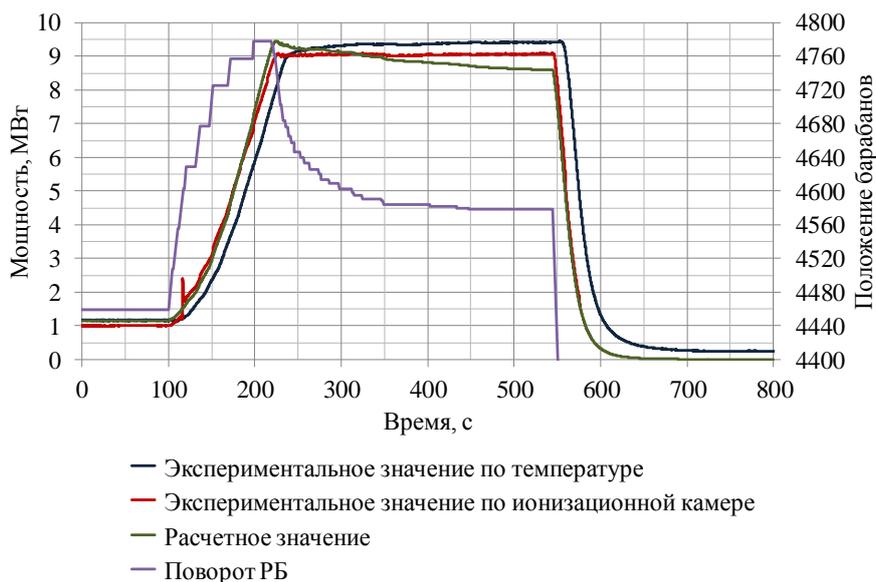


Рисунок 9. Диаграмма изменения мощности в реакторе в диапазоне времени 12:30:00 – 12:43:00

Таким образом, расчетные оценки нейтронно-физических и теплогидравлических параметров реактора ИВГ.1М с топливом пониженного обогащения в стационарных и переходных режимах эксплуатации реактора показали, что эксплуатационные и экспериментальные возможности реактора ИВГ.1М не изменятся в случае его конверсии на низкообогащенное топливо. К значительным результатам расчетных работ следует отнести разработку кинетического расчетного кода, который позволяет выполнять моделирование нейтронно-физических и тепловых параметров реактора для нестационарных режимов его работы.

Важно подчеркнуть, что активная зона реактора с топливом НОУ не оптимизирована. Вычисления по программе MCNP были остановлены, потому что полученные результаты являются вполне достаточными для стадии предварительного обоснования, но дальнейшая работа может быть продолжена с целью оптимизации проекта реактора с низкообогащенным топливом (для достижения более низких температур и/или лучших характеристик реактора).

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ (ПИЛОТНЫЕ) ОБРАЗЦЫ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛОВ ВОТК-НОУ

10 июля 2014 года ФГУП «НИИ НПО «Луч» осуществил поставку в НЯЦ двух пилотных технологических каналов ВОТК-НОУ (рисунок 10), в отношении которых были выполнены процедуры входного контроля, проведены стандартные виды предреакторных испытаний, в том числе испытаний на проходимость через калибр, гидравлических испытаний по установлению гидравлической расходной характеристики и испытаний на плотность.

По результатам сертификационных испытаний твэлов были разработаны и согласованы сторонами технические требования к параметрам твэлов, учитывающие опыт выполненной поставки и отвечающие требованиям обеспечения необходимого качества топлива по загрузке топлива ураном, по качеству покрытия торцов, по состоянию поверхности твэлов и др.

После завершения сертификации топлива пилотные образцы технологических каналов ВОТК-НОУ будут поставлены на ресурсные испытания в реактор ИВГ.1М.

Целью испытаний является проверка работоспособности двух ВОТК-НОУ в составе существующей активной зоны (приблизительно до выгорания 1,82 г U235 и флюенса 10^{18} н/см² на один ВОТК-НОУ), определение соответствия каналов техническим требованиям и получение данных, необходимых для принятия решения об изготовлении партии каналов ВОТК-НОУ и комплектации ими активной зоны реактора ИВГ.1М по результатам испытаний и исследований.



Рисунок 10. Разгрузка контейнеров с ВОТК-НОУ

В отношении поставки топлива для всей активной зоны, а также поставки физических макетов (включая одиночные твэлы) для проведения исследований на стадии физического пуска реактора с топливом НОУ, предполагается, что поставка полного комплекта топлива будет произведена только после получения положительных результаты испытаний пилотных ВОТК-НОУ.

ВЫВОДЫ

1. Национальный ядерный центр Республики Казахстан реализует программу конверсии принадлежащих ему исследовательских реакторов, что отвечает рекомендациям международного сообщества, указаниям Президента и статусу безъядерной страны, коим Казахстан является практически с момента приобретения независимости. Согласно принятой тактике, конверсия реактора ИВГ.1М осуществляется более ускоренно по отношению к конверсии реактора ИГР, что позволит последовательно концентрировать ресурсы и усилия и накопить опыт выполнения работ, необходимый для реализации более сложного и трудоемкого проекта конверсии реактора ИГР.

2. Предварительные исследования показали, что выполнение конверсии реактора ИВГ.1М возможно с сохранением исходных эксплуатационных характеристик реактора и традиционной области его применения.

3. Снижение обогащения топлива в реакторе ИВГ.1М может быть выполнено без изменения конструкции реактора и его основных систем, включая систему управления и защиты (контролирующие барабаны).

4. Принято решение о начале ресурсных испытаний двух экспериментальных технологических каналов ВОТК-НОУ, по результатам которых будет рассмотрен вопрос об изготовлении полной загрузки для активной зоны реактора ИВГ.1М-НОУ.

БЛАГОДАРНОСТИ

Авторы выражают благодарность коллективу Филиала «Институт атомной энергии РГП НЯЦ Республики Казахстан» за эффективную и целеустремленную работу по проекту конверсии исследовательских реакторов на низкообогащенное топливо, без которой был бы не возможен достигнутый прогресс проекта как в части аналитических, так и экспериментально-технологических исследований.

Авторы также выражают благодарность сотрудникам программы RERTR за методическую и финансовую поддержку проекта конверсии реакторов РГП НЯЦ РК.

Отрасл. семинар по проблеме «А», Подольск, ПНИИТ, 1982, вып. 3, докл. №01**ИССЛЕДОВАНИЕ РЕСУРСНОЙ РАБОТОСПОСОБНОСТИ
И ЖИВУЧЕСТИ ТВС РЕАКТОРОВ**

*Дьяков Е.К. (ОЭ ПНИИТ), Подладчиков Ю.Н., Федик И.И. (ПНИИТ),
Талызин В.М. (ИАЭ им. Курчатова), Уласевич В.К. (НИКИЭТ)*

Изложены возможные параметры испытаний ТВС в реакторе ИВГ.1 на стендовом комплексе «Байкал-1». Предложены варианты компоновки АЗ реактора, позволяющие одновременно испытывать несколько десятков ТВС реактора ЯРД при форсировании мощности отдельных ТВС до 7-9 МВт. Разработана методика и технология постановки таких экспериментов.

Серией исследовательских пусков реактора ИВГ.1 с первым опытным комплектом ТК завершен этап создания экспериментальной базы для испытаний ТВС реакторов ЯРД и апробирования в натуральных условиях принципиальной схемы конструкции и технологии ТК и ТВС реакторов этого типа. Были введены в эксплуатацию стендовый комплекс «Байкал-1» и реактор ИВГ.1, разработаны методика и технология постановки экспериментов с достаточно широким диапазоном режимов и параметров рабочего процесса. Стендовый комплекс позволяет исследовать каналы, протяженность АЗ которых лежит в диапазоне 600-800 мм; диаметр до 76 мм в ячейках зоны и до 110 мм в центральной ячейке реактора.

Загрузка по ^{235}U на один канал может варьироваться в пределах от 0,2 до 0,5 кг. Максимальная температура нагрева РТ в ТВС может достигать 3200 К, а поток тепловых нейтронов в ячейках реактора – до $3 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

Комплекс обеспечивает давление подачи РТ в каналы до 190 ата. Полезно используемый запас РТ (в случае использования водорода) составляет ~13 т.

Базовая конструкция ТВС, испытанная в составе ТК первой опытной зоны реактора ИВГ.1 и в петлевых каналах реактора ИГР, подтвердила свою работоспособность по трем из четырех основных параметров ТЗ на разработку ТВС реактора ЯРД:

- удельная мощность тепловыделения в НС ТВС, МВт/м³ $4 \cdot 10^4$;
- температура нагрева РТ в отдельных ТК, К 3100;
- количество повторных выводов ТВС на мощность и термоциклов при темпах набора и сброса температуры, достигающих 400 град/с 10.

Итогам этого периода работы по программе создания ТВС реакторов ЯРД посвящены первые два выпуска сборника трудов отраслевого семинара по схеме «А».

Все указанные результаты получены при относительно кратковременных испытаниях. Естественным следующим этапом разработки ТВС реакторов ЯРД являлись ресурсные испытания базовой конструкции: определение длительности безотказной работы ТВС и степени ее «живучести» при возникновении дефектов в узлах.

В качестве базовой конструкции была избрана ТВС реактора ЯРД, реактора, для которого на период начала ресурсных испытаний наиболее полно был рассмотрен вопрос возможного применения.

Еще в 1968 г. в ИАЭ им. Курчатова и НИКИЭТ были проанализированы условия постановки, испытаний ТВС типа реактора ЯРД в реакторе ИВГ.1 и была показана возможность автономной отработки ТВС различного типа в каналах АЗ этого реактора. Для их размещения в реакторе и обеспечения критичности последнего были разработаны следующие 4 типа каналов.

Экспериментальный технологический канал. Назначение канала – размещение ТВС реактора ЯРД в АЗ реактора ИВГ.1 и обеспечение моделирования ее объектовых режимов работы. Сборка наружного диаметра 41 мм установлена в ТК с внутренним диаметром 66 мм, выходной по течению РТ торец активного блока совмещен с верхним срезом АЗ реактора ИВГ.1, радиальный зазор между корпусами канала и ТВС заполнен бериллиевыми втулками, обтекаемыми РТ тракта охлаждения корпусов. Режим течения РТ в рубашке охлаждения и конфигурация втулок выбраны так, чтобы на корпусе ТВС воспроизводились характерные нагрузки.

Экспериментальный петлевой канал. Предназначен для испытаний центрального модуля АЗ реактора ЯРД – его семиканальной ячейки, совместно с замедлителем, входным коллектором и примыкающим к модулю фрагментом огневого днища реактора ЯРД. Центральная сборка модуля заменена газоводом, через который поток РТ подается на охлаждение огневого днища, затем последовательно в тракты замедлителя и ТВС, тем самым моделируя натурную схему течения.

Модернизированные технологические каналы (ТКМ, ТК300М и т.д.). Каналы имеют принципиально ту же конструкцию, что и каналы первой опытной зоны реактора ИВГ.1, и предназначены для обеспечения критзагрузки этого реактора. Исполнение твэлов ТКМ с различным содержанием урана позволяет в достаточно широком диапазоне варьировать загрузки экспериментальной составляющей зоны реактора ИВГ.1.

Компенсационный экспериментальный канал (КЭК). Канал представляет собой безурановую охлаждаемую РТ конструкцию и предназначен для компенсации избыточной загрузки АЗ. Канал имеет то же гидродинамическое сопротивление, что и остальные каналы зоны, и его геометрия обеспечивает постоянство доли замедлителя (воды) в компенсационной ячейке.

Набор перечисленных каналов обеспечил широкий состав возможных компоновок АЗ реактора ИВГ.1 и, как следствие, целый спектр экспериментальных режимов для испытываемых ТВС. Так, увеличивая долю КЭТ, мы имеем возможность повысить мощность в единичной ТВС, сохраняя суммарную мощность реактора, или увеличить длительность пуска. Размещение КЭП в центральной ячейке реактора, помимо испытания ТВС в составе модуля реактора ЯРД, позволяет реализовать форсированный режим испытаний вплоть до ~7 МВт в ТВС при сохранении мощности остальных ТВС не ниже номинального уровня. Набор зоны из КЭТ и ТКМ позволяет размещать испытываемые ТВС только в периферийном ряду реактора ИВГ.1, имеющем минимальные перекосы нейтронного поля по сечению ячейки канала и, тем самым, повысить среднемассовую температуру испытаний и т.д.

Нейтронно-физический анализ и результаты физических пусков реактора с различными схемами загрузки реактора ИВГ.1 каналами с ТВС реактора ЯРД показали, что наиболее приемлемыми являются компоновки, представленные в таблице 1.

Для использования в первой серии ресурсных испытаний был выбран второй вариант компоновки, который имел наибольшее материальное обеспечение и создавал относительно «мягкий» режим для исследуемых ТВС при воспроизведении всего диапазона режимов. В связи со снятием КЭП с испытаний после пуска ПП-4 схема 2 использовалась во второй части ресурсного цикла. Вариант 5 планируется основным во второй серии ресурсных испытаний.

Увеличение длительности каждого пуска, появление дефектности в узлах ТВС, анализ технологии подготовки и проведения испытаний первой опытной зоны реактора ИВГ.1 показали необходимость постановки и решения целого ряда методических задач в обеспечение серии ресурсных испытаний.

Эти задачи могут быть разделены на три группы.

Первая группа связана с контролем температурного режима работы ТВС. Термопары, установленные в ТВС – антенного и королькового (так называемые зонные термопары) типов – имеют недостаточную надежность, особенно антенные на выходе из ТВС. При постановке экспериментов с первой опытной зоной предполагалось, что зонные термопары, устанавливаемые в середине активной части ТВС, могут быть оттарированы на первых пусках по показаниям антенных термопар, установленных на выходе из ТВС. В дальнейшем антенные термопары могут выходить из строя, а по зонным, работающим в более мягком температурном режиме и, следовательно, более надежным, может быть продолжен контроль температурного режима ТВС. Этот подход в силу различных причин не увенчался успехом. Поэтому задачи, связанные с определением температурной диаграммы рабочего процесса ТВС совокупным анализом всех регистрируемых в пуске параметров, стали определяющими в подготовке методики постановки ресурсных испытаний.

Вторая группа задач включает в себя решение проблемы вывода ТВС в планируемый диапазон экспериментального режима и поддержания его неизменным в течение всего пуска.

Опыт испытаний первого комплекта ТК показал, что вывод ТВС в заданный температурный режим не обладает необходимой точностью. Стабилизация режима работы реактора по сигналу достижения заданной температуры в одном из ТК приводит к случайному распределению эксплуатационных параметров от канала к каналу.

Таблица 1. Характеристики вариантов размещения ТК в реакторе ИВГ.1

Вариант компоновки активной зоны	Эффективный коэффициент размножения $K_{эфф}$	Загрузка ^{235}U , г	Особенности экспериментального режима
1. КЭП + 18 КЭТ + 12 ТКМ	1,09	8,8	1. Испытания ТВС при натуральных режимах нагружения корпуса
2. КЭП + 18 КЭТ + 11 ТКМ + 1 КЭК	1,055	8,45	2. Формирование мощности ТВС до 6,5 МВт 3. Все ТВС испытываются при максимальной температуре РТ
3. 15 КЭТ + 3 ТК300М + 12 ТКМ		8,6	1. Испытания ТВС в групповом варианте загрузки АЗ реактора 2. Возможность одновременного испытания ТВС ЯРД и ТВС других модификаций
4. 18 КЭТ + 12 ТКМ + 1 КЭТ	1,04	7,85	1. Форсирование мощности ТВС до 9,0 МВт
5. КЭП + 30 КЭТ	1,018	6,9	1. Максимальное число испытываемых ТВС 2. Испытания ТВС при натуральных режимах нагружения корпуса 3. Форсирование мощности ТВС до 7,0 МВт 4. Увеличение длительности одного пуска

И последнюю, третью, группу важнейших методических задач подготовки ресурсной серии составили задачи выявления возникающей в узлах ТВС дефектности, анализа процесса ее развития и прогнозирования уровня работоспособности ТВС в последующих пусках, выбор критериев допустимости сборок к продолжению их ресурсных испытаний.

Для обеспечения решения сформулированных задач серия пусков ресурсных исследований ТВС была разбита на несколько этапов. Первый этап – физический и энергетический пуски – преследовал в качестве цели проверку правильности функционирования всех стендовых систем и реактора с новой загрузкой. На втором этапе – серии из трех методических пусков – были отработаны все сформулированные выше методические задачи. Последующие, повторяющиеся по своим параметрам пять пусков, каждый длительностью примерно 500 с, являлись собственно ресурсными испытаниями. В результате была создана методика и технология постановки крупномасштабных реакторных экспериментов с высокотемпературными газоохлаждаемыми ТВС и проведены ресурсные испытания базовой конструкции ТВС (в размерности ТВС реактора ЯРД).

[Отрасл. семинар по проблеме «А», Подольск, ПНИТИ, 1982, вып. 3, докл. №02](#)

МЕТОДИКА ПОДГОТОВКИ, ПРОВЕДЕНИЯ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ ЖИВУЧЕСТИ ТВС РЕАКТОРА ЯРД ПРИ РЕСУРСНЫХ ИСПЫТАНИЯХ

Грознов В.Н., Дьяков Е.К., Зеленский Д.И., Таубин М.Л., Тухватулин Ш.Т., Щербатюк В.М. (ОЭ ПНИТИ), Дараган И.Д. (ПНИТИ)

Изложены методика и результаты первой серии предварительных испытаний ТВС реактора ЯРД в реакторе ИВГ.1. Предложена типовая диаграмма пусков реактора, основная особенность которой заключается в одновременном подъеме мощности реактора и расхода газа через него на режиме 3 и в способе обеспечения программных температур РТ на режиме 4. Проведено 9 пусков реактора ИВГ.1. Испытана 31 тепловыделяющая сборка реактора ЯРД. Выявлена необходимость доработки теплоизоляции.

Ранее проведенные испытания ТВС прототипов ЯРД, выполненные в рамках программ петлевых испытаний на реакторе ИГР [1] и программ исследовательских пусков на реактора ИВГ.1 [2-4], позволили оценить работоспособность их базовой конструкции [5]. Были реализованы три из четырех основных параметров эксплуатации ТВС, предусмотренных техническим заданием: мощность ТВС, температура нагрева РТ, скорости выхода на режим и останова реактора.

Испытания модифицированной АЗ реактора ИВГ.1, в состав которой входило до 24 ТВС реактора ЯРД, проводились с целью исследования ресурсной работоспособности ТВС и включали в себя три серии пусков (таблица 1).

Таблица 1. Характеристика пусков реактора ИВГ.1 с модифицированной АЗ

Серия пусков	Количество пусков	Длительность номинального режима τ , с	Цель
КП-1 КП-2 КП-3 ПП-4	4	~100	Разработка методики испытаний
Р-4 [6]	2	~500	Определение наработки ТВС до появления значительных ресурсных дефектов
ПИ-1 [7]	3	450-500	Оценка живучести дефектных ТВС до появления значительных ресурсных дефектов

Наиболее сложными проблемами испытаний являлись:

- разработка методики вывода реактора и исследуемых ТВС в заданный достаточно узкий диапазон режимов, устойчиво повторяющихся от пуска к пуску;
- модернизация технологии пусков с целью обеспечения требуемой точности повторения режимов, а также исключения какого-либо влияния со стороны рабочего процесса стендового комплекса на параметры рабочего процесса в ТВС (особенно в дефектных);
- разработка методики достоверной оценки состояния ТВС после пусков с целью прогноза их работоспособности в последующем цикле испытаний и уточнения логики и параметров аварийной защиты по ТК;
- обеспечение бесперебойности и точности контроля параметров рабочего процесса ТВС с целью уменьшения вероятности ложных сигналов на автоматическое прекращение работы реактора, а также своевременной информации операторов о характере течения рабочего процесса в ТВС.

Для обеспечения стабильности режимов, прежде всего расходных, во всех пусках «ресурсной» серии был разработан и использован ряд усовершенствований технологии, по которой проводились предыдущие пуски реактора [2-4].

Исходным условием, гарантирующим повторяемость газодинамических параметров подачи РТ в пусках, является стабильность поддержания давления РТ в раздаточном коллекторе ТК. Для этой

цели была разработана и отлажена система регулирования коллекторного давления, состоящая из пневмоуправляемых редукторов, электронных блоков сравнения заданной диаграммы процесса с фактической и блоков формирования управляющих сигналов. Система позволила достигнуть точности технологической повторяемости диаграммы пуска с отклонениями не более 1 % от заданной как на стационарных, так и на переходных режимах.

Введение в пневмогидросистему стенда регулятора давления придало ей новое качество – в системе появился активный элемент задания и регулирования расходов РТ, изменяющий и контролирующей эту характеристику в процессе всего пуска.

Помимо регуляторов давления, в каждом тракте подачи РТ в ТК были установлены еще три устройства, настраиваемые перед пуском и определяющие расход РТ через ТК: два сверхзвуковых сопла на входе в горячий тракт ТВС и рубашку охлаждения ее корпуса и регулируемое профилированное сверхзвуковое сопло с центральным телом, установленное на входе в ТК. Коэффициент восстановления давления РТ в этих соплах составлял $\sim 0,8$. Описанная система задания расхода РТ через ТК позволила проводить тщательную ее тарировку и настройку перед пуском и обеспечила стабильность расхода газа независимо от возникающей в узлах ТВС дефектности в процессе эксперимента.

Сложность, многообразие и большой объем КИС обуславливают повышенные требования к надежности и оперативности ее работы.

Усовершенствование КИС на данном этапе исследований ТВС по сравнению с предыдущим [2-4] заключалось во введении машинной логики регистрации информации, обработки ее непосредственно в процессе пуска и в выдаче через систему дисплеев операторам. С этой целью был разработан, исследован и введен в практику испытаний метод прямой регистрации параметров РТ на ЭВМ (минуя вторичные усилители и нормализаторы сигналов измерительных датчиков) и преобразования результатов измерений в цифровой код периферийными устройствами ЭВМ, вынесенными непосредственно в реакторную зону. Передача и обработка результатов контроля рабочего процесса ТВС и стенда проводятся дальше уже с кодовыми сигналами, что существенно повышает помехозащищенность и точность КИС.

Разработанная автоматическая система управления технологическим процессом пуска реактора ИВГ.1 содержит в своем составе около 100 программ регистрации и обработке информации. Система позволяет непосредственно перед пуском проводить тарировку КИС, с запаздыванием $\sim 0,5$ с обрабатывать и выдавать на пультах операторов информацию о течении экспериментального режима в сравнении с запланированным, регистрировать значительную часть контролируемых параметров, а также распечатывать их уже в обработанном виде непосредственно после пуска. Пусковая информация состоит из 200 контрольных параметров и включает:

- параметры ТК с указанием наиболее нагретого ТК и достигнутого (по сравнению с запланированным) уровня температур РТ в нем;
- параметры реактора и стендовых систем, включая результаты сравнения с заданными уровнями (мощность реактора, период его разгона, давление РТ в коллекторах, запасы РТ и т.д.);
- информацию в системе единого времени о прохождении этапов диаграммы пуска, причинах срабатывания аварийной защиты и т.д.

При подготовке пусков серий КП, Р-4 и ПИ-1 был разработан технологический регламент пусков. Одним из основных положений регламента является трехступенчатая стадийность готовности стенда и реактора к пуску:

- ремонтно-профилактическая;
- основная стадия готовности;
- горячий пуск реактора.

На второй стадии все системы находятся в рабочем и, в основном, в настроенном состоянии. Периодические проверки и включения систем в безрасходном режиме работы стенда позволяют обеспечить стабильность и устойчивую повторяемость параметров работы стенда от пуска к пуску. Третья, главная стадия цикла (горячий пуск реактора), реализуется в течение двух подготовительных смен, выполняющих комплекс контрольных и других операций по подготовке реактора и систем стенда к готовности №1; собственно пусковой смены и двух послепусковых смен для расхолаживания реактора, приведения его в безопасное состояние и консервации. Типовая диаграмма пусков ре-

актора отработана на серии КП (рисунок 1). По сравнению с ранее используемой основная особенность данной диаграммы пусков заключается в одновременном подъеме мощности реактора и расхода газа через него на режиме 3 и в способе обеспечения программных температур рабочего тела на режиме 4.

После стабилизации стартового уровня начинается подъем расхода РТ через ТК до номинального значения и с запаздыванием (~25 с) набор мощности реактора до промежуточного уровня в 150 МВт. Смысловая нагрузка этого этапа – стабилизация номинального режима работы систем подачи РТ и подготовка к завершающей стадии набора номинальной мощности реактора и разогрева ТВС.

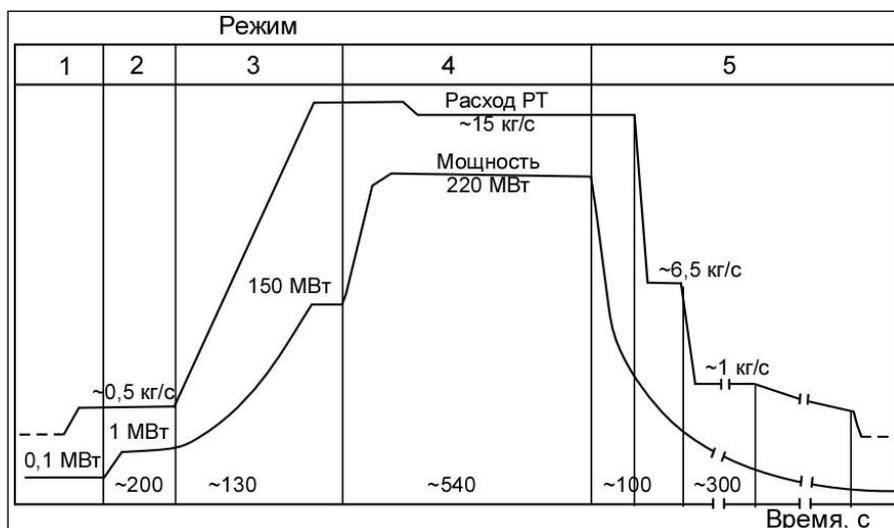


Рис. 1. Типовая диаграмма пусков реактора ИВГ.1

Дальнейший подъем мощности реактора до номинального уровня ~230 МВт осуществляется при постоянном расходе газа. Увеличение мощности прекращается при достижении заданной утачки показаний или приборов СУЗ или датчиков измерений температур РТ в ТК. В момент стабилизации мощности реактора температура газа на выходе из НС ТВС изделия 11Б91 в среднем ниже номинальных значений на ~200 К. Последующий разогрев каждого ТК производится программным снижением расхода газа через них посредством изменения гидравлических характеристик сопловых устройств, установленных в трактах поканальной разводки РТ к ТК.

Исходное (открытое) положение сопла фиксировалось ограничительным упором, и расход газа через него соответствовал нижней границе заданного температурного диапазона работы ТВС при номинальной мощности реактора. Конечное (закрытое) состояние расходного сопла соответствовало номинальной температуре и также фиксировалось упором.

Режим разогрева ТВС при уменьшении расхода газа через них контролировался по датчикам давления газа на входе в НС. Для уменьшения вероятности незапланированных перегревов ТВС закрытие расходных сопел прекращалось не доходя до нижних упоров, если давление газа на входе в НС приближалось к уровню, превышающему значение нижней уставки менее чем на 0,2-0,3 МПа. Таким образом, обеспечивался температурный диапазон между реализуемым и допустимым уровнем, равный примерно 50-100 К.

Поддержание заданного значения температуры РТ в ТК на различных пусках реактора – задача сложная, усугубляемая низкой надежностью канальных термопар. Так, к третьему высокотемпературному пуску (ПП-4) из 36 антенных термопар ТВС изделия 11Б91 остались работоспособными только 5, которые после проведения пуска также вышли из строя. Перед ресурсными испытаниями все исследуемые ТВС остались без прямого измерения температуры РТ на выходе из ТВС. Для контроля температурного режима ТВС было разработано и проанализировано несколько методов, основанных на пересчете вторичных параметров рабочего процесса. Традиционные методы пересчета, такие, как метод газодинамического термометра, метод экстраполяции показаний зонных термопар и

их различные модификации, обладали рядом существенных недостатков (большая погрешность, нестабильность показаний зонных термомпар, возможные изменения гидравлических характеристик ТВС в процессе испытаний).

В качестве основного метода определения температурного режима работы ТК при проведении ресурсных испытаний ТВС реактора ЯРД использовался метод совместной статистической обработки всех результатов измерений во всех однотипных пусках для всех испытываемых каналов.

Суть разработанного метода заключалась в том, что режимы работы отдельных ТВС с дееспособными термомпарами (как правило, на начальном этапе серии) принимались в качестве реперных. Далее, на основании пропорциональности характеристик реактора в пусках, измеряемых значений расхода РТ через ТВС и мощности реактора статистически устанавливались соотношения температур нагрева РТ в ТВС по отношению к базовым каналам. Достоверность получаемых таким образом величин существенно зависит от точности замеров температуры в базовых каналах и повышается от пуска к пуску.

В условиях заведомо ожидаемой дефектности узлов ТВС «ресурсного» характера и увеличенной длительности индивидуального пуска до ~550 с крайне актуальной становится задача диагностики состояния ТВС и прогноза развития возникающих разрушений. Традиционными методами ее решения на ранних этапах реакторных испытаний являлись:

- контроль газодинамических характеристик проточных трактов ГВС, сравнение их с исходными значениями;
- осмотр состояния узлов после выгрузки каналов-свидетелей из реактора и разделки их в горячей камере.

Такая методика позволяла заметить лишь достаточно развитую дефектность и поэтому в ходе выполнения «ресурсной» серии подверглась существенной доработке.

Основными узлами ТВС, обеспечивающими локализацию возникающего отказного процесса в рамках ТК, являются его корпус и опорный узел. Для оценки послепускового состояния этих узлов были разработаны и использованы методы определения их остаточной несущей способности.

Суть их заключалась в том, что определяющие работоспособность этих узлов элементы (ОР и корпусные бериллиевые втулки с возникшей дефектностью) извлекались из разделанных каналов, помещались в имитаторы посадочных гнезд этих элементов в ТВС и подвергались нагружению, моделирующему самые тяжелые силовые нагрузки во время пуска.

Для контроля состояния ОР непосредственно в каналах, не извлекаемых из реактора, использовался также осмотр их через критическое сечение сопла с помощью перископа и увеличительной оптики. С этой же целью был разработан метод диагностики состояния ОР решетки путем контроля изменения γ -излучения от НС ТВС при выносе осколочных фрагментов стержневого пакета ОР.

Для контроля целостности корпуса ТВС была разработана методика расчетного анализа результатов газодинамических характеристик каналов, позволяющая оценивать момент возникновения прогаров, величину и динамику их развития. В межпусковой период целостность корпусов и местоположение прогаров контролировались заполнением трактов спиртом по схеме сообщающихся сосудов.

Сопоставление результатов такого анализа с осмотром и обмером дефектов корпусов ТВС после разделки подтвердило достоверность получаемой информации.

Состояние проточной части активного тракта ТВС оценивалось путем статистической обработки результатов межпускового газодинамического контроля ТВС и замеров параметров рабочего процесса в пусковых режимах. Метод позволил устанавливать момент и величину возникновения возмущений, динамику их развития.

Сформулированная система контроля накапливающейся дефектности узлов ТВС, оценка ее развития, сопоставление выявленных отклонений параметров сборки с результатами разделки и осмотра каналов-свидетелей совместно с расчетным анализом ожидаемого характера течения рабочего процесса в ТВС позволили с достаточной уверенностью прогнозировать поведение ТВС на предстоящем пуске. На основании такого анализа перед каждым пуском корректировалась логика аварийной защиты ТК. Критерий допустимости и безопасности продолжения ресурсных испытаний ТК заключались в следующем. Испытания считаются возможными, если:

– оставшаяся работоспособной часть канальных измерительных датчиков позволяет построить автономную аварийную защиту по параметрам рабочего процесса в ТВС;

– между параметрами рабочего процесса ТК (после экстраполяции их величин на планируемое время предстоящего пуска) и уставками аварийной защиты имеется необходимый «зазор», исключающий с большой вероятностью ложное срабатывание этой защиты;

– скорость выхода отказного процесса в полость реактора меньше скорости срабатывания аварийной защиты.

Более подробно логика и техника совершенствования технологии пусков, методов контроля рабочего процесса и обработки результатов реакторных экспериментов, диагностики состояния ТВС будут рассматриваться в последующих докладах.

В ходе испытаний по программам КП, ПП-4, Р-4 и ПИ-1 был испытан тридцать один канал КЭТ, содержащий в своем составе ТВС изделия 11Б91, и два канала КЭП, активная часть которых представляет собой шестиканальный модуль изделия 11Б91 с фрагментами замедлителя, огневого днища и раздаточных коллекторов [10].

На режимах КП и ПП-4 АЗ реактора состояла из 18 КЭТ, расположенных в третьем периферийном ряду, 11 ТКМ, расположенных в 1 и 2 рядах и одного КЭП, размеренного в центральной ячейке.

На пусках серий Р-4 и ПИ-1 реактор ИВГ.1 работал в групповом варианте загрузки АЗ, т.е. без центрального петлевого канала. Для обеспечения требуемых физических характеристик реактора в этом случае три из 18 КЭТ периферийного ряда были заменены на ТК с повышенной (до 500 г) загрузкой ядерного топлива. Кроме того, был поставлен двенадцатый ТКМ.

Переход на групповой вариант загрузки АЗ реактора был вызван снятием с испытаний второго КЭП после пуска ПП-4. В ТВС реактора ЯРД, входящих в состав этого канала, были реализованы номинальные мощностные параметры (~5,8 МВт) при температуре газа на выходе из НС 2600-2700 К и суммарной продолжительности номинального режима 260 с (пуски КП-2, КП-3 и ПП-4). КЭП был снят с испытаний в связи с тем, что в конце номинального режима пуска ПП-4 из-за деформации огневого днища КЭП произошел разрыв концевиков корпусов двух ТВС.

Всего к июлю 1982 года было проведено 9 пусков реактора ИВГ.1 с модифицированной АЗ. Суммарное время наработки ТВС реактора ЯРД на номинальном режиме составило около 3000 с при температуре газа на выходе из НС 2800-3100 К и мощности ТВС 4,0-4,9 МВт.

Результаты разделки и визуального осмотра узлов и деталей ТК показали:

– неэффективность заделки ТВС в огневом днище КЭП, подверженному деформации и короблению;

– наличие прогаров ТИП, втулок из бериллия и разгерметизации стального чехла корпуса в районе расположения ОР;

– эрозию и прогар ТИП в области высокотемпературного участка для слоя изоляции из графитовых материалов (район 3-й и 4-й НС);

– деформацию твэлов высокотемпературной части ТВС и растрескиваний твэлов низкотемпературной части, а целом не повлиявшие на работоспособность ТВС;

– наличие отдельных трещин на других узлах, не влияющих на поддержание режима; характер трещин был аналогичен наблюдаемой картине дефектности ТВС после первых испытаний на ИГР.

Прогар корпусов ТВС произошел в районе верхнего торца ОР (стыка тонкостенного корпуса ТВС с его толстостенным концевиком). Количество отверстий достигало 4. Суммарная площадь отверстий – до 10 мм². Зависимости площади единичного отверстия от времени испытаний не наблюдалось. Основные достигнутые параметры ТВС реактора ЯРД представлены в таблице 2. В целом результаты испытаний подтвердили работоспособность ТВС реактора ЯРД в составе реактора ИВГ.1 при реализованных параметрах. Осколочная дефектность ТВС находится на ожидаемом уровне.

Поскольку по результатам пусков выявлены локальные размытия теплоизоляции в районе опорного узла и четвертой НС, вызывающие прогар корпусов и изменяющие гидравлическую систему штатного изделия, необходима частичная доработка ТИП.

В ходе испытаний серий Р-4 и ПИ-1 разработаны, практически проверены и подтверждены методики проведения аналогичных реакторных экспериментов, включая диагностику послепускового

состояния ТВС, оценку влияния дефектов узлов на параметры рабочего процесса ТВС и обеспечение безопасности проведения пусков.

Таблица 2. Результаты отработки ТВС реактора ЯРД

Параметры	Требования ТЗ	Достигнутый уровень			Требования до- полнения к ТЗ (пятый пункт от- работки)
		ИГР	ИВГ.1		
			КЭТ	КЭП	
Мощность (макс.), МВт (максимальная)	6,2	5,6-6,0	4,0-4,9	5,6	4,0-5,6
Температура газа, К	3050 ± 50	2800	2800-3100	2700-2800	2800 (+100 и -200)
Время работы, с	4000	40	3000	260	не менее 4000 с
РТ	H ₂ +5%CH ₄	H ₂	H ₂	H ₂	H ₂
Давление газа, МПа					
– вход ТВС	10,0	9,0	7,5	11,0	
– выход ТВС	5,0 ± 1,0	5,5	3,0	7,0	
Скорость, К/с					
– разогрева	200	350	100	100	
– расхолаживания	100	800-1000	до 400	до 400	
Число включений	до 10	10	9	3	
Количество зачетных ТВС, шт		2	7	6	

ЛИТЕРАТУРА

1. Алешин Г.Н., Дорошенко А.Я., Горский В.П. и др. – Отчет о НИР, уч. №К-67, ОЭ ПНИТИ, Семипалатинск-21, 1978.
2. Дьяков Е.К., Талызин В.М., Уласевич В.К. и др. – Отчет о НИР, инв. №13653, ПНИТИ, Подольск, 1975.
3. Дьяков Е.К., Ивлев А.П., Федик И.И. и др. – Отчет о НИР, инв. №14359, ПНИТИ, Подольск, 1976.
4. Андреев В.Г., Болдышева З.П., Гришин В.В. и др. – Отчет о НИР, инв. №14907, ПНИТИ, Подольск, 1977.
5. Гречкин А.Т., Дьяков Е.К., Жданов В.Н. и др. – Пояснительная записка, инв. №10560, ПНИТИ, Подольск, 1973.
6. Программа, инв. №17101, ПНИТИ, Подольск, 1980.
7. Программа и методика, инв. №17346, ПНИТИ, Подольск, 1981.
8. Техническое задание, инв. №8805, ПНИТИ, Подольск, 1971.
9. Техническое задание на разработку ТВС изделия 11Б91 (дополнение), инв. № 16873, ПНИТИ, Подольск, 1980.
10. Дьяков Е.К., Мартикян А.А., Подладчиков Ю.Н. и др. – Пояснительная записка к техническому проекту, инв. №15930, ПНИТИ, Подольск, 1978.

[III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 1, докл. №П2](#)

СТЕНДОВАЯ БАЗА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ЯРД

Черепнин Ю.С. (ОЭ НПО «Луч»)

Ключевые слова: ядерный ракетный двигатель, высокотемпературный газоохлаждаемый ядерный реактор, испытательный стендовый комплекс, водород.

Первые реакторные испытания модельных твэлов ЯРД проводились в достаточно хорошо известном специалистам импульсном реакторе ИГР [1, 2] в 1962...1966 годах, расположенном в центральной части полигона в 50 км к юго-западу от города Семипалатинска-21. При испытаниях температура охлаждающего твэлы водорода достигала 3000 К. Результаты испытаний экспериментально подтвердили возможность создания твэлов с заданными параметрами, а также возможность использования реактора ИГР для испытаний твэлов и ТВС реактора ЯРД.

В 1971...1978 годах в реакторе ИГР испытывались штатные твэлы и ТВС первых советских реакторов – стендовых прототипов реакторов ЯРД. Для проведения испытаний на стендовом комплексе ИГР были созданы необходимые технологические системы, включая системы подачи газообразных теплоносителей и систему закрытого выброса.

Газообразный водород может храниться в емкостях суммарным объемом 12 м³ при давлении 35 МПа, азот – в емкостях объемом 28 м³ при давлении 32 МПа, гелий – в емкостях объемом 16 м³ при давлении 20 МПа. К настоящему времени на стендовом комплексе имеется 11 трактов подачи в реактор газовых теплоносителей высокого давления, обеспечивающих расход водорода 6 кг/с, азота – 22 кг/с, гелия – 4 кг/с. Отработанные компоненты поступают в систему закрытого выброса объемом 950 м³ с рабочим давлением 0,5 МПа. Стенд оснащен системой измерительных каналов контроля давления, расхода и температуры теплоносителей по ~300 измерительным позициям (без учета каналов контроля параметров объектов испытаний).

Достоинством самого реактора ИГР являются нейтронно-физические характеристики активной зоны, удовлетворяющие различным требованиям к испытаниям топлива ЯРД, а также большого размера (диаметром 228 мм) центральный экспериментальный канал (ЦЭК), где проходили испытания одновременно до 6 ТВС диаметром 47 мм каждая. Объем и основные достигнутые параметры испытаний характеризуются данными, приведенными в таблице 1.

Таблица 1. Параметры испытаний топлива ЯРД в реакторе ИГР

Объекты испытаний	Модельные твэлы	Штатные твэлы	Штатные ТВС
Период проведения испытаний, гг.	1962...1966	1971...1974	1974...1978
Количество испытанных объектов, шт.	~100	2480	20
Количество испытаний (пусков реактора), шт.	47	31	78
Максимальная достигнутая температура водорода, К	3000	2900	2900
Максимальное удельное энерговыделение в твэлах, кВт/см	-	25	25
Продолжительность испытаний при максимальной мощности, с	-	~5	~5

Относительно небольшая продолжительность испытаний при максимальной мощности обусловлена тем, что реактор ИГР не имеет принудительной системы охлаждения. Вся выделяющаяся энергия аккумулируется активной зоной, поэтому интегральная мощность реактора ограничена допустимым разогревом активной зоны и составляет 5,2 ГДж при флюенсе тепловых нейтронов $3,7 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2}$. Но, тем не менее, испытания позволили обосновать выбор топлива для ТВС ЯРД.

В 1977...1989 годах в реакторе ИГР проводились испытания топлива ядерных энерго-двигательных установок. Всего было проведено 196 пусков реактора, в которых испытано 32 изделия 14 различных типов.

Программа разработки ЯРД в СССР предусматривала создание специализированной стендовой базы для полномасштабных реакторных испытаний ТВС и модулей активных зон прототипов реакторов ЯРД и ЯЭДУ с использованием газообразного и жидкого водорода. Проектирование стендовой базы – стендового комплекса «Байкал-1» началось в 1962 году, а строительство – в 1964 году. Площадка для строительства была выбрана в 65 км к югу от города Семипалатинска-21 в центральной части полигона. Выбор местонахождения стендового комплекса определялся наличием большой охраняемой территории, а также успешной эксплуатацией импульсного реактора ИГР, на котором уже проводились эксперименты по отработке твэлов реакторов ЯРД. Основой объем строительно-монтажных работ был закончен к 1970 году. Стендовый комплекс состоит из двух зон – технической и жилой, где размещены гостиницы, столовая и ряд вспомогательных административно-хозяйственных объектов.

Основные производственные объекты технической зоны:

- реакторное здание;
- центральный пункт управления, сбора и обработки информации;
- комплекс зданий и сооружений газовых и водяных систем;
- здание энергоснабжения;
- здание газификации и компремирования водорода и азота.

В реакторном здании возможно размещение трех исследовательских реакторов. В нем также расположены физическая лаборатория, радиационно-защитная камера, хранилища свежего и отработанного топлива, транспортно-технологическое оборудование и оборудование систем подачи теплоносителей, измерения, контроля и управления.

В центральном пункте управления расположены пульты управления, измерительные и вычислительные комплексы, оборудование системы дозиметрического контроля.

Газовые системы стенда обеспечивают пополнение, хранение и подачу к объектам испытаний газообразных теплоносителей – водорода и азота. Запасы газов хранятся в расположенных в скальной породе на глубине 150 м подземных газгольдерах объемом 910 м³ каждый и в 20 наземных емкостях суммарным объемом 200 м³ при давлении до 35 МПа. Водород (или азот) из газгольдеров (или наземных емкостей) по трубопроводам через системы редуцирования давления и регулирования расхода поступает в распределительные коллекторы и далее на охлаждение объектов испытаний.

На стендовом комплексе сооружена система подачи жидкого водорода, но она не была введена в эксплуатацию и в настоящее время законсервирована. Испытания на стендовом комплексе «Байкал-1» проводились с использованием только газообразного водорода. Выброс водорода производился в атмосферу. На выходе из реакторов водород поджигался для исключения образования в воздухе взрывоопасной смеси.

Азот использовался как теплоноситель при работе реакторов на мощности при испытаниях топлива ЯЭДУ, при длительном расхолаживании реакторов для снятия остаточного энерговыделения, для заполнения взрывоопасных технологических помещений при работе с водородом, а также для выполнения ряда вспомогательных операций в соответствии с регламентом проведения испытаний.

Водяные системы стендового комплекса обеспечивают хранение и подачу воды на охлаждение элементов конструкции исследовательских реакторов и стендового оборудования. Основные характеристики систем подачи теплоносителей приведены в таблице 2.

На стендовом комплексе имеются все необходимые системы для эксплуатации газоохлаждаемых высокотемпературных реакторов:

- системы управления и защиты;
- информационно-измерительные системы;
- системы радиационной, газовой, пожарной безопасности и др.

Безопасность персонала и населения при проведении испытаний обеспечивалась проектным исполнением зданий, сооружений и систем стендового комплекса, контролируемой (радиусом более 50 км) санитарно-защитной зоны, а также соответствующей организацией экспериментов.

СТЕНДОВАЯ БАЗА ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ЯРД

К 1975 году на стендовом комплексе «Байкал-1» была закончена подготовка к энергетическому пуску реактора ИВГ.1. Реактор предназначался для отработки ТВС и модулей активных зон реакторов ЯРД и энерго-двигательных установок различных типов.

Таблица 2. Характеристики газовых и водяных систем стендового комплекса «Байкал-1»

Наименование параметра	Значение параметра
Запас теплоносителей, кг:	
водорода	21 000
азота	350 000
воды	1750 000
Расход теплоносителей, кг/с:	
водорода	25
азота	100
воды	380
Давление подачи теплоносителей, МПа:	
водорода	20
азота	20
воды	5

Реактор ИВГ.1 – исследовательский высокотемпературный газоохлаждаемый гетерогенный корпусной ядерный реактор канального типа на тепловых нейтронах с легководным замедлителем и бериллиевым отражателем нейтронов [3]. Испытываемые ТВС, размещаемые в ячейках активной зоны реактора, охлаждаются газообразным теплоносителем. Внутрикорпусные элементы реактора охлаждаются водой. В реакторе возможно одновременно испытывать ТВС различных модификаций.

7 марта 1975 года состоялся первый энергетический пуск реактора. В активную зону была загружена 31 ТВС ЯРД первого комплекта. Реактор проработал на мощности 40 МВт 5 минут. Температура водорода составила ~1200 К. На этом комплекте ТВС было проведено еще 2 пуска на мощности 150 и 200 МВт. В таблице 3 показана хронология реакторных пусков на стендовом комплексе «Байкал-1».

Таблица 3. Хронология испытаний на стендовом комплексе «Байкал-1»

ИСПЫТАНИЯ ТВС И ПРОТОТИПОВ ЯРД								
1975	1976	1977	1978	1979	1980	1981	1982	1983
*	**			***	**	***	**	**
ИВГ.1 Первая активная зона					ИВГ.1			
					Вторая активная зона			
		***			*			
		ИРГИТ №1			ИРГИТ №2			
ИСПЫТАНИЯ ТОПЛИВА НА РЕЖИМАХ ЯЭДУ								
1983	1984	1985	1986	1987	1988	1989	1990	1991
	****	***	*	*	*****			
	ИВГ.1 Третья активная зона	ИВГ.1						
		Четвертая активная зона						
*****					*****		*****	*****
*	*			****	****	****	*****	****
ИРГИТ №3		РА						

Работы с водородом на реакторе ИВГ.1 продолжались до конца 1988 года. Всего проведено 30 горячих пусков реактора, в том числе с использованием в качестве теплоносителя азота, и все они прошли успешно и безаварийно. В течение этого периода на режимах ЯРД и ЯЭДУ испытано ~200 газоохлаждаемых ТВС различного типа. Полностью активная зона ИВГ.1 менялась 4 раза. Результаты испытаний будут на конференции докладываться, в основном, на секционных заседаниях обобщенные итоговые данные приведены в таблице 4.

Таблица 4. Итоговые результаты испытаний элементов ЯРД и ЯЭДУ на стендовом комплексе «Байкал-1»

Реактор	Наименование основных параметров	Значения параметров	
		Испытания ТВС и прототипов реакторов ЯРД	Испытания топлива на режимах ЯЭДУ
ИВГ.1	Мощность реактора, МВт	155..230	0,3... 190
	Температура теплоносителя на выходе ТВС, К	2600...3100	1200...2900
	Суммарная продолжительность испытаний, с	4000	64000
ИРГИТ №1 и №2	Мощность реактора, МВт	24...64	
	Температура теплоносителя на выходе ТВС, К	1600...2600	
	Суммарная продолжительность испытаний, с	~600	
ИРГИТ №3	Мощность реактора, МВт		0,2
	Температура топлива, К		1300...1700
	Суммарная продолжительность испытаний, с		~0,4·10 ⁶
РА	Мощность реактора, МВт		0,2...0,4
	Температура топлива, К		1200...2000
	Суммарная продолжительность испытаний, с		~17·10 ⁶

Мощность реактора при испытаниях не превышала 230 МВт, расход водорода через реактор достигал 16,5 кг/с, азота – 60 кг/с, температура водорода на выходе ТВС – 3100 К, азота – 2900 К. Продолжительность единичного пуска реактора определялась запасами и расходом газообразных теплоносителей и составляла от 1,5 минут до 4 часов. Суммарное время работы реактора ИВГ.1 и стендового комплекса «Байкал-1» на водороде составило около 23 часов.

В 1988...1990 годах, после прекращения работ по программе создания ЯРД, проведена реконструкция реактора ИВГ.1 с целью создания реакторного комплекса для испытаний ТВС газо- и водоохлаждаемых реакторов в ЦЭК. Топливные элементы, размещенные в каналах ВОТК, охлаждаются водой. Модернизированный реактор ИВГ.1М введен в эксплуатацию 18 декабря 1990 года.

На стендовом комплексе «Байкал-1» проводились также испытания двух реакторов ИРГИТ [4], о которых будет сказано в отдельном докладе. Третий реактор ИРГИТ был переоборудован в стационарный. Созданный на основе его конструкции реактор РА введен в эксплуатацию в 1987 году [5]. В реакторе РА проводятся испытания твэлов и конструкционных материалов реакторов ЯЭДУ на радиационную стойкость в непроточных газовых средах при температуре твэлов до 2000 К, исследуются процессы выхода из топлива продуктов деления, их распространения, осаждения и фильтрации в газовых контурах.

Стендовый комплекс «Байкал-1» является сложным, потенциально опасным техническим объектом. Безаварийность его работы во многом определяется надежностью оборудования и квалификацией персонала. При «горячих» испытаниях реактора ИВГ.1 не было отказов, приводящих к авариям. Неисправности оборудования обнаруживались до пусков при комплексном опробовании стендовых систем на режимах предстоящих испытаний и своевременно устранялись.

Наиболее серьезные отказы за все время испытаний связаны в основном с оборудованием системы подачи водорода. Например, имели место случаи отказа расходных пневмоуправляемых редукторов из-за разрыва трубок разгрузки плунжерных пар. В ноябре 1980 года произошел разрыв корпуса запорного шарового крана, установленного на трубопроводе подачи водорода из подземного газгольдера, – и весь водород (~21000 кг) пришлось сбросить в атмосферу через дренажную систему.

После этого все шаровые краны были заменены. В конструкцию вновь установленных кранов были внесены изменения, повышающие их надежность. В марте 1982 года на режиме расхолаживания реактора ИВГ.1 произошел разрыв оболочки одного из подземных газгольдеров с водородом. В настоящее время газгольдер не эксплуатируется.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

После прекращения работ по программе создания ЯРД на испытательной стендовой базе осталось около 80 не испытывавшихся газоохлаждаемых ТВС (в том числе двух активных зон реактора ИВГ.1), разработанных и изготовленных НИИ НПО «Луч». Оборудование стендовых комплексов, необходимое для обеспечения испытаний, поддерживается в работоспособном состоянии. На стендовых комплексах работают специалисты, в большинстве своем участвовавшие в проведении испытаний газоохлаждаемых ТВС и исследовательских реакторах. Вероятно, на сегодняшний день стендовая база ОЭ НПО «Луч» является единственным в мире экспериментальным комплексом, где возможно без значительных финансовых и временных затрат проведение испытаний элементов реакторов ЯРД.

Возобновление работ по созданию ЯРД в США в рамках программы «Космическая исследовательская инициатива» для обеспечения полета к Луне и Марсу, с планируемым участием в этих работах специалистов России и Казахстана, даст возможность реально рассматривать стендовую базу НПО «Луч» как наиболее подходящее с технической и экономической точек зрения место для наземной отработки реактора ЯРД.

ЛИТЕРАТУРА

1. Доклад Р-322а на III Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии. – Атомная энергия, 1964, т. 17, вып. 6, с. 463-474.
2. Павшук В.А., Талызин В.М. Динамические испытания твэлов и ТВС реакторов ЯРД на реконструированном реакторе ИГР. – Доклад на отраслевой юбилейной конференции «Ядерная энергетика в космосе», Обнинск, 1990.
3. Исаев П.А., Уласевич В. К., Пономарев-Степной Н.Н., Талызин В.М., Дьяков Е.К., Федик И.И. Реактор ИВГ.1 для отработки элементов ЯРД и ЯЭДУ. – Доклад на отраслевой юбилейной конференции «Ядерная энергетика в космосе», Обнинск, 1990.
4. Коновалов В.А., Конюхов Г.В., Семенов В.Ф. Исследовательский реактор для групповых испытаний тепловыделяющих элементов. – Доклад на отраслевой юбилейной конференции «Ядерная энергетика в космосе», Обнинск, 1990.
5. Adamov E.O., Smetannikov V.P., Perekhozhev V.I., Tokarev V.I., Tikhvatulin S.T., Pivovarov O.S. Reactor test facilities for irradiation NPPP fuel compositions, materials and components. – Proceedings of the ninth symposium on space nuclear power systems. Albuquerque, NM, 1992, Part 3, p. 1060-1066.

[III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 1, докл. №ПЗ](#)

РЕЗУЛЬТАТЫ РАЗРАБОТКИ И ИСПЫТАНИЙ ТВС АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРОВ ЯРД

*Денискин В.П., Дьяков Е.К., Нежевенко Л.Б., Паршин Н.Я., Подладчиков Ю.Н.,
Попов Е.Б., Федик И.И. (НИИ НПО «Луч»), Пивоваров О.С., Тухватулин Ш.Т.,
Черепнин Ю.С. (ОЭ НПО «Луч»), Павшук В.А., Талызин В.М. (РНЦ КИ),
Сметанников В.П., Уласевич В.К. (НИКИЭТ)*

Ключевые слова: твэл, тепловыделяющая сборка, ядерный ракетный двигатель, теплоноситель, замедлитель, конструкционные материалы, испытания, профилирование.

Настоящий доклад представлен от большой кооперации разработчиков, технологов и испытателей, работающих на протяжении 30 лет над созданием реактора для ЯРД. В разработку технологии и методов испытаний элементов активных зон большой вклад внесли ученые, инженеры и рабочие НПО «Луч» (в том числе НИИ, Опытного завода и Объединенной экспедиции НПО «Луч»). Немалые заслуги в этом РНЦ «Курчатовский институт» и ведущих коллективов отрасли: НИКИЭТ, ФЭИ и других.

Удовлетворение основным требованиям при разработке ЯРД (минимальность веса, высокие температуры и ограничения по ядерно-физическим характеристикам) сузило круг возможных материалов для элементов и узлов реактора ЯРД до трех групп:

- тугоплавкие материалы;
- композиции на основе графита;
- карбидные и нитридные соединения на основе тугоплавких металлов.

Требования к надежности двигателя и высокая стоимость его отработки и изготовления определили идею модульного варианта реактора, состоящего из отдельных тепловыделяющих сборок. Эта концепция позволила вести большую часть отработки элементов реактора, минуя натурные реакторные испытания и используя электрический нагрев, плазмотроны, испытания элементов в исследовательских реакторах

Специфичность режимов эксплуатации активных зон реакторов ЯРД, и прежде всего ТВС, обусловлена уровнем гомологической температуры (отношением температуры состояния материала к его температуре плавления). В ТВС реакторов ЯРД она превышает 0,9. При этой температуре чрезвычайно интенсифицируются буквально все диффузионные, массообменные и прочие процессы, велика подвижность структуры материалов.

В процессе работы ЯРД материал высокотемпературных элементов непрерывно меняется, и ресурс ЯРД ограничивается жизненным циклом составляющих его материалов.

Из трех групп возможных материалов для ТВС ЯРД была выбрана керамическая группа – карбидные и карбонитридные композиции. Они стали главными материалами всех узлов ТВС – твэлов, теплоизоляции силовых элементов конструкции, сопел.

В качестве основы были выбраны карбиды циркония, ниобия и твердые растворы карбидов этих металлов. Исследования показали, что эти материалы относительно инертны к водороду, а отдельные составы – и к азоту, до температур, превышающих 3000 К.

Варьированием состава, структуры и физического состояния была получена керамика с широким спектром свойств, обеспечивающим потребности практически всех высокотемпературных элементов конструкции ЯРД.

Так, керамика для теплоизоляции выполняется пористой, в отдельных вариантах с долей заполнения объема карбидом не более 10 %. Созданы и исследованы пористые структуры различных типов – ячеистые, волоконные, капиллярные, губчатые, слоистые и т.п. Комбинации плотных и пористых карбидов, карбидов и графитов позволили получить конструктивно прочную теплоизоляцию со средним уровнем теплопроводности не выше 2-3 Вт/(м·К) в рабочем диапазоне температур ТВС реактора ЯРД.

Оптимизация отношения Zr и Nb в твердом растворе их карбидов, легирование этого карбида небольшими добавками других тугоплавких элементов позволили создать опорные силовые и сопловые конструкции, не подверженные ощутимым пластическим деформациям при температурах порядка 3000 К. Так, ползучесть (крип) созданной керамики не превышает 0,5 % в час при одноосном сжатии ее усилием в ~ 1 кг/мм².

Топливные композиции являются двух- или трехкомпонентными твердыми растворами карбидов урана, циркония и ниобия. Исследования, термические и реакторные, показали, что состав композиций должен быть довольно жестко связан с предполагаемой температурой эксплуатации. Непременным, среди ряда причин, условием этого согласования является недопущение появления в топливной фазе высших карбидов и нитридов урана.

С целью получения топливной керамики повышенной термостойкости создан новый класс материалов – карбидографит, несколько схожий по строению с чугуном: оба эти материала содержат в своей структуре зерна свободного углерода. Наилучшие составы карбидографитов позволили осуществлять энергоусъем удельной мощности до значения 70 МВт/л.

Использование керамических материалов предполагает гетерогенность активной зоны. Мало-реальна компоновка крупных ансамблей из мелких керамических деталей. Оптимальной становится разработка относительно небольших ТВС с характерным поперечным размером активной части порядка 50 мм. И если реактор работает не на быстрых нейтронах, то ТВС с керамическими твэлами необходимо дополнять эффективным замедлителем. В нашей программе в качестве основного материала замедлителя использовался гидрид циркония. Как уже упоминалось ранее, в основу идеологии разработки реактора ЯРД был положен принцип модульности исполнения отдельных узлов реактора активной зоны, позволяющий проводить их обработку поэлементно, и только на последних стадиях разработки – в составе реактора в целом.

Реализованная база конструкции ТВС реакторов ЯРД представляют собой цилиндрический корпус, в котором размещается упорядоченный набор, не скрепленных между собой керамических деталей – активный блок ТВС и который зафиксирован соплом-опорой на выходе и упругим элементом на входе.

Основным элементом активного блока являются нагревные секции из стержневых спиралевидных пластинчатых твэлов с размером поперечного сечения по окружности 2 мм. Такой профиль, по результатам многопараметрического анализа, оказался оптимальным. Применение стержневых твэлов сложного фасонного профиля позволило иметь развитую поверхность теплообмена и обеспечить возможность интенсивного перемешивания теплоносителя между сообщающимися ячейками в тракте ТВС.

Нагревные секции размещены в цилиндрическом канале, образованном многослойной теплоизоляцией корпуса.

Твэлы во всех нагревных секциях однотипны по геометрии, но разнородны по составу материала. При относительно умеренных температурах оптимален двойной твердый раствор карбидов U и Zr с высоким содержанием урана. Для зоны максимальных температур используется тройной карбид U, Zr и Nb, в зоне максимальных плотностей тепловыделения предпочтительны карбидографиты.

В процессе разработки ТВС реализован метод асимметричного профилирования. В нагревных секциях ТВС были использованы твэлы с различным содержанием урана в них, а расстановка в поперечном сечении была осуществлена таким образом, чтобы локальные отклонения от средней по сечению температуры были минимально возможны.

Разработанный способ профилирования с помощью содержания урана в твэлах по заданному критерию позволил существенно (в 3-4 раза) уменьшить неравномерность температур в поперечном сечении ТВС, что в свою очередь позволило повысить уровень среднемассовой температуры на 300-400 К по сравнению с осесимметричным профилированием.

В процессе разработки ТВС было найдено также решение об удачной компоновке слоев теплоизоляционного пакета (ТИП) из плотных пористых материалов из карбидов и графитов, позволяющее получить прочный ТИП для ТВС с эффективной теплопроводностью не выше 3 Вт/(м·К) во всем диапазоне рабочих температур.

Во всех керамических конструкциях максимально использован принцип секционирования узла путем внесения в его объем свободных от напряжений поверхностей сочленения. Упорядоченность этому набору придает корпус, он же исключает возможность радиальных смещений как самих элементов керамической конструкции, так и ее осколочных фрагментов в случае их возникновения. Одновременно все элементы под действием осевой нагрузки, создаваемой упругим устройством на входе ТВС, так и перепадом давления водорода по активному тракту ТВС, фиксируются в осевом направлении. Все это в комплексе обеспечивает геометрическую стабильность конструкции ТВС и, как следствие, малую изменчивость ее теплофизических и газодинамических параметров.

Аналогичным способом была решена проблема термпрочности гидридного замедлителя. Исполнение гидридного замедлителя подобно керамическим твэлам, в виде набора стержней, но с иным по отношению к твэлам поперечным сечением и большими размерами, позволили полностью снять проблему термо- и вибропрочности этого керамического узла.

В процессе разработки ТВС и реактора ЯРД в целом были определены и измерены неизвестные ранее или слабо изученные термпрочностные, структурные и теплофизические характеристики большого количества реакторных материалов и топливных композиций из них, изучены эффекты радиационного воздействия на топливные и конструкционные материалы ТВС и активных зон реактора ЯРД.

В ходе предреакторной поэлементной отработки узлов ТВС и реактора был проведен большой объем газодинамических, термомеханических и петлевых испытаний. Результаты исследований позволили оптимизировать конструкторские и технологические решения, положенные в основу разработки ТВС и реактора. Окончательное подтверждение работоспособности было получено при испытаниях в натуральных условиях на установках ОЭ НПО «Луч».

На основании изложенных концепций было создано более десяти модификаций ТВС и модулей активных зон из керамических материалов. Всего изготовлено около 300 ТВС. Основная (базовая) конструкция керамической ТВС продемонстрировала высокую работоспособность даже при появлении значительной дефектности в ее узлах. Так, например, ряд тепловыделяющих сборок проработал безотказно в течение 3000 с с частично разрушенной теплоизоляцией, стенкой корпуса ТВС и частично разрушенными (превращенной в осколки различной длины) твэлами. При этом реакторные испытания были прекращены не вследствие отказа этих ТВС, а по программе. Эти разработки обеспечили возможность нагрева чистого водорода до температуры 3000 К в течение ~4000 с. Послепусковое состояние ряда ТВС не всегда отвечало прогнозируемому. Тем не менее ни один из примерно тысячи выводов ТВС на мощность не был прекращен из-за ее отказа.

В целом можно сделать заключение, что разработаны материалы, технология и конструкция ТВС и активных зон реакторов, способных обеспечивать нагрев водорода до температур не ниже 3000 К при плотности энерговыделения ~20 кВт/см³ и ресурсом работы до одного часа.

[III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 1, докл. №1.2](#)

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНО-РАСЧЕТНАЯ МОДЕЛЬ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПОЛЕЙ ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ В ТВС ПРОТОТИПОВ РЕАКТОРОВ ЯРД

Беляков В.В., Котов В.М., Черепнин Ю.С., Чертков Ю.Б. (ОЭ НПО «Луч»)

Ключевые слова: тепловыделяющая сборка (ТВС), ядерный ракетный двигатель (ЯРД), активная зона, твэл, энерговыделение, распределение, измерение, восстановление.

Исследование полей энерговыделения по объему реактора и входящих в состав его активной зоны тепловыделяющих сборок представляет собой один из этапов физических исследований. Эта задача особенно актуальна для реакторов ИВГ.1 и ИРГИТ, несерийных энергетических установок – прототипов реакторов ЯРД.

Основной принцип методик измерения распределения энерговыделения по объему тепловыделяющих сборок и активной зоны реактора заключается в активации (облучении) измерительных твэлов и других детекторов на небольших уровнях мощности реактора с последующим измерением наведенной в них гамма-активности, обусловленной радиоактивными продуктами деления и продуктами активации.

Для измерения распределений энерговыделения по объему тепловыделяющих сборок используются физические макеты штатных технологических каналов (ТК). Материальный состав макетов на уровне активной зоны точно соответствует материалному составу исследуемых ТК. В отличие от последних их можно разбирать и устанавливать в них активационные детекторы и измерительные твэлы. Образующиеся при облучении продукты деления распределены в материалах макетов пропорционально плотности числа делений урана-235, определяющего процесс энерговыделения. Измерение гамма-активности облученных твэлов, активационных детекторов и всей ТВС в целом позволяет оценить энерговыделение по объему исследуемых каналов и активной зоне исследуемого реактора. Для увеличения точности определения энерговыделения используются твэлы, предварительно калиброванные на содержание урана-235.

В качестве детекторов гамма-излучения используются кристаллы NaI(Tl). Регистрация излучения проводится в энергетическом диапазоне 0,3...2,0 МэВ двумя работающими одновременно независимыми датчиками.

Конструкционные особенности реакторов и тепловыделяющих сборок позволяют разделить (и по отдельности провести измерения) задачу исследования распределения энерговыделения по объему ТВС на две относительно независимые задачи: по определению распределения в плоскости поперечного сечения и по высоте ТВС.

При проведении измерений различают абсолютное энерговыделение в отдельных твэлах по числу произошедших в исследуемом твэле делений за облучение и относительное энерговыделение по объему ТВС и реактора.

Наиболее достоверные результаты достигаются при измерении всех твэлов, входящих в исследуемые нагревные секции ТВС. Но такие измерения выполняются крайне редко из-за больших затрат рабочего времени и заметных радиационных нагрузок на персонал. Поэтому чаще при исследовании энерговыделений применяется вариант, когда измеряется только часть облученных в составе исследуемой ТВС твэлов, а значения энерговыделений в остальных твэлах восстанавливается с использованием различных численных методов.

В процессе развития методов восстановления поля энерговыделения по сечению нагревных секций были опробованы и успешно применялись разные методы обработки результатов измерений. Наиболее простым и часто применяемым является метод, позволяющий аппроксимировать измеренные двумерные распределения энерговыделения по сечению ТВС степенным полиномом (методом наименьших квадратов) и восстанавливать с его помощью энерговыделение в остальных твэлах. В настоящее время успешно применяются следующие модификации этого метода:

– полиномиальная двумерная аппроксимация с выбором числа и вида степенных функций;

– двумерная аппроксимация с использованием функций, физическая сущность которых близка к рассматриваемым явлениям.

Используется и регрессионный анализ полученного экспериментального распределения энерговыделения с поиском функций, наиболее точно описывающих исследуемое распределение.

Точность восстановленных с помощью данных методик распределений энерговыделения зависит от количества и способа размещения узловых экспериментальных точек, вида и количества аппроксимирующих функций и погрешностей измерений гамма-активности твэлов.

Поля энерговыделения в ТВС технологических каналов формирует, в основном, поток тепловых нейтронов, распределение которого можно определить при решении уравнения переноса нейтронов (в диффузионном или P1 приближении). Поэтому была предложена методика и разработана расчетная программа, позволяющая восстанавливать распределение энерговыделения по сечению исследуемых ТВС с помощью итерационного решения данного уравнения. Энерговыделения в измерительных твэлах, располагающихся в этом случае в основном по периферии и частично в центре ТВС, являются граничными условиями при его решении.

Используемые методы позволяют восстанавливать поле энерговыделения в нагревной секции, измеряя лишь 10-15 % твэлов, составляющих эту секцию.

При определении высотной составляющей поля энерговыделения используются два метода измерений:

– метод, основанный на измерении нескольких «ниток» твэлов (твэлов, расположенных по одной оси во всех нагревных секциях ТВС) с усреднением полученных результатов (при этом каждый измеряемый твэл разрезался на 5-10 частей);

– метод, основанный на измерении интенсивности гамма-излучения, прошедшего через окно коллиматора, при продвижении мимо этого окна облученной ТВС (ось окна коллиматора при этом перпендикулярна оси ТВС).

При использовании второго метода следует иметь в виду, что интенсивность счета детектора гамма-излучения для каждой точки измерения определяется активностью продуктов деления не только в участке ТВС, находящемся напротив окна коллиматора, но и активностью этих продуктов в соседних с ним участках. Для восстановления детального распределения активности продуктов деления и, соответственно, плотности числа делений по высоте ТВС по измеренным значениям интенсивности гамма-излучения решается интегральное уравнение Фредгольма. Решение производится методом обращения данного уравнения с помощью представления ядра уравнения в виде матрицы определяемых экспериментально коэффициентов вклада. Этот метод позволяет определять высотное распределение энерговыделения в технологических каналах без их разборки. Для исключения влияния на измеряемое высотное распределение азимутальных неравномерностей энерговыделения производятся двух- или трехкратные измерения по этому методу с поворотом измеряемого канала на 120-180 градусов с сохранением ориентации его оси и дальнейшим усреднением полученных результатов.

Высокая разрешающая способность метода вкладов при гамма-сканировании каналов позволяет определять локальные эффекты, связанные с распределением топлива в ТК, с точностью до нескольких миллиметров. Модификации этого метода могут применяться при неразрушающем контроле целостности технологических каналов и их опорных решеток.

Штатные концентрации (содержания) урана-235 в твэлах штатных технологических каналов, как правило, несколько отличаются друг от друга и от макетов этих каналов. Поэтому по полученным относительным распределениям по высоте и поперечному сечению физических макетов восстанавливается существующее в них распределение удельного (на грамм урана-235) энерговыделения. Реальные распределения энерговыделений в штатных каналах реактора восстанавливаются по известным профилированию и содержанию урана-235 в зонах профилирования в этих каналах.

Измерения абсолютных энерговыделений в отдельных твэлах физических макетов производится с помощью разных методов: радиохимического и спектрометрического (по измерению абсолютного содержания отдельных изотопов-продуктов деления при анализе гамма-спектров продуктов деления), по измерению абсолютного потока тепловых и быстрых нейтронов с помощью золотых фольг. Результаты этих измерений и известные относительные распределения позволяют восстановить абсолютное энерговыделение в исследуемых штатных технологических каналах и по всему реактору в целом.

[III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 1, докл. №2.10](#)

ДИАГНОСТИКА СОСТОЯНИЯ ТВС ЯРД ПРИ ПРОВЕДЕНИИ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ

Беляков В.В., Колодешников А.А., Тарасов В.И. (ОЭ НПО «Луч»)

Ключевые слова: ядерный ракетный двигатель, тепловыделяющая сборка, твэл, опорная решетка, реакторные испытания, диагностика, газодинамический контроль, гамма-сканирование, разделка, анализ состояния.

На стендовом комплексе «Байкал-1» в реакторе ИВГ.1 проведены ресурсные испытания ТВС реактора ЯРД. Конструктивно каждая тепловыделяющая сборка состоит из таких основных узлов, как нагревная секция, теплоизоляционный пакет, корпус, входной и опорно-выхлопной блоки. Нагревная секция набрана из твэлов стержневого типа. Теплоизоляционный пакет содержит несколько слоев коаксиально расположенных обойм. Основным материалом деталей ТВС являются карбиды циркония, ниобия и твердые растворы карбидов этих металлов.

При испытаниях ТВС в реакторе ИВГ.1 реализованы следующие основные параметры:

мощность ТВС, МВт.....до 5,6;
температура на выходе из нагревной секции, Кдо 3100;
суммарное время наработки на номинальных параметрах, с..... до 4000;
число нагруженийдо 12.

На стадии предреакторных испытаний и кратковременных испытаний ТВС в реакторе ИГР было показано, что столь жесткие, практически предельные условия испытания неизбежно приведут к деградации конструкции ТВС, ее элементов.

Первые же натурные реакторные испытания подтвердили это. В деталях ТВС появились отдельные трещины и сколы.

Данные дефекты, влияющие и на теплогидравлические характеристики ТВС, с увеличением времени наработки и числа нагружений в целом прогрессировали.

В связи с этим вопросы диагностики и прогнозирования состояния ТВС в процессе многоцикловых ресурсных испытаний являлись одной из важных и актуальных задач, в том числе и с точки зрения безопасности проведения самих испытаний.

Многие традиционные методы диагностики трудно применимы к ТВС из-за специфики режимов испытания (интенсивные поля излучения, высокие температуры) и конструкции (множество мелких деталей, плотная упаковка).

В данной работе предложен комплекс методик, позволяющий оценить состояние ТВС в процессе реакторных испытаний и послереакторных исследований. Комплекс включает в себя:

- газодинамический контроль в процессе реакторных испытаний;
- измерения гамма-активности по внешней поверхности корпуса и торца ТВС;
- разделку ТВС с последующей дефектацией и исследованием изменения характеристик деталей и материалов.

Первые два метода являются неразрушающими и позволяют выявить наличие отклонений, причем достаточно существенных, в конструкции ТВС и предварительно оценить тип этого дефекта.

Что касается разделки ТВС, то она, предполагая подетальную разборку изделия и последующую ее дефектацию, позволяет получить практически полную картину послепускового состояния ТВС.

Рассмотрим суть газодинамического метода. Газодинамические испытания подразделяются на входные и межпусковые. Задача этих испытаний – определение гидравлических характеристик проточной части ТВС с целью их использования для прогнозирования параметров на «горячих» испытаниях и анализа изменения состояния проточной части ТВС в процессе этих испытаний.

Входные аттестационные испытания проводятся на контрольно-испытательном стенде, а межпусковые – в реакторе. Они включают в себя продувку трактов азотом на режимах, моделирующих режимы работы ТВС на «горячих» испытаниях. В качестве критерия моделирования используется

критерий Рейнольдса. Расход азота с погрешностью не более 3 % измеряется с помощью сопел и диафрагм, работающих в режиме критического истечения газа. Температура азота при проведении испытаний поддерживается постоянной на уровне (290 ± 10) К. Давления и перепады давлений азота на режимах измеряются с помощью образцовых средств измерения. По результатам продувок определяются коэффициенты гидравлического сопротивления (КГС) различных участков тракта, расходные характеристики этих трактов, коэффициенты расхода сопел, сравнение которых с результатами предыдущих газодинамических испытаний позволяет контролировать состояние проточной части ТВС.

Использование данной методики для диагностики состояния ТВС можно продемонстрировать на двух наиболее ярких примерах.

При проведении ресурсных испытаний ТВС от пуска к пуску в некоторых сборках изменялись гидравлическое сопротивление входных нагревных секций и характеристики тракта охлаждения ТВС. Изменение КГС в первых секциях могло произойти за счет уменьшения сечения газового тракта, предположительно из-за поломок стержневых твэлов и дезориентации осколков, а изменение гидравлических характеристик тракта охлаждения – из-за перетечек газа вследствие разгерметизации корпуса. Разделкой ТВС, имеющей подобные отклонения, впоследствии было подтверждено наличие поломок стержневых твэлов в первых НС и разгерметизации корпуса ТВС.

Второй метод предполагает сканирующие измерения гамма-активности как по внешней поверхности корпуса ТВС, так и по ее верхнему торцу. В первом случае определяют высотные и азимутальные распределения энерговыделения и локальные эффекты, связанные с перераспределением топлива.

Для восстановления распределения активности по топливной зоне ТВС разработан метод вкладов, позволяющий определять локальные эффекты перераспределения топлива с точностью до нескольких миллиметров.

Сканирование верхнего торца ТВС позволяет оценить состояние опорной решетки изделия. Действительно, находясь между детектором и топливной сборкой, она является некоторым барьером на пути гамма-квантов. При частичном разрушении опорной решетки в виде сквозных трещин, выкрашивания (уноса) материала, спекания и т.д. происходит изменение интенсивности гамма-излучения на выходе из ТВС, что и фиксируется коллимированным детектором.

Натекание в детектор гамма-квантов от других ТВС учитывается, как и в первом случае, коэффициентами вклада. При проведении гамма-сканирования торцев ТВС после очередного пуска в одной из ТВС реактора было зафиксировано 15 % превышение интенсивности гамма-излучения над расчетным значением. Последующая разделка данной ТВС, подтвердила наличие выкрашивания материала решетки в ее центральной части.

Более детальное изучение влияния различных дефектов решетки на изменение интенсивности гамма-излучения позволили оценить границы применимости метода вплоть до идентификации дефектов.

Методика разделки ТВС основывается на расчленении изделия на отдельные узлы по поверхностям их раздела с последующей поэлементной разборкой каждого узла. Выбор данного способа обусловлен конструкцией ТВС, состоящей из отдельных функциональных узлов, и простотой их сочленения.

Разделка ТВС проводится в горячей камере и защитных боксах. Суть ее заключается в следующем. ТВС в вертикальном (рабочем) положении дистанционно подается в горячую камеру. Проводится разметка расположения узлов в местах стыковки блока нагревных секций с входным и выхлопным блоками, последовательно разрезается металлический корпус, и в вертикальном положении отстыковывается сначала один, а затем второй блоки. Далее в горизонтальном положении из корпуса и теплоизоляционного пакета выталкивается блок нагревных секций.

Затем входной и выхлопной блоки и теплоизоляционный пакет перемещаются в защитный бокс, где и происходит их подетальная разборка с применением систем поршней и оправок, исключая появление новых дефектов.

Извлечение НС из корпуса с теплоизоляцией проводят на специальном стапеле, снабженном гидротолкателем, приемным устройством и регулируемым по высоте ложементами. Нагревные секции вместе с гильзами, которые являются как бы контейнерами для них, при помощи полых самоцен-

трирующихся поршней переталкиваются в приемные цилиндры. По мере выдвижения возможна по-секционная расстыковка.

Данные технологические операции, при их кажущейся простоте, требуют тщательной подготовки как с точки зрения нормирования усилия выталкивания, так и взаимоцентрировки изделия и приспособлений.

Далее более подробно рассмотрим разборку нагревных секций как наиболее сложного узла ТВС.

Нагревная секция состоит из упорядоченного набора стержневых твэлов и полуцилиндрических заполнителей. Характерные размеры твэлов – диаметр 2,2 мм, длина – 100 мм. Количество твэлов в НС, а следовательно, и ее диаметр, зависит от типа ТВС.

Базовым приспособлением для разборки НС является пенал, набранный из пластин, имеющих общие направляющие втулки и центральное отверстие, диаметр и глубина которого соразмерны соответствующим размерам нагревной секции. Пластины оснащены специальными пазами для захватывающих устройств.

Разборка НС с использованием данного приспособления проводится в следующей последовательности. Нагревная секция подается в центральное отверстие пенала таким образом, чтобы одна из граней секции была параллельна плоскостям пластин пенала. В этом случае каждому слою твэлов соответствует отдельная пластина, толщина которой равна высоте слоя твэлов. В дальнейшем с использованием захватных устройств, трафаретов с липкой прозрачной пленкой нагревная секция разбирается на слои твэлов, причем каждый слой перед снятием осматривается и фотографируется.

Приведение разобранного пенала в рабочее состояние проводится в обратной по отношению к разборке последовательности.

Следует отметить, что в зависимости от задач, решаемых разделкой, возможны и другие варианты разделки как ТВС, так и отдельных секций.

Перед поэлементной разборкой узлов ТВС важно знать не только его дефектность, но и характер дефектов, их взаиморасположение. С этой целью также разработаны методы их диагностирования. Например, для определения состояния НС разработан оптический метод контроля. Суть его заключается в сравнении отображений исследуемой и эталонной НС, полученной путем пропускания однородного пучка света через секцию. Аналогично контролируется и состояние проточной части опорной решетки.

Таким образом, проводя газодинамические испытания и гамма-сканирование торцев, определяют общее состояние всех изделий, составляющих активную зону реактора. Затем выбираются и разделяются каналы-свидетели для более детального исследования их состояния. По результатам сопоставления полученных данных с данными газодинамических испытаний оценивают состояние активной зоны и вносят корректировки в последующие режимы испытаний.

Планомерное исследование каналов в межпусковой период, включая разделку, позволяет выявить также и динамику изменения дефектов, что дает возможность спрогнозировать изменение состояния ТВС при последующих пусках.

Однако без знания изменения характеристик отдельных элементов, свойств материалов, из которых они сделаны, картина состояния ТВС была бы явно неполной. Данные вопросы являются предметом другого доклада, поэтому здесь не рассматриваются.

На основании результатов, полученных с использованием вышеописанных методик, проведен анализ состояния активной зоны в процессе ресурсной серии испытаний. Выявлены и описаны основные дефекты, возникшие в ТВС: разгерметизация корпуса, повышенная дефектность первых НС, формоизменение твэлов последних НС, вымывание материала теплоизоляции.

[III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 2, докл. №3.2](#)

ТЕХНОЛОГИЯ ПОДГОТОВКИ И ПРОВЕДЕНИЯ ИСПЫТАНИЙ ТВС И АКТИВНЫХ ЗОН РЕАКТОРОВ ЯРД НА СТЕНДОВОМ КОМПЛЕКСЕ «БАЙКАЛ-1»

Ганжа В.В., Зеленский Д.И., Кадников В.П., Колодешников А.А., Пивоваров О.С., Тухватулин Ш.Т., Щербатюк В.М. (ОЭ НПО «Луч»)

Ключевые слова: ядерный ракетный двигатель, высокотемпературный газоохлаждаемый ядерный реактор, испытательный стендовый комплекс, реакторные испытания ТВС ЯРД, водород, комплексные пуско-наладочные работы, физический пуск, физические исследования.

Испытания ТВС и активных зон реакторов ЯРД на стендовом комплексе «Байкал-1» проводились в исследовательских реакторах ИВГ.1 и ИРГИТ. Работы по подготовке и проведению испытаний подразделялись на ряд этапов, основными из которых являлись следующие:

1. Аттестационные газодинамические испытания ТК, содержащих ТВС, проводившиеся перед их загрузкой в реактор и после каждого пуска реактора.
2. Физический пуск или физические исследования активных зон реакторов.
3. Комплексные пуско-наладочные работы на системах стендового комплекса на модельном газе – азоте, а затем на водороде, в том числе отработка систем автоматического регулирования на газодинамической и аналоговой моделях и имитация отказов отдельных элементов.
4. Расчетно-экспериментальный анализ условий обеспечения безопасности испытаний (для отдельного пуска или серии однотипных пусков).
5. «Холодный» пуск реакторной установки с реализацией режимов работы стендовых систем в соответствии с диаграммой очередного пуска и выводом реактора на мощность до 1,0 МВт.
6. Энергетический или контрольный пуск реакторной установки при мощности реактора и температуре водорода на выходе ТВС, достаточных для экспериментального определения соотношений между нейтронно-физическими и теплотехническими параметрами активной зоны.
7. Исследовательские пуски реакторной установки с реализацией заданных параметров испытаний ТВС. По таким пускам осуществлялся зачет суммарной наработки испытываемых ТВС.

Все вышеперечисленные этапы были посвящены решению трех основных задач:

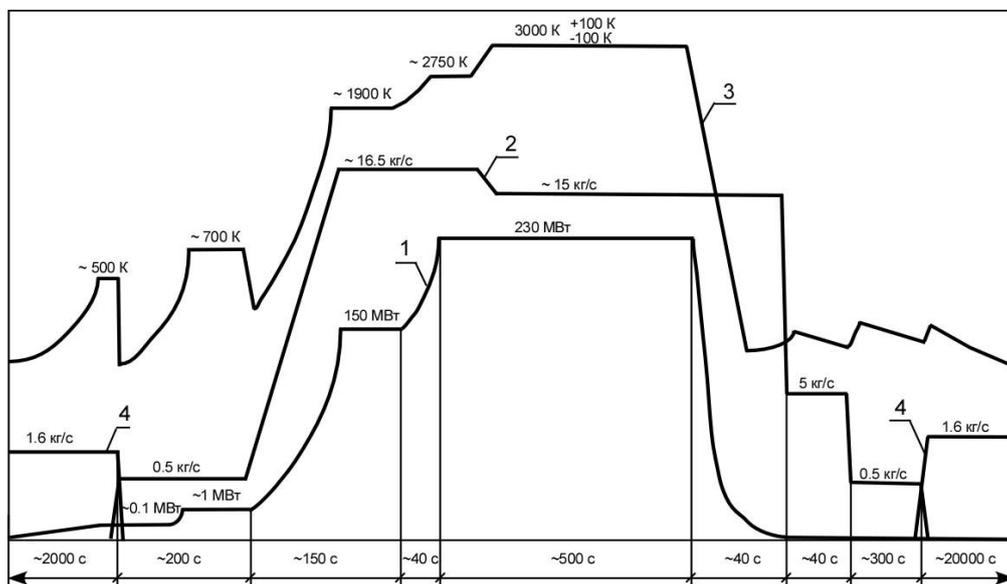
- реализации и контролю заданных параметров испытаний, в частности, температурного режима работы ТВС;
- получению достоверной информации о параметрах и состоянии объектов испытаний при отказах средств прямых измерений;
- обеспечению безопасности испытаний.

В настоящем докладе рассмотрена, главным образом, первая задача, а остальные две рассмотрены в отдельных докладах. Исследовательские пуски реакторных установок ИВГ.1 и ИРГИТ проводились по типовым диаграммам со ступенчатым изменением мощности реактора и расхода теплоносителя, при этом на каждом режиме проводилась оперативная оценка соответствия текущих параметров испытаний заданным. Количество стационарных уровней мощности и расхода определялось исходя из следующих соображений:

- на любом стационарном и переходном режимах параметры систем, реактора и испытываемых ТВС должны находиться в области, ограниченной пределами безопасной эксплуатации;
- на всех режимах должны быть обеспечены надежный контроль и управление параметрами ТВС, реактора и стендовых систем с учетом технических характеристик систем измерения, контроля, управления и подачи теплоносителей;
- на всех режимах должна быть обеспечена безопасность испытаний;
- последовательность реализуемых промежуточных режимов должна гарантированно обеспечить достижение заданных номинальных параметров испытаний;
- суммарные затраты водорода на охлаждение активной зоны на вспомогательных режимах пуска должны быть минимальны для обеспечения максимальной продолжительности номинального режима.

Типовая диаграмма пуска реактора ИВГ.1 приведена на рисунке 1. При выводе реактора из подкритического состояния на первый стационарный уровень мощности $\sim 0,1$ МВт и на режиме длительного расхолаживания активная зона охлаждалась азотом, на всех остальных режимах – водородом.

Особенностью испытаний, во многом определяющей методику их подготовки и проведения, являлось то, что достигаемая температура водорода на выходе ТВС на 300...500 К превышала предел работоспособности установленных в ТВС штатных термоэлектрических термометров. В связи с этим особое внимание было уделено реализации и контролю двух определяющих температуру параметров расхода водорода через ТВС и мощности ТВС.



1 – мощность реактора; 2 – расход водорода через реактор; 3 – температура теплоносителя на выходе ТВС; 4 – расход азота через реактор.

Рис. 1. Типовая диаграмма пусков реактора ИВГ.1

Водород на охлаждение технологических каналов подавался от общего коллектора по индивидуальным трубопроводам с установленными в них регуляторами расхода – сверхзвуковыми соплами с профилированным подвижным центральным телом. Таким образом, суммарный расход газообразного водорода через ТК определялся давлением водорода в коллекторе и суммарной площадью проходного сечения сверхзвуковых сопел. Изменение и поддержание давления газа в распределительном коллекторе осуществлялось разработанной системой регулирования, которая позволила достигнуть точности реализации и повторяемости диаграммы давления теплоносителя в коллекторе с отклонениями не более ± 1 % от заданной на стационарных и не более ± 6 % – на переходных режимах.

Задание и контроль расхода теплоносителя осуществлялись с помощью набора специально разработанных калиброванных критических сопел различной конструкции, установленных в ТК и в трубопроводах подачи теплоносителя.

Содержащие ТВС ЯРД технологические каналы имели два параллельных тракта охлаждения – тракт охлаждения нагревных секций (твэлов) и кольцевой тракт охлаждения корпуса ТВС, образованный наружной поверхностью корпуса ТВС и внутренней поверхностью корпуса ТК. На выходе обоих трактов установлены штатные критические сопла. Для задания неизменного соотношения расходов теплоносителя по трактам независимо от температурного режима работы ТВС и возможного изменения гидравлических характеристик трактов охлаждения (из-за возникающей в ТВС в ходе испытаний дефектности) на входе каждого тракта были установлены щелевые сверхзвуковые сопла.

Все типы сопел профилировались таким образом, чтобы обеспечивался критический режим истечения газа при отношении давления за соплом к давлению перед соплом до 0,85...0,92. Для калибровки всех применявшихся сопел был разработан специальный расходомерный стенд, состоящий из

набора последовательно установленных стандартных расходомеров переменного давления и критических расходомеров. На расходомерном стенде проведены исследования влияния свойств реального газа на процесс критического истечения газа через сопло, определены рабочие зависимости для расчета критического расхода.

Реализация диаграммы мощности реактора на всех режимах, начиная с контрольного уровня, осуществлялась с помощью автоматических регуляторов, позволивших обеспечить точность реализации и повторяемость диаграммы изменения мощности с отклонениями не более ± 1 % от заданной на стационарных и не более ± 6 % – на переходных режимах.

В процессе подготовительных этапов, перечисленных выше, отрабатывались поэлементно и в комплексе на моделях и натуральных объектах все участки диаграммы пуска, наиболее ответственным из которых являлся режим синхронного увеличения мощности реактора и расхода водорода через ТВС. На исследовательских пусках такой режим с целью повышения безопасности предусматривал автоматическое прекращение роста мощности реактора и стабилизацию ее на достигнутом уровне в любом из двух случаев:

- при достижении заданного значения тока ионизационной камеры канала контроля мощности СУЗ;
- при достижении заданного значения температуры водорода на выходе какой-либо ТВС.

Расход теплоносителя через ТВС изначально задавался таким, чтобы на номинальной мощности температура водорода на выходе ТВС была на 200...300 К ниже номинального значения. После стабилизации мощности на номинальном уровне с помощью регуляторов расхода уменьшался индивидуальный расход водорода через ТВС и, тем самым, температура водорода на выходе каждого ТК увеличивалась до заданного значения.

Режим разогрева ТВС при уменьшении расхода газа через них контролировался по датчикам давления газа на входе ТВС. Для исключения незапланированных перегревов ТВС перемещение центральных тел в соплах регуляторов расхода в сторону закрытия ограничивалось механическими упорами.

В связи с отсутствием (в большинстве случаев) в ТВС средств прямого измерения температуры для надежного контроля согласованности теплотехнических параметров ТВС и показаний приборов каналов контроля мощности СУЗ реактора в нескольких ТВС расход теплоносителя поддерживался таким, чтобы на номинальном режиме испытаний температура водорода на выходе ТВС не превышала пределов работоспособности штатных средств измерения – термоэлектрических преобразователей.

Описанная методика обеспечила реализацию значений температуры водорода на выходе ТВС в диапазоне «минус» 150 К ... «плюс» 100 К от заданного значения 3000 К.

После работы реактора на мощности в течение заданного времени производился останов и охлаждение реактора.

Всего на стендовом комплексе «Байкал-1» в 1975...1988 годах по указанной выше технологии испытано 4 опытных активной зоны реактора ИВГ.1 (на первой зоне проведено 3 пуска, на второй – 12, на третьей – 4, на четвертой – 11) и 2 реактора ИРГИТ (на первом изделии проведено три пуска, на втором – один).

[III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 2, докл. №3.4](#)

АНАЛИЗ И ОБОСНОВАНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ИСПЫТАНИЙ ТВС ЯРД

Васильев Ю.С., Пивоваров О.С., Колодешников А.А., Тухватулин Ш.Т., Чертков Ю.Б., Уренский Н.А. (ОЭ НПО «Луч»), Дараган И.Д., Дегтярева Л.С. (НИИ НПО «Луч»)

Ключевые слова: ядерный ракетный двигатель, высокотемпературный газоохлаждаемый ядерный реактор, реакторные испытания ТВС ЯРД, испытательный стендовый комплекс «Байкал-1», безопасность.

Испытания ТВС и активных зон реакторов ЯРД проводились на стендовом комплексе «Байкал-1» (СКБ-1) в исследовательских реакторах ИВГ.1 и ИРГИТ с открытым выбросом в атмосферу газообразного теплоносителя – водорода. Наличие на стендовом комплексе ядерных реакторов, пожароопасных, взрывоопасных и газоопасных компонентов (водорода, азота), фактора радиационной опасности, проведение испытаний ТВС ЯРД при близких к предельно допустимым параметрам предъявляют особые требования к обеспечению безопасности этих испытаний.

Исследование безопасности испытаний ТВС ЯРД проводилось по следующим основным направлениям:

- анализ и обоснование безопасной работы ТВС и ее элементов;
- обеспечение ядерной и радиационной безопасности;
- исследование условий безопасной работы систем СКБ-1 с точки зрения обеспечения требуемых режимов работы объекта испытаний.

Ядерная и радиационная безопасность, являясь самостоятельной областью исследований, в конечном счете, обеспечивалась выполнением действующих норм и правил, проектным исполнением зданий, сооружений и систем СКБ-1. В случае проведения испытаний изделий с выбросом газообразного теплоносителя в атмосферу радиационная безопасность рассматривалась с учетом выбора соответствующих метеоусловий при проведении испытаний, территориальной удаленности СКБ-1 от населенных пунктов.

Таким образом, для обеспечения чисто технической безопасности проводимых на СКБ-1 экспериментов наиболее важное значение имеют исследования безопасной работы объекта испытаний и, особенно, систем стендового комплекса.

Важность последнего направления исследований подтверждается и результатами отработки ЯРД в США. Так, например, при наземной отработке ЯРД в США по программе «Rover» почти половину от общего числа отказов составили отказы стендовых систем, причем, если при отказах объекта испытаний во многих случаях, устранив причины отказа, удалось провести повторные пуски изделия, то отказы стендовых систем зачастую приводили к разрушению объекта испытаний.

Проблема обеспечения безопасности наземных испытаний ТВС и активных зон реакторов ЯРД опирается на предварительные расчетно-экспериментальные исследования испытываемых изделий, результатом которых является подтверждение их теплотехнической надежности, определение допустимых эксплуатационных пределов, превышение которых может вызвать разрушение объектов испытаний. Упомянутые исследования проводились как на этапе, разработки изделий, так и перед серийной их испытанием и непосредственно от пуска к пуску с целью анализа полученных в предшествующих экспериментах результатов, обнаружения накопившихся изменений в объекте исследований (например, изменение коэффициента гидравлического сопротивления трактов охлаждения ТВС и др.).

При проведении исследований по безопасности испытаний ТВС и прототипов реакторов ЯРД использовались хорошо разработанные методы анализа структурной надежности сложных реакторных систем, используемые для анализа безопасности РУ АЭС, но при этом учитывались характерные особенности СКБ-1 и проводимых на нем испытаний, такие, как:

- небольшая по сравнению с временем работы РУ АЭС продолжительность испытаний;
- возможность разрушения объекта испытаний (в том числе и реактора) в качестве одного из возможных результатов экспериментальной отработки уникальных изделий;

- необходимость классификации отказов на СКБ-1 с точки зрения влияния их возможных последствий на результаты испытаний, тогда как при анализе аварийных ситуаций на АЭС рассматриваются отказы, приводящие к снижению мощности реактора, либо к его разрушению и выносу радиоактивности за пределы активной зоны;

- возможность изменения от испытания к испытанию как режимов работы, так и объектов испытаний, вследствие чего могут меняться состав и режимы работы стендовых систем.

С учетом сказанного выше комплекс исследований безопасности испытаний ТВС и прототипов реакторов ЯРД можно разделить на следующие этапы:

- инженерный анализ состава и режимов работы стендовых систем для конкретного пуска, либо серии пусков, выявление возможных причин возникновения и путей развития аварийных ситуаций с использованием метода логических деревьев;

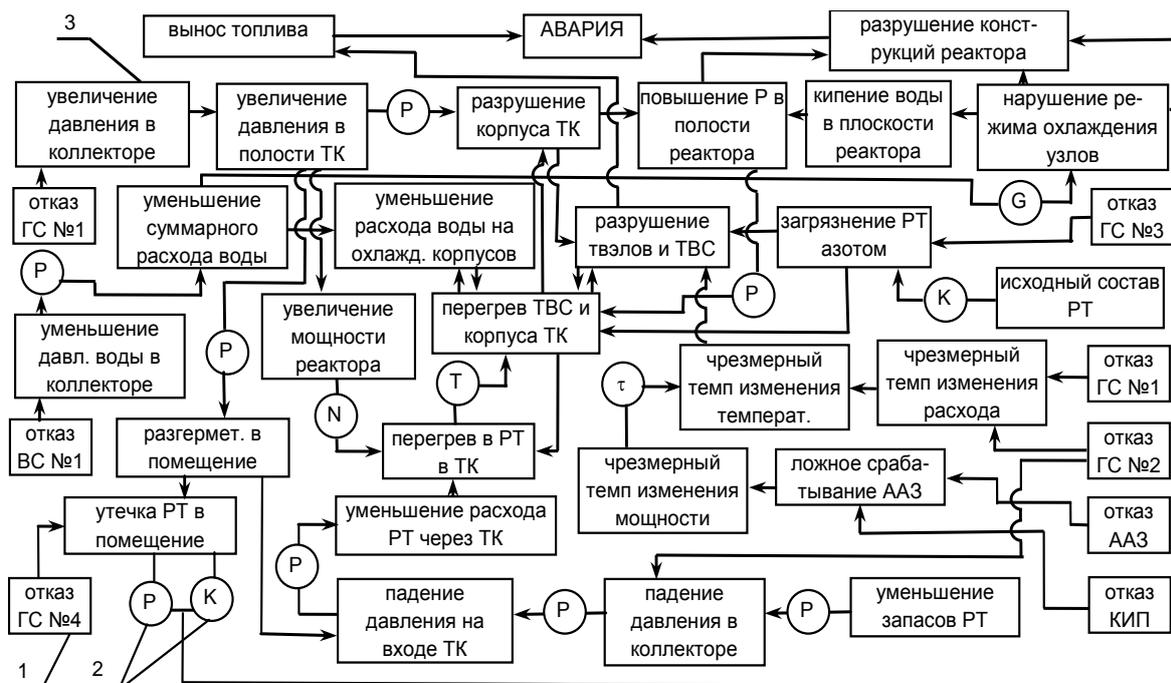
- экспериментальное исследование отказов систем стенда, которые по результатам первого этапа исследований могут явиться причиной возникновения аварийных ситуаций;

- теоретическое исследование влияния отказов стендовых систем на параметры объектов испытаний;

- разработка мер по обеспечению безопасности испытаний и их экспериментальное обоснование.

Анализ безопасности испытаний начинается с определения перечня событий, наступление которых недопустимо при любом развитии возможных аварийных ситуаций, после чего разрабатывается логическое дерево событий (развития аварийных ситуаций), которое является графическим изображением предполагаемых процессов, протекающих в стендовых системах и испытываемом изделии с момента возникновения аварийной ситуации (отказа какой-либо системы стенда).

При его построении учитываются результаты предварительного анализа состава и предполагаемых режимов работы систем СКБ-1, параметры испытаний и особенности конструкции испытываемого изделия, имеющийся опыт эксплуатации систем стенда и проведения подобных испытаний. На рисунке 1 показано упрощенное дерево развития аварийных ситуаций на энергетическом пуске реактора ИВГ.1.



1. Отказы систем, являющиеся причиной возникновения аварийной ситуации. 2. Измерительные каналы: Р – давление, Т – температура, G – расход, К – концентрация примесей, N – мощность реактора, τ – скорость изменения мощности реактора. 3. Характерные этапы развития аварийной ситуации.

Рис. 1. Дерево развития аварийных ситуаций

Дерево развития аварийных ситуаций наглядно показывает, каким отказом и какой системы стенда может быть вызвана данная аварийная ситуация, позволяет проследить возможные пути ее развития, выявить наиболее информативные каналы измерения параметров, позволяющие обнаружить возникшую аварийную ситуацию и оценить степень ее развития.

Дерево отказов отдельной системы показывает взаимосвязь отказа системы в целом с отказами отдельных ее блоков или элементов. Это логическая схема, связывающая с помощью логических операторов («и», «или» и др.) отказы составляющих систему блоков или элементов с отказом системы в целом. На рисунке 2 показано дерево отказов для одного из возможных отказов водяных систем на энергетическом пуске реактора ИВГ.1, который может явиться причиной возникновения аварийной ситуации. Аналогичные деревья отказов строятся для всех отказов систем, выявленных с помощью дерева развития аварийных ситуаций.

ДЕРЕВО ОТКАЗОВ ВОДЯНЫХ СИСТЕМ

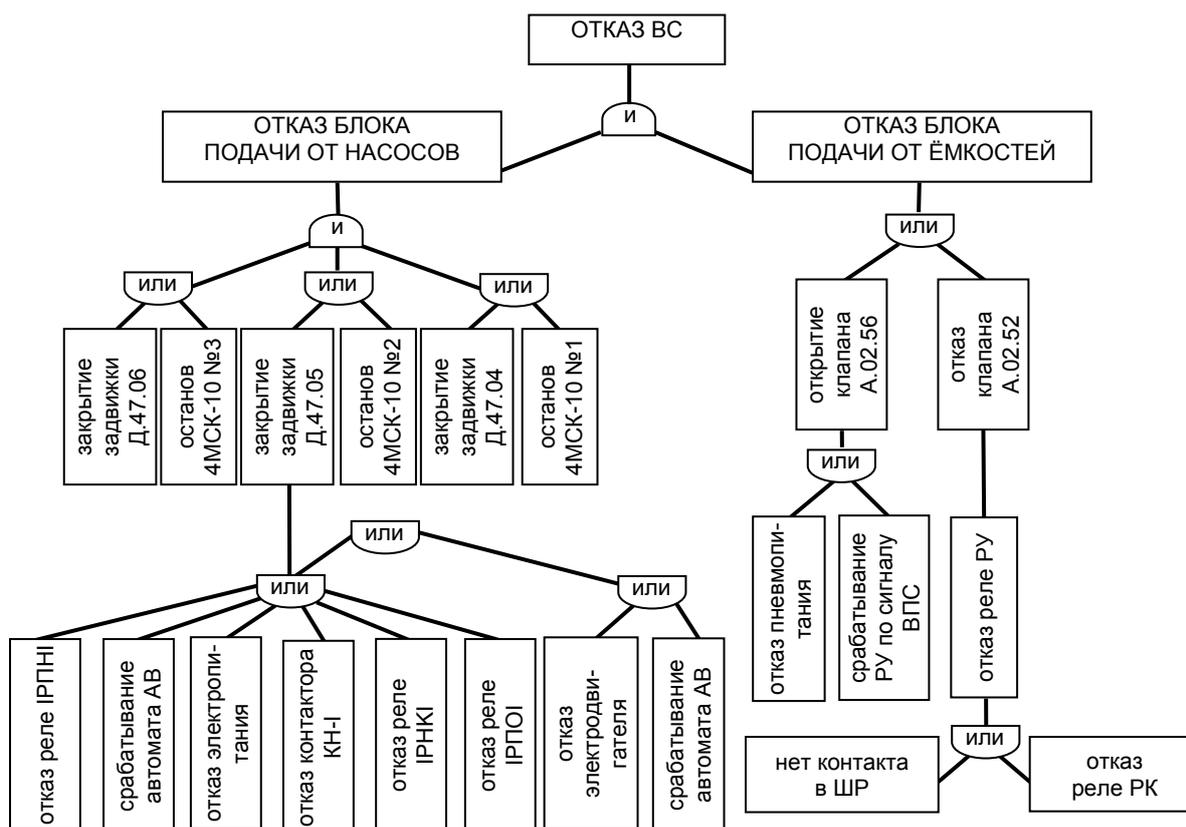


Рис.2. Дерево отказов водяных систем

На основании логических деревьев развития аварийных ситуаций и деревьев отказов отдельных систем стенда проводится классификация отказов элементов или блоков систем и систем в целом по степени их влияния на процесс испытаний изделий. Наиболее опасные отказы моделируются на штатных системах СКБ-1 (при неработающем на мощности реакторе), либо с помощью вычислительных кодов в случае невозможности экспериментального моделирования.

Полученные в результате этого моделирования параметры теплоносителей на входе в реактор при переходных процессах, возникающих вследствие отказов стендового оборудования, используются в качестве исходных данных для теоретического анализа влияния отказов стендовых систем на параметры испытаний.

Теоретическое исследование аварийных процессов, возникающих в реакторе из-за отказов стендовых систем или неисправностей объекта испытаний, проводится с помощью алгоритмов (вы-

числительных программ), описывающих теплогидравлические и нейтронно-физические процессы в реакторе и испытываемых ТВС.

По результатам расчетов уточняются степень опасности того или иного отказа и пути возможного развития аварийных ситуаций. На основании уточненных по результатам теоретических исследований логических деревьев методами схемной надежности проводится расчет количественных показателей, характеризующих безопасность испытаний изделий, которые носят вероятностный характер и тесно связаны с надежностью систем и квалификацией персонала СКБ-1.

Логическим завершением теоретических и экспериментальных исследований безопасности испытаний элементов и узлов ЯРД является разработка мер безопасности, включая аварийную защиту эксперимента, которые наряду с проектным исполнением систем, зданий и сооружений СКБ-1 должны предупреждать, обнаруживать и прерывать аварийные ситуации в процессе испытаний из-за возможных отказов стендового оборудования, испытываемых изделий и ошибок обслуживающего персонала. Комплекс мер включает резервирование основных технологических систем, каналов измерений параметров, определение состава и логики работы систем готовности, предупредительной сигнализации и автономной аварийной защиты (соответственно, СГ, ПС, ААЗ) по теплогидравлическим параметрам стендовых систем и объектов испытаний, организационно-технические мероприятия, предупреждающие или исключаящие возникновение отдельных аварийных ситуаций на системах стенда.

В процессе подготовки испытаний выполняются работы по экспериментальному обоснованию эффективности мер безопасности. В их число входят автономные и комплексные пуско-наладочные работы, в результате которых подтверждается правильность выбранного состава и режимов работы всех основных систем СКБ-1, имитируются аварийные режимы работы стенда и исследуется работоспособность систем, обеспечивающих безопасность испытаний. Работа систем ПС и ААЗ, эффективность резервирования основных узлов и систем проверяются в процессе имитации аварийных режимов работы стендовых систем.

Завершаются подготовительные работы проведением холодных пусков стенда, где реализуются планируемые режимы работы систем СКБ-1. Действия персонала на холодном пуске практически не отличаются от его действий на исследовательском пуске.

Надежность и эффективность разработанных на основании вышеизложенного методического подхода мер безопасности подтверждена результатами крупномасштабных реакторных испытаний элементов узлов ЯРД, проведенных в 1975-1988 годах на СКБ-1.

[III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 3, докл. №4.2](#)

ОРГАНИЗАЦИЯ И МЕТОДЫ РАДИАЦИОННЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА СТЕНДОВОМ КОМПЛЕКСЕ И ВОКРУГ НЕГО В ПЕРИОД ПУСКОВ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИХ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ С ОТКРЫТЫМ ВЫХЛОПОМ

*Гаврилин Ю.И., Дериглазов В.И., Маргулис У.Я., Хрущ В.Т. (ИБФ Минздрава РФ),
Дьяков Е.К. (НИИ НПО «Луч»), Власенко Ю.П., Котов В.М., Сорокин Б.В. (ОЭ НПО «Луч»),
Нефедов Л.Л. (в/ч 52605), Дмитриев Е.С. (ИПГ РФ)*

Ключевые слова: газоохлаждаемый реактор с открытым выхлопом, радиационные исследования, методы, организация, приборы, пробы, представительность.

Главная цель радиационных исследований в период пусков исследовательских высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (ИВТГР) состояла в развитии методов прогнозирования радиационной обстановки, а также в оценке возможного уровня облучения населения. Безусловно, наибольшие трудности встретились при исследовании выбросов радионуклидов в атмосферу при открытом выхлопе теплоносителя из ИВТГР, поскольку на выходе из ИВТГР газ-теплоноситель имел очень высокие температуры и линейные скорости.

Первому пуску исследовательского высокотемпературного газоохлаждаемого реактора ИВГ.1 на стендовом комплексе «Байкал-1» (СКБ-1) предшествовало получение некоторых результатов петлевых исследований реальной топливной композиции, позволяющих спрогнозировать возможные выбросы радионуклидов из реактора в атмосферу. Для прогноза радиационной обстановки, обусловленной каким-либо пуском ИВТГР, и с тем, чтобы оценить главные источники неопределенностей прогноза, которые необходимо исследовать в первую очередь, были применены различные вычислительные модели. Конечно, были учтены и опубликованные данные о радиационных исследованиях, проведенных в США при испытаниях ЯРД.

Предпусковые исследования исходной обстановки за пределами СКБ-1 проводились вплоть до 1975 года. На расстояниях до 100-150 км от стенда были подробно исследованы мощности дозы гамма-излучения и радиоактивное загрязнение почвы (в основном, 137-Cs и 90-Sr). Были также исследованы и аэрозоли, в том числе распределения размеров неактивных частиц в реальных сезонных условиях. Как для территории Семипалатинского испытательного полигона, так и вне ее были обобщены метеорологические и демографические данные. Были выполнены следующие наиболее значимые строительные работы: круговая реперная координатная сеть, кольцевые грунтовые дороги вокруг СКБ-1, дополнительный метеопост. Приборы и методы для радиационных исследований совершенствовались постоянно, в соответствии с выбранными генеральными направлениями. Здесь изложены в основном существующие возможности проведения радиационных исследований, а промежуточные модификации не обсуждаются.

Определенные результаты достигнуты в обеспечении исследования радиоактивных выбросов, главным образом, путем отбора проб. Любую пробу характеризует ее представительность относительно истинного содержания радиоактивных веществ в воздухе. Эта характеристика зависит от условий на входе в пробоотборник и от проскока каких-либо фракций сквозь улавливающие элементы пробоотборника.

Идеальные условия на входе будут обеспечены, если траектории движения любых частиц не искажаются пробоотборником. Для частиц, движущихся по траекториям, совпадающим с линиями тока воздуха, изокинетичность пробоотбора достигается известным способом: «путем ориентации плоскости входного отверстия перпендикулярно направлению воздушного потока и путем обеспечения такой скорости пробоотбора, при которой линейная скорость воздуха, засасываемого внутрь пробоотборника, равна скорости воздуха в набегающем потоке» [1]. Вообще говоря, существует много трудностей при реализации изокинетического пробоотбора в условиях переменного наружного потока, воздуха, например, при пробоотборе в поле, когда скорость ветра не является постоянной. В таком случае принципиально существует два способа обеспечения изокинетического пробоотбора. Один из

них – это нужное изменение площади входного отверстия при постоянной объемной скорости пробоотбора. Другой – изменение объемной скорости пробоотбора при неизменном сечении входного отверстия. Оба эти способа были реализованы для тех или иных пробоотборников, использованных в полевых радиационных исследованиях во время пусков ИВТГР. Каждое из разработанных изокинетических устройств ориентировалось в необходимом направлении по принципу флюгера.

Следует заметить, что если в качестве активного элемента пробоотборника используется электронасос, технически проще регулировать объемную скорость пробоотбора при постоянной площади входного отверстия. Однако переменная линейная скорость воздуха весьма нежелательна, когда от нее сильно зависит эффективность улавливающего элемента. Разработанные Институтом биофизики Минздрава РФ (ИБФ) изокинетические устройства позволяют обеспечить условия изокинетического пробоотбора при постоянном входном сечении пробоотборника в сочетании с постоянством скорости прокачки газа через фильтры в условиях переменного внешнего газового потока. Для этих же условий разработано и оригинальное устройство с автоматически регулируемым входным сечением, работающее, например, в совокупности с криогенным пробоотборником ПУРГА-К (см. ниже). Оригинальный изокинетический пробоотборник аэрозольных частиц разработан специалистами в/ч 52605. Ветроколесо-пропеллер обеспечивает такую скорость воздушного потока непосредственно за входным сечением устройства, которая соответствует линейной скорости ветра. Несмотря на ограничительные требования к сопротивлению фильтров, это устройство обладает очевидным достоинством, связанным с отсутствием необходимости использования источника электроэнергии.

Сконструированный в ИБФ «абсолютный» пробоотборник ПУРГА-К (пробоотборник для улавливания радиоактивных газов и аэрозолей, криогенный) обладает большими возможностями при исследованиях внешней среды, так как обеспечивает отбор проб всех примесей, загрязняющих воздух, включая инертные газы (изотопы Аг, Кг, Хе) [2, 3]. Атмосферный газообразный воздух конденсируется в теплообменнике, охлаждаемом жидким азотом. Результирующее более низкое давление газа внутри пробоотборника обеспечивает непрерывный приток наружного атмосферного воздуха, который конденсируется вместе со всеми примесями, прошедшими сквозь пакет фильтров. ПУРГА-К может содержать различные вспомогательные устройства, обеспечивающие удобство в работе. Очевидно, что ПУРГА-К наиболее полезен в исследованиях примесей с неизвестной эффективностью улавливания фильтрами.

Чтобы обеспечить необходимое число одновременных отборов проб в точках реперной сети и в других рутинных приложениях при исследованиях на СКБ-1 применялись более традиционные пробоотборники примесей из воздуха:

– ЛОРА (ленточный отборник радиоактивных аэрозолей; разработка ОЭ НПО «Луч») – обеспечивает непрерывный отбор проб аэрозолей на движущуюся фильтрующую ленту и в коробку с активированным углем. Таким образом, концентрацию радиоактивных аэрозолей можно определить для любого интервала времени путем измерения соответствующего участка фильтрующей ленты, например, с помощью гамма-спектрометра. В среднем для всего времени пробоотбора можно также оценить концентрацию газообразных фракций радионуклидов, путем измерения активированного угля (коробки).

– АУЛ (автономная установка пробоотбора; разработка ИБФ) – объединяет несколько устройств для одновременного пробоотбора радиоактивных веществ на пакет фильтров на специальные коллекторы и на многокаскадный импактор. Автоматически обеспечивается последовательный отбор 4-6 комплектов проб.

– ВЗБ (воздухозаборный блок; разработан в в/ч 52605) – прокачивает воздух с радиоактивными примесями через аэрозольный фильтр и активированный уголь. Именно ВЗБ широко использовались в полевых радиационных исследованиях ИВТГР на СКБ-1.

В качестве пассивных пробоотборников аэрозолей в каждой точке исследовательского поля использовали марлевые конуса, а также планшеты из фильтроматериала или (и) из липкой пленки. Радиоактивные выпадения из радиоактивного облака дополнительно изучали по пробам травы и почвы (снега).

Специальные устройства были разработаны в ОЭ НПО «Луч» для отбора газа-теплоносителя непосредственно над выходным сечением сопла реакторного канала:

- СИАРТ (система измерения активности рабочего тела),
 - ОРТ (система отбора рабочего тела).
-

Принцип пробоотбора обеими системами одинаков: теплоноситель поступает в линию пробоотбора самотеком под напорным давлением струи выхлопного газа. Пробоотборная линия СИАРТ содержит калиброванный объем, измеряемый с помощью радиометра или спектрометра гамма-излучения. Пробоотборная линия системы ОРТ содержит участок подключения откакумированных емкостей, которые после пробоотбора доставляются в лабораторию для дальнейшего анализа. Главные трудности такого метода пробоотбора общеизвестны. Это – возможные искажения представительности по примесным фракциям проб газа, поступающих из струи в пробоотборную линию, сорбция-десорбция радионуклидов внутренними поверхностями пробоотборной линии, внесение коррективных поправок для учета радиоактивных превращений по цепочкам распада радионуклидов. Разумеется, эти проблемы частично решены в некотором приближении [4]. Однако, очевидно, что и сегодня существует общая необходимость в совершенствовании метода, возможно, совместно с американскими специалистами.

Для количественной оценки скорости выброса каких-либо радионуклидов из ИВТГР в атмосферу был применен также пробоотбор с помощью привязного аэростата, вдоль троса которого с шагом 25-50 (100) м закрепляли пробоотборники (ВЗБ, ПУРГА-К и др.) и гамма- или бета-дозиметры (а также измерители мощности дозы). Положение максимума измеренных величин соответствовало высоте переноса выброса, причем учитывалось горизонтальное отклонение устройств от оси радиоактивного облака, на основе анализа данных наземных измерений мощности дозы гамма-излучения. Распределение измеренных значений ряда параметров (концентрация радионуклидов, доза гамма-излучения и т.д.) вдоль троса удовлетворительно описывалось кривой Гаусса, что предоставляло возможность оценки полного потока радионуклидов.

Для исследования изменений свойств радиоактивных веществ в облаке по мере его распространения использовалось и размещение приборов на борту вертолетов и самолетов, сопровождающих облако: (ВЗБ, ПУРГА-К, другие специальные пробоотборники, а также датчики бета- или гамма-излучения для измерения «абсолютной» мощности дозы (потока) и для поиска бесцветного радиоактивного облака. Вообще говоря, невидимость радиоактивного облака всегда создавала значительные проблемы. Поэтому методы привязного аэростата и летательных аппаратов совершенствовались на протяжении всего периода работы ИВТГР, главным образом, для того, чтобы обеспечить пространственную представительность исследований радиоактивного облака. Последние из найденных решений могли бы обеспечить качественно новый уровень метода привязного аэростата, но они не были реализованы полностью ввиду прекращения пусков ИВТГР.

Так как многие короткоживущие радионуклиды несут полезную информацию о свойствах радиоактивных выбросов, то большое внимание было уделено быстрой доставке пробы окружающей среды в лабораторию и сокращению времени приготовления препаратов для анализа. В результате удалось обеспечить измерение содержания в препаратах таких радионуклидов, как ^{85m}Kr , ^{85}Kr ; ^{129}Sb ; $^{131}\text{Sb} \div ^{131m}\text{Sb}$, ^{131}Te ; ^{132}I ; ^{139}Ba ; $^{134}\text{Te} \div ^{134}\text{I}$ и др. Таким образом, оказалось возможным сравнивать выбросы и физико-химические свойства различных изотопов одного и того же химического элемента и проверять те или иные гипотезы.

В целом, комплекс примененных методов и средств обеспечил выполнение всех программ радиационных исследований и достоверный контроль радиационной защиты лиц, проживающих вне СКБ-1 во время пусков ИВТГР.

ЛИТЕРАТУРА

1. Particle size analysis in estimating the significance of air born contamination. IAEA Technical Reports Series No. 179-IAEA, Vienna, 1978STI/DOC/10/179, ISBN92-0-125078-9.
2. Гаврилин Ю.И., Маргулис У.Я., Хрущ В.Т.. Криогенно-конденсационный пробоотборник для полного улавливания радиоактивных газов и аэрозолей (ПУРГА-К). Дозиметрия, радиометрия ионизирующих излучений и радиационная безопасность. – М., Атоминформ, 1980.
3. Гаврилин Ю.И., Маргулис У.Я., Хрущ В.Т.. Криогенный пробоотборник для улавливания радиоактивных газов и аэрозолей. – Измерительная техника, №5, 1986.
4. Беляков В.В., Горбатов А.И., Котов В.М., Сорокин Б.В. Исследование утечки продуктов деления из твэлов реактора ЯРД без защитной оболочки. – Материалы конф. «ЯРД-92», Семипалатинск-21, 1992.

[III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 3, докл. №4.8](#)

СИСТЕМА ОЧИСТКИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ ОТ ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ПРИ ИСПЫТАНИЯХ ТВС ЯРД

*Васильев Ю.С., Игнашев В.И., Ильенко С.А.,
Колодешников А.А., Чертков Ю.Б. (ОЭ НПО «Луч»)*

Ключевые слова: ядерный ракетный двигатель, высокотемпературные газоохлаждаемые ТВС ЯРД, система очистки теплоносителя, продукты деления, радиационный распад, осаждение, фильтрация, аэрозоли, радиационный выброс.

Натурные реакторные испытания элементов и узлов ЯРД предполагают наличие экспериментальной стендовой базы, в состав которой кроме реактора, обеспечивающего реализацию заданных нейтронно-физических условий нагружения, входят системы подачи исходного и отвода отработанного теплоносителя. Стендовый комплекс «Байкал-1» с реактором ИВГ.1М обеспечивают принципиальную возможность проведения таких испытаний, но в настоящее время он не укомплектован удовлетворительной системой отвода (и локализации) отработанного газообразного теплоносителя (водорода). Проблема заключается в том, что при прохождении теплоносителя через реактор он загрязняется радиоактивными продуктами деления, выброс которых в окружающую среду ограничивается санитарными правилами.

Экспериментальные пуски реактора ИВГ.1, осуществленные в 70...80 годах, свидетельствуют, что активность выброса радионуклидов из реактора в окружающую среду при однократном испытании может достигать 1 МКюри. Поэтому вопрос создания выхлопной системы для реактора с газоохлаждаемой ТВС ЯРД в своем составе, удовлетворяющей требованиям экологической безопасности, занимает одно из определяющих мест в программе подготовки этого реактора к экспериментам по отработке узлов ЯРД в натурных условиях.

На этапе выбора технической концепции разрабатываемой выхлопной системы рассмотрен ряд вариантов, реализующих два принципиально отличных способа локализации, продуктов деления ядерного топлива. Первый из них предусматривает сброс водородного теплоносителя после прохождения ТВС ЯРД в полном объеме в герметичные емкости, выдержку его в течение времени, достаточного для снижения активности до приемлемого уровня, и последующий выброс в атмосферу, сжигание или повторное использование. Вариацией этого способа является замкнутый цикл с поглощением отработанного водорода в сорбентных материалах (например, на основе соединений титана) последующими после необходимой выдержки его регенерацией и повторным использованием.

Второй способ предполагает сброс теплоносителя в атмосферу через систему полнопоточных фильтров.

Принципиально, первый вариант обладает преимуществом герметичности. Однако конечные размеры сбросных емкостей существенно ограничивают длительность эксперимента. Кроме того, представляется проблематичной сама возможность создания емкостей необходимого объема (>10000 м³) с достаточной герметичностью. Опыт эксплуатации таких систем обобщен в отраслевых нормативах, допускающих суммарные утечки рабочих тел в количестве до 0,3 % от прокачиваемых объемов. Соответствующий радиационный выброс в окружающую среду может оказаться при этом недопустимо большим.

Основными преимуществами второго варианта системы выброса являются существенно более компактные размеры и неограниченная объемом выброса длительность эксперимента. Поэтому данный подход может оказаться технически предпочтительным, а экономически более выгодным.

Критерием возможности его использования является эффективность очистки водорода от всех являющихся загрязнителями и нормируемых [1] групп радионуклидов. Исходя из специфики режима эксплуатации реактора ИВГ.1М (один эксперимент в две недели длительностью не более одного часа с работой реактора на тепловой мощности до 60 МВт), целесообразно в качестве норматива принять значение предельно допустимого выброса суточного контроля для реакторных установок (или комплекса установок) мощностью до 6000 МВт (эл.) [1]:

инертные радиоактивные газы (ИРГ)	500 Кюри/(сут·ГВт) – 125 Кюри/сут;
йод-134	0,01 Кюри/(сут·ГВт) – 0,0025 Кюри/сут;
долгоживущие нуклиды (ДЖН)	0,015 Кюри/(сут·ГВт) – 0,0040 Кюри/сут.

Особенностью газоохлаждаемых высокотемпературных ТВС ЯРД является повышенный выход всех образующихся в топливе продуктов деления в теплоноситель. В связи с этим при решении задачи очистки водородного теплоносителя необходимо учитывать различные физико-химические свойства радионуклидов, подлежащих удалению из газового потока.

Проведенные на стендах ОЭ НПО «Луч» экспериментальные работы по фильтрации продуктов деления [2, 3] пористыми пеноуглеродными материалами и осаждению на охлажденные поверхности позволяют утверждать следующее:

- очистка газа от радионуклидов-металлов и большинства физико-химических форм существования галогенов (прежде всего изотопов йода) принципиальных трудностей не вызывает и может быть выполнена с использованием пористых материалов (термоксид, пеноуглерод, активированный уголь и т.п.); эффективность такой очистки может быть достаточно высокой при соответствующей толщине материала фильтра;

- основную сложность фильтрации обуславливают радионуклиды ИРГ, присутствующие в большинстве изобарных цепочек продуктов деления и являющиеся, в конечном итоге, носителями ~40 % активности радиоактивного выброса; важную роль в переносе биологически активных нуклидов играют и короткоживущие изотопы криптона и ксенона, практически беспрепятственно проникающие через фильтрующие барьеры до своего радиоактивного превращения в щелочные металлы; заметный эффект связывания ИРГ отмечен только в экспериментах с конденсацией на поверхности с температурой ниже температуры их кипения (90...120 К).

В связи с изложенным наиболее эффективным представляется комплексный подход к решению задачи: короткоживущие ИРГ необходимо, по возможности, перевести в другие неинертные вещества (радиоактивный распад), долгоживущие ИРГ (их активность не превышает 1 % от суммарной) связать в криогенном фильтре, а остальные нуклиды задержать в пористых материалах. В качестве дополнительного способа можно использовать эффект физической адсорбции радионуклидов на относительно крупных пылевых частицах с последующим их удержанием в пористом материале. По имеющимся данным [4] такой способ может оказаться эффективным для всех типов радионуклидов. Достаточно отработан и используется в промышленности способ удержания аэрозолей волокнистыми фильтрами на основе тканей ФПП (FPP), ФПА (FPA). Такой способ реализуется, как правило, с предварительным барботажем газа через слой жидкости.

Схема системы очистки, построенная на предложенных принципах показана на рисунке 1. Здесь теплоноситель, поступающий из объекта испытаний, охлаждается в двухступенчатом теплообменнике до температуры, выбранной из технологических условий с учетом экспериментальных температурных зависимостей эффективности фильтрации и поступает в первый элемент собственно системы очистки – в емкость выдержки-трансмутации короткоживущих нуклидов ИРГ. Геометрические размеры и объем емкости выбираются по результатам расчета активности ИРГ в зависимости от времени их задержки, выполненного для изобарных цепочек криптона и ксенона (с атомными весами: 85, 87, ..., 95, 133, ..., 144) в условиях работы газоохлаждаемой ТВС на мощности 5,6 МВт в течение 1 ч с параметром R/B = 0,1 %. Верхняя оценка суммарной активности ИРГ на входе в систему очистки дает значение 1,45 МКюри, на выходе из емкости выдержки – 176 Кюри при времени задержки 3000 с.

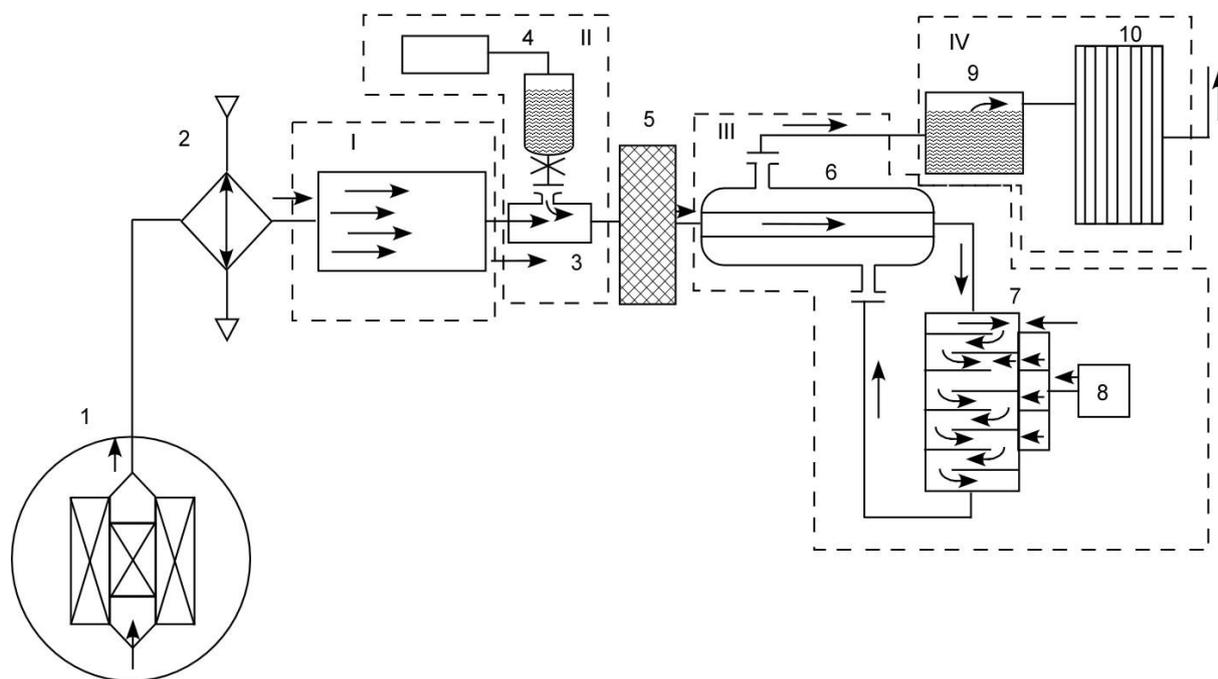
Следующим основным элементом системы очистки является пористый фильтр. В качестве основы для расчета его эффективности приняты экспериментальные данные, полученные на реакторе РА в 1990 году для порошковой засыпки пеноуглерода:

- показано, что процесс выведения радионуклидов из газообразного теплоносителя в пористый материал носит равновероятностный характер по длине засыпки при среднезвешенной (по объему фильтрующего элемента) скорости до 1,2 м/с;

- измерены параметры, характеризующие эффективную скорость выведения нуклидов (в том числе ИРГ, изотопов йода и металлов) из теплоносителя в фильтрующий материал.

Оптимизационные расчеты эффективности очистки в зависимости от толщины засыпки материала, проведенные по усредненным для каждой группы нуклидов коэффициентам выведения, поз-

воляют выбрать толщину засыпки, равную 1000 мм. С учетом состава нуклидов на выходе емкости задержки при этом ожидается снижение их концентрации в теплоносителе по ИРГ – более чем в два раза, по йоду-131 – более чем на 7 порядков, а по ДЖН – на 8 порядков. В результате на выходе из пористого фильтра теплоноситель не удовлетворяет требованиям Санитарных правил лишь в отношении содержания ИРГ.



- I. Емкость выдержки-трансмутации ИРГ
 II. Дисперсно-пылевой фильтр
 III. Криогенный фильтр
 IV. Аэрозольно-скрубберный фильтр

1. Реактор и газоохлаждаемая ТВС
 2. Блок теплообменников
 3. Смеситель ПД и пылевых частиц
 4. Система подачи пылевых частиц
 5. Фильтр пористый (термоксид, пеноуглерод)
 6. Рекуперативный теплообменник
 7. Криогенный осадитель ПД
 8. Система подачи жидкого азота
 9. Скруббер
 10. Волокнистый фильтр (ткань ФПП)

Рис. 1. Принципиальная схема системы очистки теплоносителя от ПД

Эффективность очистки теплоносителя криогенным фильтром оценена для ИРГ по данным экспериментов на реакторе РА в 1991 году. В качестве основы для расчетов принято усредненное значение коэффициента осаждения нуклидов ИРГ на поверхность, охлажденную до температуры 118 К, – $0,481/\text{м}^2$. В предположении равновероятности процесса осаждения результаты расчета свидетельствуют, что площади поверхности фильтра 30 м^2 достаточно для выполнения требований Санитарных правил по ограничению радиоактивного выброса с использованием предлагаемой системы выброса. Площадь поверхности 100 м^2 обеспечивает требования Санитарных правил в любом случае, даже без предварительных устройств фильтрации.

Дисперсионно-пылевой фильтр, включенный в схему системы очистки, не имеет экспериментального обоснования, однако результаты лабораторных исследований СФ НИКИЭТ позволяют ожидать высокую эффективность устройства практически для всех групп нуклидов.

Эффективность блока аэрозольных фильтров может быть оценена по данным завода-изготовителя и достигает 99,9 % при соблюдении режимов его эксплуатации.

Для обоснования технологической возможности осуществления предлагаемой схемы очистки теплоносителя поведена серия теплогидравлических расчетов тракта, включающего одну ТВС ЯРД,

работающую на мощности 5,6 МВт, и модуль из шести таких ТВС. Принято, что в процессе испытаний реализуются следующие параметры (увеличение максимальной мощности реактора ИВГ.1М выше нынешних 60 МВт, необходимое для реализации таких параметров испытаний, не рассматривалось как основание для пересмотра нормативов радиационного выброса):

- суммарный расход водорода через модуль ТВС 1,5 кг/с;
- температура водорода на входе в систему очистки 3100 К.

Рассчитаны режимы охлаждения газа перед его поступлением в фильтрующие элементы, выбранные оптимальные (по условиям очистки газа и теплофизическим режимам) схемы и основные конструктивные размеры фильтрующих элементов.

Основные характеристики предлагаемой системы очистки теплоносителя приведены в таблице 1.

Таблица 1. Параметры и технические характеристики элементов системы очистки теплоносителя реактора ИВГ.1М (водородом охлаждается шесть ТВС ЯРД мощностью по 5,6 МВт каждая)

Параметр	Элементы стенда и системы очистки (СО)						
	Вход СО	Блок ТО	Емкость задержки	Фильтр с ДПФ	Фильтр криоген.	Фильтр аэроз.	Выход СО
1. Температура, К							
вход	3100	1750	350	300	300	300	300
выход		350	300	300	115	300	300
2. Расход газа, кг/с	1,5	1,5	1,5	1,5	1,5	9,5	9,5
3. Расход дополн. рабочих тел, кг/с							
вода	–	50	–	–	–	–	–
азот	–	20	–	–	–	–	–
азот жидкий	–	–	–	0,8	–	–	–
цемент	–	–	0,01	–	–	–	–
4. Активность теплоносителя на выходе, Кюри							
по ИРГ	$1,5 \cdot 10^6$	$1,5 \cdot 10^6$	176	84,8	$<10^{-10}$	$<10^{-10}$	$<10^{-10}$
по I-131	0,5	0,5	0,5	$1,5 \cdot 10^{-7}$	$<10^{-10}$	$<10^{-10}$	$<10^{-10}$
по ДЖН	451	451	451	$3,3 \cdot 10^{-7}$	$<10^{-10}$	$<10^{-10}$	$<10^{-10}$

В данной работе показаны некоторые результаты расчетного прогноза и оптимизации режимов и параметров системы очистки теплоносителя для реактора ИВГ.1М, проектируемой в настоящее время. Следует особо отметить, что расчеты не во всех случаях обеспечены требуемыми константами и, в целом, могут быть охарактеризованы как оценочные. Для проектирования реальной системы должно быть проведено экспериментальное моделирование системы выброса в уменьшенном масштабе. Целью такого моделирования является получение информации о процессах осаждения и фильтрации продуктов деления в реальных условиях.

При расчетах были приняты, следующие допущения: давление теплоносителя в системе очистки составляет 1,0 МПа, а теплообменник не рассматривался в качестве фильтрующего элемента.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотренная схема системы очистки и выброса газообразного теплоносителя из реактора ИВГ.1М при испытаниях высокотемпературных газоохлаждаемых ТВС ЯРД:

1. Построена на принципе полнопроточной фильтрации теплоносителя (водорода) с последующим его сбросом в атмосферу. Требования к системе очистки сформулированы на основании положений «Санитарных правил проектирования и эксплуатации АЭС СП-АЭС-79», устанавливающих значение предельно допустимого суточного выброса радиоактивных веществ в окружающую среду.

2. Включает элементы газоподготовки и подачи охлаждающих элементов, емкость задержки (для распада короткоживущих продуктов деления), пористый сорбентный фильтр, криогенный фильтр, дисперсионно-пылевые и аэрозольные фильтры.

3. Позволяет, по предварительным оценкам, обеспечить очистку водорода (1,5 кг/с, 1 ч, 3100 К) от радиоактивных продуктов деления до уровня, удовлетворяющего Санитарным правилам для радиоактивных выбросов АЭС в окружающую среду.

Следует отметить, что до разработки проекта реальной системы очистки и сброса газообразного теплоносителя из реактора ИВГ.1М необходимо провести серию экспериментов по моделированию работы отдельных частей (фильтров) этой системы. Информация, характеризующая эти процессы переноса, осаждения и фильтрации продуктов деления в отдельных частях системы, позволит уточнить и скорректировать геометрические параметры, полученные в данной работе.

ЛИТЕРАТУРА

1. Гусев Н.Г., Беляев В.А. Радиоактивные выбросы в биосфере. Справ. изд. – М., Энергоатомиздат, 1991.

2. Исследование процессов осаждения и фильтрации продуктов деления: Отчет о НИР, ОЭ НПО «Луч», инв. №К-33135, 1990.

3. Экспериментальные исследования процессов выхода и осаждения продуктов деления в газовых контурах для обоснования проекта стендового образца РУ: Отчет о НИР, ОЭ НПО «Луч», уч. №240-01/198 от 05.10.1991 г.

4. Менькин Л.И. Метод доставки продуктов ядерных реакций аэрозольным газовым потоком. Радиационная безопасность и защита АЭС, т. 12. – М., Энергоатомиздат, 1987.

[III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 3, докл. №4.9](#)

ИССЛЕДОВАНИЕ ВЫХОДА ПРОДУКТОВ ДЕЛЕНИЯ ИЗ ТВЭЛОВ БЕЗ ЗАЩИТНОГО ПОКРЫТИЯ РЕАКТОРОВ ЯРД

Беляков В.В., Горбатов А.И., Котов В.М., Сорокин Б.В. (ОЭ НПО «Луч»)

Ключевые слова: реактор ядерного ракетного двигателя (ЯРД), продукты деления, твэл, диффузия, кинетический выход, модельный эксперимент, адсорбция.

При наземных испытаниях элементов реакторов ЯРД важную роль, в отношении радиационной безопасности, играет выход продуктов деления из твэлов в рабочее тело и дальнейшая их миграция. Характеристики выхода и миграции находятся в сложной зависимости от таких факторов, как: конфигурация и размеры твэлов, наличие покрытия на поверхности твэлов, температура и характер диффузионной подвижности радионуклидов в теле твэла, условия для эрозии и адсорбции на поверхности твэла, род газа, омывающего твэл, и его параметры.

Получение достаточно представительной информации об этих процессах и их связях должно основываться на экспериментальных данных, которые, в удачном случае, могут быть увязаны в логически однородную модель.

Экспериментальные работы можно разделить на 2 типа – модельные и полномасштабные. В модельных экспериментах обеспечиваются, как правило, благоприятные условия для измерения характеристик одного из процессов, например, диффузионного выхода продуктов деления, измерения характеристик выхода одного типа радионуклидов, например, изотопов криптона и ксенона. Анализ характеристик выхода, наблюдаемых в ряде модельных экспериментов, позволяет создать математическое описание этих процессов.

Задачей полномасштабных экспериментов является проверка достаточности полученного математического описания, выявление зависимостей, которые, по тем или иным причинам, не могли быть получены в модельных экспериментах.

Естественно, что к методическому обеспечению полномасштабных экспериментов предъявляются более жесткие требования, чем к методическому обеспечению модельных экспериментов.

Цикл работ по исследованию характеристик выхода и миграции продуктов деления, удовлетворяющих данной логике, был проведен для сборок твэлов из твердых растворов карбидов урана, циркония и ниобия, не имеющих защитного покрытия.

Были проведены следующие модельные эксперименты в двух направлениях:

- исследование характеристик выхода осколков деления из поверхностных слоев твэла в газовый поток в промежутке между твэлами.

Для этого использовался имитатор твэла, полностью идентичный твэлу по геометрии, но не содержащий делящегося вещества. Имитатор устанавливался на место одного из твэлов в секции с плотной упаковкой твэлов. Проводилось несколько облучений секций, отличающихся плотностью и родом газа, заполняющего межтвэльный зазор. Набор активностей продуктов деления в твэлах и имитаторах позволяет получить требуемые характеристики кинетического выхода, если температура твэлов в ходе облучения будет невелика и диффузионные процессы, тем самым, будут подавлены.

- исследование диффузионных характеристик продуктов деления в материалах топливных композиций.

Для этого вышеописанный имитатор после облучения его между твэлами разогревался и выдерживался заданное время при постоянной температуре. Измерялось остаточное количество продуктов деления в имитаторе и распределение их в поверхностных слоях. При интерпретации экспериментальных данных по распределению продуктов деления в слоях использовалась известная модель, описывающая диффузию с учетом возможного поглощения мигрантов в дефектах структуры материала, появление этих дефектов под воздействием осколков деления и их отжиг.

Как правило, измерялось содержание продуктов деления в 3-4 поверхностных слоях материала, примерно равной толщины, с толщиной до 20 мкм. Снятие слоев проводилось травлением имитатора в смеси кислот. Такая технология позволяет по сравнению с общеизвестными уменьшить радиацион-

ную опасность работ, трудоемкость ряда операций при достижении требуемой точности. Некоторые данные по этим экспериментам представлены на рисунке 1.

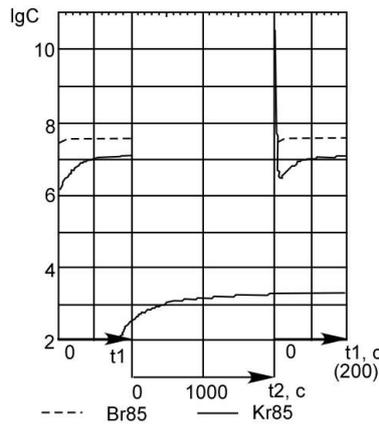


Рис. 1. Изменение концентрации продуктов деления с $A = 85$ во время пуска, расхолаживания и повторного пуска

В ходе полномасштабных экспериментов, при сравнении их результатов с характеристиками выхода, полученными в модельных экспериментах, выяснилось большое влияние процессов адсорбции продуктов деления, вышедших в газовый поток, на поверхности элементов сборки твэлов. Эти же процессы оказывают существенное влияние на возможность представительного измерения содержания радионуклидов в газовом потоке. Осаждение продуктов деления группы металлов и галогенов на внутренних поверхностях магистралей пробоотбора требует для достижения приемлемой точности измерений вводить контроль по дополнительным пробам и учет результатов таких дополнительных измерений. Типичная схема устройства пробоотбора, позволяющая проводить эти операции, содержит основной пробоотборник, основанный на локализации газа в герметичной емкости, и дополнительный, обеспечивающий возможность измерения продуктов деления осевших на стенках магистрали доставки газа в основной пробоотборник.

При температуре твэлов до 2000 К проявление эффектов адсорбции и десорбции удается удовлетворительно описать, разделив продукты деления на три группы: металлы, галогены, инертные газы.

Значения коэффициентов адсорбции и десорбции этих групп различаются для следующих режимов: работа реактора на номинальной мощности, расхолаживание реактора с продувкой газа через сборки твэлов, межпусковой период.

Система уравнений, описывающая поведение нуклидов изобарной цепочки, в сборке твэлов без покрытия и газе между твэлами, содержащая n членов, состоит из $2n$ уравнений. Однако наиболее сложный случай возникает тогда, когда в цепочке содержатся три вышеуказанных группы радионуклидов (металлы, галогены и инертные газы), т.е. система содержит 6 уравнений:

$$\begin{aligned} dc(A,z)/dt &= F1 \cdot U \cdot (1 - Y1) \cdot W/G + J1 \cdot m(A,z)/G, \\ dm(A,z)/dt &= F1 \cdot U \cdot Y1 \cdot W - (L1 + J1) \cdot m(A,z), \\ dc(A,z+1)/dt &= F2 \cdot U \cdot (1 - Y2) \cdot W/G + J2 \cdot m(A,z+1)/G, \\ dm(A,z+1)/dt &= F2 \cdot U \cdot Y2 \cdot W + L1 \cdot m(A,z) - (L2 + J2) \cdot m(A,z+1), \\ dc(A,z+2)/dt &= F3 \cdot U \cdot (1 - Y3) \cdot W/G + J3 \cdot m(A,z+2)/G, \\ dm(A,z+2)/dt &= F3 \cdot U \cdot Y3 \cdot W + L2 \cdot m(A,z+1) - (L3 + J3) \cdot m(A,z+2). \end{aligned}$$

где c – концентрация продуктов деления в газовом потоке; m – количество продуктов деления, осажденных на поверхность сборки твэлов; A, z – атомный вес и заряд ядра атомов-продуктов деления; F – вероятность образования ядра при делении урана; U – вероятность первичного выхода осколка в газ; Y – вероятность осаждения атома из газового потока; J – вероятность выхода с поверхности осажденного атома; L – постоянная распада; W – мощность сборки твэлов; G – расход газа.

III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 3, докл. №С5

ИССЛЕДОВАНИЕ ИЗМЕНЕНИЙ ПРОЧНОСТИ ТВЭЛОВ ПОСЛЕ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ ПРИМЕНИТЕЛЬНО К РАБОТЕ ЯЭДУ НА ДВИГАТЕЛЬНОМ И ЭНЕРГЕТИЧЕСКОМ РЕЖИМАХ

Дерявко И.И., Тарасов В.И. (ОЭ НПО «Луч»)

Ключевые слова: ядерный ракетный двигатель, карбидный стержневой твэл, реакторное облучение, прочность, упрочнение, остаточные напряжения, отжиг, дефекты структуры, залечивание трещин.

Несмотря на жесткие условия эксплуатации, стержневые твэлы ядерной энерго-двигательной установки (ЯЭДУ) должны оставаться работоспособными, т.е. сохранять несущую способность и значительную часть исходной прочности, достаточно длительное время: в двигательном режиме от 1 до 5 ч в зависимости от назначения установки, а в энергетическом до 15000 ч. Ситуация упрощается тем, что, как следовало из реакторных испытаний, у твэлов на начальных стадиях облучения и в двигательном, и в энергетическом режимах реактора обнаруживается радиационный прирост прочности, способствующий сохранению их целостности и работоспособности. Поскольку механизм радиационного упрочнения хрупких тугоплавких материалов во многом отличается от хорошо известного механизма радиационного упрочнения пластичных материалов, целью настоящей работы является экспериментальное изучение особенностей и основных причин изменения прочности карбидных твэлов на начальных стадиях облучения.

Рассмотрим вначале характер изменения прочности твэлов в случае двигательного режима работы реактора ЯЭДУ. Исследовались твэлы из UC-ZrC и UC-ZrC-NbC, прошедшие испытания в течение ~0,25 ч в охлаждаемых водородом проточных каналах ТК300 реактора ИВГ.1 на пусках ЭП, ИП-1 и ИП-2 при интенсивности облучения $\sim 7 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ (тепловых нейтронов). Было установлено, что степень упрочнения твэлов после облучения до флюенса тепловых нейтронов $(1-5) \cdot 10^{17} \text{ см}^{-2}$ существенно зависит от температуры облучения твэлов $T_{об}$: в низкотемпературных нагревных секциях (НС) отмечалось примерно двукратное упрочнение, в высокотемпературных – совсем незначительное (рисунок 1).

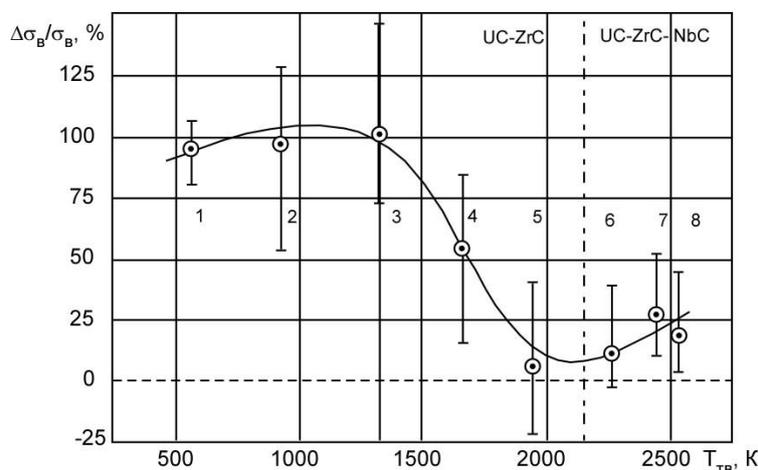


Рис. 1. Изменение прочности твэлов из UC-ZrC и UC-ZrC-NbC после испытаний до флюенса нейтронов $(1-5) \cdot 10^{17} \text{ см}^{-2}$ в проточных каналах ТК300 реактора ИВГ.1 (цифрами указаны номера нагревных секций, точками – средние для твэлов девяти каналов значения $\Delta\sigma_B/\sigma_B$)

При рентгенографическом исследовании облученных твэлов было обнаружено присутствие в них благоприятно распределенных (т.е. со сжатием на поверхности) остаточных макронапряжений $\sigma_{ост}$ (измерения осевых $\sigma_{ост}^2$ на поверхности твэлов выполнялись неразрушающим способом [1])

наклонных съемок в специально переоборудованной для этих целей рентгеновской камере КРОС). Полученный характер изменения $\sigma_{ост}$ в зависимости от температуры облучения твэлов (рисунок 2) позволяет утверждать, что упрочнение твэлов под облучением обусловлено именно возникновением сжимающих напряжений на их поверхностях.

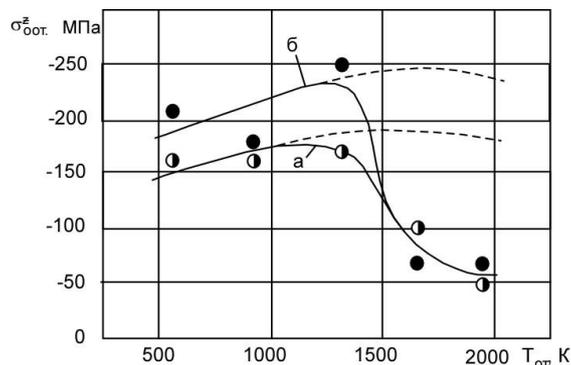


Рис. 2. Остаточные напряжения на поверхностях твэлов из UC-ZrC, прошедших испытания в каналах ТК300 реактора ИВГ.1 (а – канал №27, пуск ИП-2, $\tau \sim 0,1$ ч; $\Phi_T \sim 2 \cdot 10^{17}$ см⁻²; б – канал №42, пуски ЭП + ИП-1 +ИП-2, $\tau \sim 0,25$ ч; $\Phi_T \sim 5 \cdot 10^{17}$ см⁻²)

Причина образования таких напряжений, как удалось выяснить, заключалась в том, что твэлы облучались со значительным (от 80 до 150 К) радиальным перепадом температуры ΔT . Причем наличие перепада ΔT обеспечивало возникновение в них остаточных напряжений двух видов: напряжений $\sigma_{рел}$, связанных с релаксацией термических напряжений σ_T , и напряжений $\sigma_{расп}$, вызванных неравномерным радиационным распуханием материала твэла.

Первый вид напряжений должен возникать только в твэлах, облучаемых в температурной области упруго-вязкого состояния карбида, т.е. при $T > T_{в-х}$ ($T_{в-х}$ – температура вязко-хрупкого перехода, равная ~ 1800 К [2, 3]), когда термические напряжения способны интенсивно релаксировать. Процесс релаксации σ_T (процесс перехода упругой деформации в пластическую) сопровождается накоплением пластической деформации сжатия внутри твэла и растяжения на периферии. После охлаждения такого твэла ниже $T_{в-х}$ наличие неоднородной пластической деформации создаст в нем напряжения $\sigma_{рел}$, противоположные по знаку напряжениям σ_T , т.е. со сжатием на периферии и с растяжением внутри твэла.

Для установления возможности образования $\sigma_{рел}$ в карбидном материале за счет релаксации σ_T и определения температурной границы возникновения таких напряжений были проведены имитационные эксперименты с термонагрузением дисков из ZrC при различной температуре (перепад ΔT по радиусу диска, составлявший ~ 150 К, создавался индукционным нагревом периферии диска; окружные $\sigma_{рел}^{\theta}$ на боковой поверхности термообработанного диска измерялись рентгеновским способом [1]). Было установлено, что напряжения $\sigma_{рел}$ действительно возникают, причем первое проявление релаксации σ_T в ZrC устойчиво регистрируется рентгеновскими измерениями уже при $T_d = 1600$ К, где T_d – средняя температура диска. При этом скорость релаксации заметно увеличивалась с повышением T_d , и при 2300 К процесс релаксации завершался за ~ 100 с (рисунок 3).

Второй вид остаточных напряжений – это напряжения $\sigma_{расп}$, возникающие из-за неравномерного по поперечному сечению твэла радиационного распухания топливного карбидного материала. Эта неравномерность, как видно из таблицы 1, заключается в большем увеличении удельного объема материала в периферийной области твэла по сравнению с внутренней, что и создает сжимающие $\sigma_{расп}$ на поверхности и растягивающие внутри стержня.

Возникающие и нарастающие в процессе облучения $\sigma_{расп}$ должны полностью сохраняться только у твэлов, облучаемых в температурной области упруго-хрупкого состояния карбида. В твэлах, облучаемых при $T > T_{в-х}$, напряжения $\sigma_{расп}$ должны релаксировать одновременно с релаксацией σ_T , что приведет к снижению уровня $\sigma_{рел}$, т.к. напряжения $\sigma_{расп}$ и σ_T имеют противоположные знаки. Как сле-

дует из сопоставления значений $\sigma_{расп}^z$, рассчитанных по данным неравномерности распухания твэлов (см. таблицу 1, а также пунктирные кривые на рисунке 2), со значениями непосредственно измеренных $\sigma_{ост}^z$ (см. сплошные линии на рисунке 2), напряжения σ_T и $\sigma_{расп}$ релаксируют в твэлах, облучаемых при температуре выше ~ 1500 К, т.е. в твэлах НС №№4-8. Из полученного следует также, что измеренные напряжения $\sigma_{ост}^z$ (рисунок 2) являются напряжениями $\sigma_{расп}$ в первых трех НС и напряжениями $\sigma_{рел}$ в твэлах остальных пяти НС, а напряжения $\sigma_{рел}$ следует понимать в дальнейшем как напряжения, созданные одновременной релаксацией σ_T и напряжений $\sigma_{расп}$.

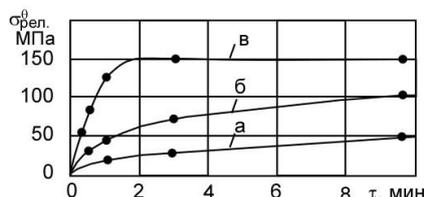


Рис. 3. Влияние температуры нагрева диска из ZrC с перепадом температуры по радиусу примерно 150 К на скорость релаксации термических напряжений, оцененную посредством измерения возникающих остаточных напряжений (а – 1600 К; б – 1800 К; в – 2300 К)

Таблица 1. Периоды решетки на поверхности $a_0^{пов}$, среднемассовые периоды a_0 и рассчитанные по этим периодам осевые остаточные напряжения $\sigma_{расп}^z$ у твэлов из UC-ZrC, облученных в течение $\sim 0,25$ ч до $\Phi_T \sim 5 \cdot 10^{17}$ см⁻² в канале ТК300 №42 реактора ИВГ.1 (значения периода $a_0^{пов}$ и среднемассового периода a_0 соответствуют состоянию твэлов после разгрузки от напряжений)

Номер НС	1	2	3	4	5
$a_0^{пов}$, нм	0,47374	0,47351	0,47310	0,47265	0,47226
a_0 , нм	0,47346	0,47327	0,47281	0,47230	0,47198
Δa_0 , нм	0,00028	0,00024	0,00029	0,00035	0,00028
$\sigma_{расп}^z$, МПа	-220	-190	-230	-280	-220

Таким образом, основной особенностью изменения прочности твэлов на начальной стадии эксплуатации реактора ЯЭДУ в двигательном режиме является их упрочнение, зависящее от температуры облучения и обусловленное возникновением на поверхности сжимающих остаточных напряжений двух видов – $\sigma_{рел}$ и $\sigma_{расп}$.

Рассмотрим теперь характер изменения прочности твэлов в случае энергетического режима работы реактора. Исследовалось состояние твэлов из UC-ZrC-C и UC-ZrC-NbC в ходе ресурсных испытаний в заполненных гелием под давлением $\sim 0,4$ МПа ампулах реактора РА в режиме малой мощности, имитирующем энергетический режим реактора ЯЭДУ. Было получено, что реакторное облучение твэлов с интенсивностью $\sim 1,5 \cdot 10^{12}$ тепл. нейтр./(см² с) в течение 70-1120 ч упрочняет их на (20-40) %, причем степень упрочнения, как оказалось, не зависит от температуры облучения (рисунок 4), а определяется только длительностью облучения (флюенсом нейтронов, глубиной выгорания урана N_d). Получено также (рисунок 5), что этот радиационный прирост прочности уже на самой начальной стадии ресурсных испытаний, достигнув максимума при глубине выгорания урана порядка $5 \cdot 10^{17}$ дел./см³, имеет устойчивую тенденцию к снижению.

При установлении причин упрочнения твэлов, облучаемых в ампулах, были приняты во внимание следующие обстоятельства. Во-первых, твэлы всех ампул облучались с пренебрежимо малым (< 5 К) радиальным перепадом ΔT . Следовательно, в них не могли возникнуть остаточные макронапряжения, способные повлиять на прочность. Во-вторых, эффект упрочнения не исчезает при отжиге облученных твэлов. Например, упрочнение твэлов ампулы №5 на 38 %, приобретенное при облучении в диапазоне температур от 830 до 1300 К полностью сохранялось после полуторачасового отжига в гелии при температуре 1870 К, в то время как другие характеристики твэлов (электросопротивление, модуль Юнга, период решетки, длина) уже после получасового отжига практически полностью возвращались к исходным (до облучения) значениям. В-третьих, прочность спеченных карбидов опреде-

ляется, как известно [2], исходным уровнем дефектности структуры, заложенным технологией спекания, причем из всего многообразия дефектов наиболее опасными являются микро- и субмикротрещины.

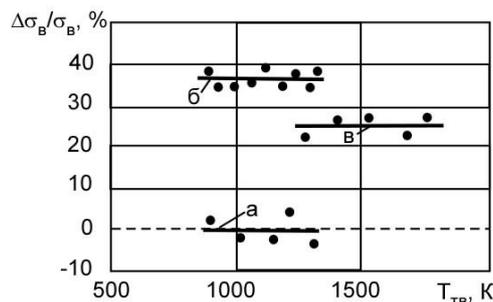


Рис. 4. Характер упрочнения твэлов из UC-ZrC-C и UC-ZrC-NbC после испытаний в трех гелиевых ампулах реактора РА в течение 5 ч (а), 290 ч (б) и 598 ч (в)

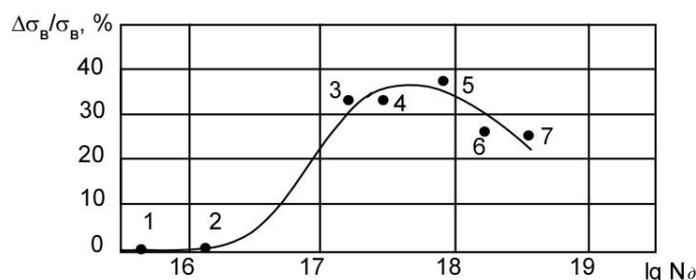


Рис. 5. Изменение прочности твэлов из UC-ZrC-C и UC-ZrC-NbC в зависимости от глубины выгорания урана N_d при испытаниях в семи гелиевых ампулах реактора РА в течение 1 ч (1), 5 ч (2), 69 ч (3), 74 ч (4), 290 ч (5), 598 ч (6) и 1117 ч (7)

Отсюда следует предположить, что причины упрочнения твэлов связаны с изменением уровня дефектности их структуры: под влиянием осколков деления на начальной стадии облучения происходит снижение исходного уровня дефектности структуры качественным путем (понижением коэффициентов концентрации у дефектов) и количественным (уменьшением числа дефектов). Поскольку процессы локальных взаимодействий замедлившихся осколков с дефектами структуры происходят при температуре выше температуры плавления материала [4, 5], то на результат этих взаимодействий (на упрочнение твэлов) не должны влиять ни температура облучения, ни температура отжига, превышающая T_{обл}.

Экспериментальное подтверждение предположения об упрочнении твэлов за счет снижения дефектности структуры было получено при исследовании возможности радиационного (а также термического) залечивания искусственно созданных на поверхности твэлов термических трещин. Радиационное залечивание трещин проводилось в ампуле №5 (твэлы с трещинами в этой ампуле облучались совместно с целыми твэлами), а чисто термическое – в отжиговом устройстве, где воспроизводились условия ампулы №5, исключая реакторное воздействие. Степень залечиваемости трещин определялась по изменению прочности σ_в, электросопротивления R и упругого прогиба f твэла при его нагружении в середине сосредоточенной массой.

Результаты исследований свидетельствовали о том, что чисто термическим воздействием при невысокой для карбидов температуре (1100 К) невозможно даже частично залечить поверхностные трещины (см. верхнюю половину таблицы 2). Наоборот, после облучения была зафиксирована полная залечиваемость трещин (см. нижнюю половину таблицы 2). Видно, в частности, что вызванное трещинами примерно двукратное разупрочнение твэлов сменилось после их залечивания упрочнением на 98 %, из которых 38 % соответствуют радиационному упрочнению твэлов без трещин, а остальные 60 % связаны с дополнительным уменьшением дефектности структуры в поверхности твэлов за счет того, что трещины при своем зарождении поглотили часть наиболее опасных поверхностных дефек-

тов. Следует отметить, что и в этом случае упрочнение не исчезало после дополнительного отжига при температуре выше $T_{обл}$, тогда как характеристики f и R возвращались к исходным (до облучения и создания трещин) значениям.

Таблица 2. Изменения средних значений характеристик X у твэлов из UC-ZrC-C и UC-ZrC-NbC с искусственно созданными на поверхности термическими трещинами после отжига в печи и после облучения в ампуле №5

X, отн. ед.	Исходное состояние	После создания трещин	После отжига (He; 290 ч; 0,4 МПа; 1100 К)	После облучения (He; 290 ч; 0,4 МПа; 830...1300 К)
f	100	124	125	не обл.
R	100	126	125	не обл.
σ_b	100	45	47	не обл.
f	100	124	не отж.	104 (100)*
R	100	126	не отж.	141 (103)*
σ_b	100	45	не отж.	198 (207)*

*– после дополнительного полуторачасового отжига в гелии при 1870 К

Обнаруженная полная залечиваемость искусственно созданных трещин непосредственно указывает на возможность протекания в твэлах под облучением процессов полного или частичного залечивания («стирания») пиками смещений исходных дефектов, тем более что последние имеют меньшие размеры (протяженности), чем термические трещины.

Таким образом, в твэлах под облучением протекают два конкурирующих процесса: образование радиационных дефектов различного типа и залечивание исходных и отдельных типов возникающих радиационных дефектов. На начальной стадии облучения (восходящая ветвь кривой на рисунке 5) преобладающим является процесс залечивания; в дальнейшем ситуация изменяется на обратную, что приводит по мере накопления устойчивых радиационных дефектов сначала к снижению упрочнения (нисходящая ветвь кривой), а затем и к разупрочнению твэлов.

На основании результатов, представленных на рисунке 5, можно утверждать, что прочность твэлов при продолжении ресурсных испытаний в ампулах реактора РА будет оставаться на уровне не ниже исходной до выгорания $\sim 2 \cdot 10^{19}$ дел./см³. А поскольку несущая способность у спеченных карбидных твэлов сохраняется даже при двукратном разупрочнении, последние будут оставаться работоспособными до выгорания N_d порядка $5 \cdot 10^{19}$ дел./см³, т.е. при ресурсе испытаний около 15000 ч.

В заключение остается отметить, что не зависящее от $T_{обл}$ упрочнение твэлов за счет снижения уровня дефектности структуры (назовем это упрочнение условно «радиационным эффектом») имеет место и в случае двигательного режима реактора ЯЭДУ. Поэтому окончательный результат рассмотрения особенностей изменения прочности твэлов на начальных стадиях эксплуатации реактора в двигательном и энергетическом режимах следующий. Изменение прочности твэлов в обоих случаях характеризуется появлением упрочнения; степень упрочнения в случае двигательного режима при $T_{обл} < T_{в-х}$ определяется напряжениями $\sigma_{расп}$ и радиационным эффектом, а при $T_{обл} > T_{в-х}$ – напряжениями $\sigma_{рел}$ и опять же радиационным эффектом; в случае энергетического режима степень упрочнения при любой $T_{обл}$ определяется только радиационным эффектом.

ЛИТЕРАТУРА

1. Дерявко И.И., Ланин А.Г. Авт. свид. СССР №737818, бюлл. №20, 1980.
2. Андриевский Р.А., Ланин А.Г., Рымашевский Г.А. Прочность тугоплавких соединений. – М., Металлургия, 1974, 240 с.
3. Турчин В.Н., Дерявко И.И., Ланин А. Г. и др. Макро и микропластичность при разрушении карбидов переходных металлов.– Известия АН СССР, сер. Неорганические материалы, 1974, №7, с. 1125-1128.
4. Дегальцев Ю.Г., Пономарев-Степной Н.Н., Кузнецов В.Ф. Поведение высокотемпературного топлива при облучении. – М., Энергоатомиздат, 1987, 207 с.
5. Конобеевский С.Т. Действие облучения на материалы. – М., Атомиздат, 1967, 328 с.

[III отрасл. конф. «Яд. энергетика в космосе. ЯРД», Семипалатинск-21, ОЭ НПО «Луч», 1992, ч. 3, докл. №4.11](#)

ПУТИ ОБЕСПЕЧЕНИЯ ЭКОЛОГИЧЕСКОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАЗЕМНОЙ ОТРАБОТКИ ЭЛЕМЕНТОВ РЕАКТОРОВ ЯРД

Власенко Ю.П., Котов В.М. (ОЭ НПО «Луч»)

Ключевые слова: ядерный ракетный двигатель, безопасность, авария, выход продуктов деления, радионуклиды, замкнутый контур, фильтр, накопитель.

Особенности реакторов ЯРД заключаются в близости параметров (таких, как температура, механические нагрузки) для многих элементов реактора к предельно допустимым значениям. Тем самым определяются высокая вероятность возникновения аварии, ее возможные масштабы, а также высокое значение величины выхода продуктов деления из твэлов реактора в номинальных режимах его работы.

Для обеспечения безопасной отработки реакторов ЯРД в наземных условиях должен быть предусмотрен комплекс мер, сводящих к минимуму отрицательные эффекты, возникающие как в аварийных ситуациях, так и при штатной работе реактора.

Безопасность в отношении аварийных ситуаций может достигаться за счет удаления площадки испытаний от населенных пунктов, сооружения соответствующих защитных оболочек.

Существенным положительным фактором здесь является малое время работы реактора ЯРД в номинальных режимах при всем планируемом цикле включений двигателя. Таким образом, в активной зоне реактора не нарабатываются продукты деления, количество которых и определяет масштабы последствий аварии.

Сложнее обстоит дело в отношении нейтрализации воздействия продуктов деления, образующихся во время номинальной работы реактора, на окружающую среду.

Из-за требуемой высокой энергонапряженности и высокой температуры твэлов невозможно создание эффективного первого барьера на пути продуктов деления – защитной оболочки на поверхности твэла. Поэтому должны быть безвариантно исключены схемы испытаний ЯРД, предусматривающие открытый выхлоп рабочего тела в атмосферу. Барьеры, достаточные для создания экологически безопасного стенда для отработки ЯРД, должны располагаться в контуре теплоносителя (рабочего тела).

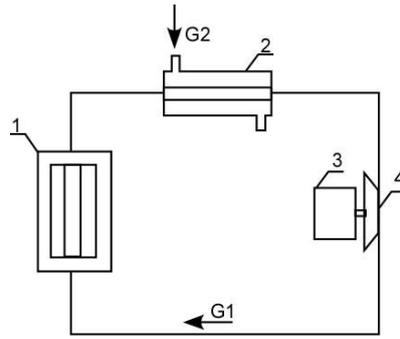
Рассмотрены три основных типа таких систем:

- замкнутый контур с циркуляцией в нем теплоносителя,
- система с предварительным хранением рабочего тела и сбросом его через фильтрующие устройства после нагрева в реакторе,
- система с предварительным хранением рабочего тела, в которой после разогрева газа в реакторе проводится его накопление и выдержка в емкостях.

Схематично эти типы систем представлены на рис. 1, 2 и 3. Рассматриваемые системы не включают всего возможного набора принципиально пригодных систем, но во многом являются наиболее характерными.

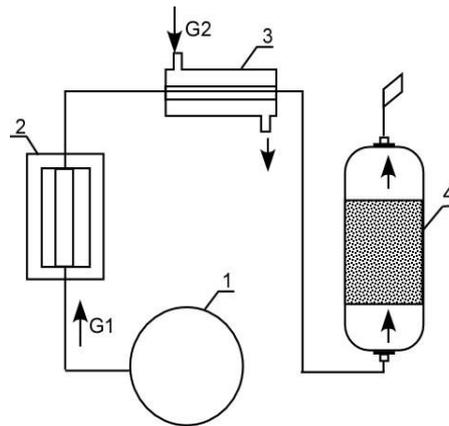
Система 1-го типа представляется наиболее простой по набору элементов и принципу работы. Однако ее реализация сталкивается с наибольшими трудностями. Это связано как с появлением активных элементов, работающих в тяжелых условиях (насосы, теплообменники), так и со сложностями установления заданных параметров рабочего тела на входе в реактор и, соответственно, с ухудшением представительности наземных испытаний ЯРД.

В схемах 2-го и 3-го типов легко реализуются требуемые параметры рабочего тела на входе в реактор и могут быть сведены к минимуму сложности создания активных элементов, обеспечивающих эти параметры.



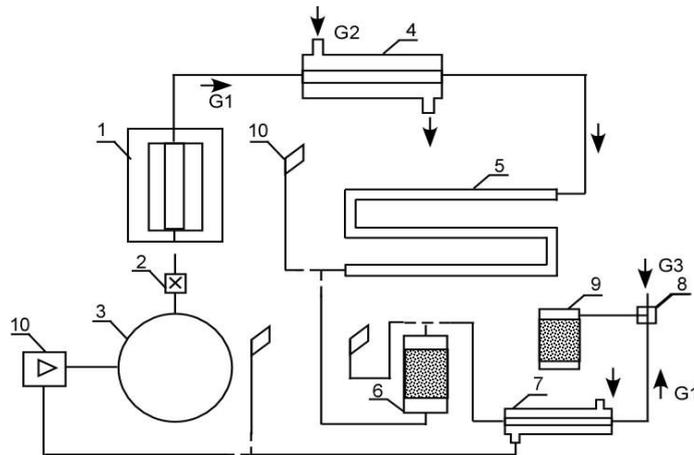
1 – реактор, 2 – теплообменник, 3 – электромотор, 4 – насос.

Рис. 1. Схема испытаний ЯРД с замкнутым контуром теплоносителя



1 – газгольдер, 2 – реактор, 3 – теплообменник, 4 – фильтр.

Рис. 2. Схема испытаний с открытым выхлопом теплоносителя



1 – реактор, 2 – регулирующая арматура, 3 – газгольдер, 4 – теплообменник, 5 – сборная емкость, 6 – фильтр, 7 – рекуперативный теплообменник, 8 – смеситель, 9 – криогенный фильтр, 10 – устройство сброса водорода.

Рис. 3. Схема испытаний с накоплением теплоносителя

Опыт работы с фильтрующими системами высокотемпературных газовых контуров показывает, что можно относительно легко достигнуть требуемых степеней очистки газа от радионуклидов, являющихся металлами. Эффективная очистка газа от продуктов деления – галогенов возможна при

снижении температуры газа до уровня 300-600 К и использовании определенных химических добавок в материалы фильтрующих элементов.

Наибольшую сложность вызывает очистка газа от продуктов деления, являющихся инертными газами. Во многих изобарных цепочках продуктов деления инертные газы находятся в начальной части и их выход предопределяет последующее появление биологически опасных радионуклидов за фильтром. Для эффективной очистки от инертных газов требуется снижение его температуры до уровня криогенных. Стоимость такого фильтра при пропускании через него газа с расходом характерным для реакторов ЯРД будет весьма высока.

Системы 3-го типа обеспечивают возможность наиболее высокой степени очистки рабочего тела от продуктов деления при минимальной стоимости его реализации на начальном этапе выполнения программы работ и уверенности в достоверности получения требуемого результата. Такое преимущество является следствием большого времени пребывания продуктов деления в накопительной емкости, преобразований происходящих в цепочках распада. Возможны следующие варианты исполнения систем этого типа:

по типу используемого на входе в накопительную емкость холодильника:

- с непосредственным контактом горячего газа с охлаждающей поверхностью,
- с разбавлением потока горячего газа дополнительным потоком холодного газа,
- с разбавлением потока горячего газа в собственном охлажденном потоке,
- без охлаждения;

по использованию газа на выходе из накопительной емкости (после выдержки):

- с непосредственным выбросом в атмосферу,
- с выбросом в атмосферу после фильтрации,
- с возвратом газа в емкость высокого давления;

по конструкции емкости низкого давления:

- емкость с минимальным отношением ее поверхности к объему (близкая к шару),
- емкость на основе магистральных трубопроводов.

Эксплуатационные показатели системы во многом зависят от конструктивного исполнения выходного накопителя рабочего тела. Лучшие результаты достигаются при использовании в качестве накопителя труб магистральных трубопроводов диаметром до двух метров. При заполнении такой емкости с одной из ее сторон и последующем отборе газа с другой стороны емкости (трубы) достигается высокая степень очистки рабочего тела от радионуклидов. Коэффициент очистки для критической группы радионуклидов, включающей ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{129}I , достигает величины $1 \cdot 10^{-6}$.

Очистка рабочего тела от долгоживущих газообразных радионуклидов может проводиться с помощью криогенных фильтров малого расхода.

Такая очистка обеспечит существенно большую эксплуатационную безопасность стенда по отработке реакторов ЯРД, чем существующие уровни безопасности любой АЭС.

Для стенда, обеспечивающего работу реактора в течение 1000 секунд, при расходе водорода 1 кг/с потребуется 700 метров труб диаметром 2 метра.

Водород после отстоя в такой емкости может использоваться вторично. Для этого достаточно использовать соответствующее оборудование (компрессор высокого давления, теплообменники), рассчитанное на небольшой расход. Можно считать удовлетворительным, если время заполнения емкостей высокого давления будет находиться в пределах от нескольких суток до 3-5 недель.

Эта система очистки теплоносителя может хорошо стыковаться с системой подачи, использующей водород в жидком виде, для чего необходимо ее дополнить оживителем небольшой производительности.

Таким образом, есть все основания считать, что модификации системы 3-го типа с накоплением рабочего тела должны рассматриваться в первую очередь при разработке программ наземной отработки элементов ЯРД.

Опыт, полученный при реализации системы с накоплением отработанного рабочего тела и его дополнительной очисткой и возвратом малым расходом в накопитель первичного рабочего тела, позволит судить о необходимости и условиях использования систем с циркуляцией теплоносителя в замкнутом контуре и систем с полнопоточной очисткой и сбросом теплоносителя в атмосферу.

[Научно-практич. конф. «20 лет энергетич. пуска реактора ИВГ.1», Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995, докл. №III](#)

СТЕНДОВЫЙ КОМПЛЕКС «БАЙКАЛ-1». ПОДГОТОВКА И ПРОВЕДЕНИЕ ПЕРВОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПУСКА РЕАКТОРА ИВГ.1

Тихомиров Л.Н. (ИАЭ НЯЦ РК)

Реактор ИВГ.1 являлся первым наземным прототипом реактора ЯРД. Реактор сооружен на стендовом комплексе «Байкал-1» площадки «10» Семипалатинского ядерного полигона. С момента проведения энергетического пуска в 1975 году реактор эксплуатировался в течение 14 лет до момента его модернизации в 1989 году.

Стендовый комплекс «Байкал-1» проектировался и строился для проведения испытания ТВС различных модификаций ЯРД с открытым выхлопом.

ВВЕДЕНИЕ

Реактор ИВГ.1 разработан на основании постановлений ЦК КПСС и СМ №673-276 от 13.08.64 года и №842-304 от 25.10.65 года и технического задания.

Сущность реактора и стендового комплекса в целом, содержащего множество элементов новой техники, определила необходимость поэтапной разработки проекта и ввода в эксплуатацию стендового комплекса и реактора. Наиболее важными этапами являлись:

- определение параметров реактора, выбор его конструкции;
- проектирование и изготовление реактора;
- определение параметров, выбор конструкции, проектирование и изготовление технологических каналов (ТК) первой активной зоны;
- проектирование, строительство и монтаж оборудования стендового комплекса на объекте 300;
- проведение физического пуска реактора;
- проведение пуско-наладочных работ на стенде;
- проведение энергетического пуска реактора.

СТРОИТЕЛЬСТВО СТЕНДОВОГО КОМПЛЕКСА «БАЙКАЛ-1»

Параллельно с разработкой проектов реактора, систем и стендового комплекса в целом, с 1966 года на территории площадки «10» начались строительные работы (жилые бараки, котельная, котлованы под подземные газгольдеры сооружений 104 А, 104 Б, 104 Г и т.д.).

Строительство осуществляли военные строители в/ч 31516, являющейся генеральным подрядчиком.

Руководство строительством осуществляла Объединенная экспедиция ПНИТИ с участием представителей разработчиков проектов.

Начальником ОЭ был Кадыров А.А., начальником ДСП – Юрченко Д.Ф., главным инженером СП – Кузнецов Ю.И., и.о. начальника объекта 300 – Лелюхин О.А., командиром полигона – генерал-майор Виноградов.

Строительство основных зданий и сооружений стендового комплекса было завершено к 1970 году.

ПРОЕКТИРОВАНИЕ, МОНТАЖ И НАЛАДКА СТЕНДОВОГО КОМПЛЕКСА

Генеральным проектировщиком стендового комплекса «Байкал-1» являлся ГИКП (ныне ВНИПИЭТ), г. Ленинград; руководитель – Юпатов И.А., а с 1974 года – Рыблов В.Я.

Главным конструктором реактора ИВГ.1 являлся НИКИЭТ, г. Москва; нач. отдела 11 Уласевич Владилен Кондратьевич.

Научным руководителем проекта реактора ИВГ.1 являлся ИАЭ им. Курчатова, г. Москва; начальник сектора №7 Талызин Виктор Михайлович.

Главным конструктором-технологом ТК являлся ПНИТИ, г. Подольск; основными руководителями работ являлись Подладчиков Юрий Николаевич, Федик Иван Иванович, Дьяков Евгений Константинович.

Разработка проектов реактора и систем стендового комплекса осуществлена в период с 1966 по 1969 гг.

Изготовление реактора, ТК, трубопроводов и оборудования стендовых систем осуществляли НИКИЭТ, ПНИТИ, предприятия п/я Г-4586, п/я А-3686, п/я Г-4781, п/я В-8534 и др.

Монтаж реактора осуществляло МУ-6 МСМ (МСУ-36), г. Москва; начальник управления Кобылянский. Курировал монтаж и сборку реактора представитель НИКИЭТ Остапчук В.П. – первый начальник реакторной службы в 1974 году.

Системы стендового комплекса «Байкал-1»

- ◆ Система управления и защиты (СУЗ)
Проект СУЗ-300 разрабатывал НИКИЭТ (отделы Шубина Владимира Ивановича и Филиппова Аркадия Григорьевича).
Разработчики: Осадченко З.Н., Гришин В.В., Червяков В.Г., Кондратьев И.И.
Утверждал проектную документацию – зам. директора Емельянов Иван Яковлевич.
Монтаж системы проводило МСУ-78, г. Новосибирск (Пеночатых, Матыгулин, Шантур, Букин).
Наладку системы проводило МСУ-70, г. Новосибирск (Рязановский, Писарев, Гусельников).
Участвовали в наладке, а затем в эксплуатации системы СУЗ сотрудники службы: Анашин – первый начальник службы (1972 г.), Архинович, Тихомиров Л.Н., Коротин, Якунин, Вишняков, Шеин, Сафонов А.Г., Котяшкин В.М., Демко Н.А.
- ◆ Система автоматического управления (САУ)
Проект САУ разработан во ВНИПИЭТ; Луценко Георгий Аркадьевич.
Монтаж системы вело МСУ-78 с участием сотрудников службы САУ (272). Первым начальником службы был Поляков Владимир Николаевич. Наладка системы проводилась коллективом службы.
- ◆ Система КИП
Проект системы разрабатывал ГКИП (ВНИПИЭТ). Разработчики – ОКБ №2, начальник – Миллионщиков В.Н. Монтаж системы КИП осуществляло МСУ-78. Наладкой системы КИП занимались МСУ-70 и группа Линского из ПНИТИ с участием сотрудников службы. Первым начальником службы КИП (275) был Скосырский Г.С., службы ГА – Герасимов А.С.
- ◆ Система тепловодоснабжения, вентиляции и канализации
Проект разработан ВНИПИЭТ. Монтаж системы вело МСУ-36. Наладку системы вентиляции проводила группа из ПНИТИ, ДЭС – наладчики с завода им. Малышева, г. Харьков, совместно с сотрудниками службы. Наладчиками службы были Мальцев В.В., а затем Руденко В.П.
- ◆ Газовые и водяные системы
Проект ГВС был разработан ГИКП (ВНИПИЭТ). Монтаж осуществляло МСУ-36 (МУ-6), г. Москва. Наладку систем проводило МСУ-70; Петрушевский. В монтаже и наладке систем принимали участие нынешние сотрудники службы – Колбаенков А.Н., Музоверов Г.А., Яковлев В.В. Первым начальником службы ГС был Падерин Ю.П. (1972 г.), службы ВС – Кубарев В.М.
- ◆ Системы газификации и хранения рабочего тела (водорода, азота)
Проект системы газификации азота разработан ВНИПИЭТ. Проект системы газификации водорода разработан ВНИИКриогенМаш, г. Балашиха Московской области; зам. директора института – Филин Н.В. Строительство здания 103 вели военные строители в/ч 31516, г. Семипалатинска-21, монтаж оборудования – МУ №6 (начальник участка – Пастухов В.М.). Наладку водородной установки проводило ВНИИКриогенМаш. Первый начальник службы – Шляхов Л.Н. (1973 г.). Подземные сооружения 104 А, 104 Б, 104 Г проектировал ВНИПИ протехнологии, г. Москва; Расторгуев Георгий Аркадьевич. Разработку монтажной технологии проводил НИКИМТ, г. Москва. Разработку технологии укладки высокопрочного бетона и контроля за его качеством осуществлял Оргстройпроект (п/я А-1940), г. Москва. Строительство газгольдеров осуществляло Карагандинское шахтопроходческое управление (КСШУ). Монтаж газгольдеров, трубопроводов в стволе вела монтажная организация МСУ-36 (п/я А-7465), г. Кара-Балта, Киргизия. Первым начальником службы эксплуатации газгольдеров был Килимник С.М. (1973 г.), затем – Моисеенко А.С. (1974 г.).

◆ Система электроснабжения

Проект системы разработан во ВНИПИЭТ. Монтаж системы проводило МСУ-78, наладкой системы занималось МСУ-70. Первым начальником службы был Кудряшов Ю.Н.

ПОДГОТОВКА И ПРОВЕДЕНИЕ ФИЗИЧЕСКОГО ПУСКА

Подготовка к ФП осуществлялась в соответствии с Программой, разработанной ИАЭ, НИКИЭТ, ПНИТИ и утвержденной 16 ГУ МСМ. Одновременно был утвержден состав систем стенда, которые должны были быть готовы к работе в объеме, необходимом для проведения ФП.

Подготовка к физическому пуску реактора ИВГ.1 включала:

- разработку методик и подготовку аппаратуры;
- контрольную сборку реактора на стапеле в Москве;
- монтаж реактора, технологических систем на объекте, проведение ПНР систем;
- сборку ТК и ФКЭ;
- разборку НТД, подготовку пускового персонала;
- КПНР с гидроимитаторами ТК;
- сдачу объекта приемочной комиссии.

Летом 1971 года был привезен корпус реактора и установлен на рабочее место (1 Р.М.).

В конце 1971 года поступили внутренние части реактора (центральная сборка, отражатель с РБ и др.) и были законсервированы в помещении 03 здания 101.

Летом 1972 года была произведена сборка реактора. В сборке принимали участие Сметанников Владимир Петрович, Харитонов Станислав Михайлович. В это же время была проведена сборка технологических каналов типа ТК-300 (сварка нижней и верхней частей в помещении 03). Руководил этими работами Дьяков Евгений Константинович – главный конструктор ТК.

Монтажную технологию сборки реактора и технологических систем (ГВС) разработал НИКИМТ, г. Москва; представитель – Котов Алексей Иванович.

К сентябрю 1972 года реактор и необходимые для проведения ФП системы были подготовлены. Подготовлены: ТТС для загрузки каналов; штатная система залива воды в реактор (с помощью размерных бачков); система ДАЗ; система подачи азота. Пульта управления ФП находился в помещении 134 здания 101.

Физический пуск проведен с 14.09.72 по 27.11.72 гг.

18.09.72 г. – первое критическое состояние.

Пусковая бригада была сформирована из представителей ИАЭ, НИКИЭТ, ОЭ, в/ч 52605, а эксплуатационная бригада из представителей ОЭ. Была обеспечена двухсменная работа.

Руководителем ФП был назначен начальник сектора №7 ИАЭ им. Курчатова – Талызин Виктор Михайлович, от ОЭ – Могильный Игорь Алексеевич.

КОМПЛЕКСНЫЕ ПУСКО-НАЛАДОЧНЫЕ РАБОТЫ СТЕНДОВОГО КОМПЛЕКСА

В 1974 году был закончен монтаж основного оборудования стендовых систем, необходимых для проведения энергетического пуска. С октября 1974 года начались автономные пуско-наладочные работы на системах, а затем комплексные пуско-наладочные работы всех систем комплекса. Подготовка к энергопуску ИВГ.1 выполнялась Институтом атомной энергии им. Курчатова, Научно-исследовательским конструкторским институтом энерготехники, Подольским научно-исследовательским технологическим институтом и Объединенной экспедицией. Был проведен большой комплекс расчетных и экспериментальных работ, которые позволили подготовить стендовые системы, реактор, каналы активной зоны, техническую документацию. Одновременно проходил обучение обслуживающий персонал непосредственно на рабочих местах. К числу важнейших подготовительных работ относятся:

- определение параметров пуска и выбор его диаграмм;
- обоснование допустимой области работы ТК активной зоны;
- экспериментальное обоснование диаграммы изменения мощности реактора при пуске;
- аттестационные испытания технологических каналов;
- анализ условий безопасного проведения пуска;
- пуско-наладочные работы на системах стендового комплекса.

Наиболее трудоемкими, длительными, потребовавшими участия большого количества людей, были пуско-наладочные работы. Пуско-наладочные работы проводились в несколько этапов – сначала отлаживалась работа отдельных агрегатов, изучались их характеристики и режимы работы, затем отрабатывалось взаимодействие отдельных систем комплекса между собой, изучались переходные режимы в системах при различных видах отказов и неисправностей, отрабатывалась диаграмма проведения горячего пуска реактора. Все пуско-наладочные работы проводились по специально разработанным программам, которые определяли цели, методики проведения и организацию работ, учитывали специфику систем и возможности совмещения работ на системах во времени. Руководил работами главный инженер объекта 300 Ивлев Анатолий Павлович.

При проведении комплексных пуско-наладочных работ были исследованы различные аварийные режимы работы стендовых систем:

- переход с насосной системы подачи охлаждающей воды на вытеснительную от емкостей при отказе насосов 4 МСК-10;
- переход с основного редуктора системы подачи водорода на резервный;
- переход на резервную магистраль подачи водорода при отказе основного и резервного редукторов основной магистрали;
- отказ системы электропитания автоматики;
- переключение электропитания с основного источника на резервный;
- возникновение на системах стендового комплекса нескольких неисправностей одновременно и т.д.

Эти исследования позволили отладить систему предупредительной сигнализации и аварийной защиты. Результаты исследований переходных процессов послужили экспериментальным обоснованием условий безопасного проведения пуска и выбора установок аварийной защиты, подтвердили работоспособность всех систем и возможность реализации заданных программой энергетического пуска режимов работы.

Одновременно с решением технических задач была проверена и отработана организация работ, уточнена расстановка персонала, продолжительность и последовательность выполняемых в сменах работ, т.е. практически были решены почти все вопросы, связанные с подготовкой технологического регламента подготовки и проведения горячего пуска.

Завершающим этапом КППР явился холодный пуск стенда с использованием в качестве рабочего тела азота ХПА. Основной целью проведения холодного пуска была проверка взаимодействия персонала в процессе подготовки проведения пуска, комплексная проверка совместной работы стендовых систем. Успешное проведение в декабре 1974 года холодного пуска показало работоспособность стендовых систем и персонала к энергетическому пуску реактора. Руководил этими работами главный инженер объекта 300 Ивлев Анатолий Павлович.

ЭТАПЫ ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПУСКА

Таблица 1. Этапы подготовки энергетического пуска реактора ИВГ.1

Комплексные пуско-наладочные работы	Отладка работы отдельных систем АПНР с использованием гидроимитаторов. Отработка совместной работы систем. Исследование аварийных режимов технологических систем. Проведение холодного пуска на азоте (декабрь 1974 г.)
Контрольный физпуск	Проверка физических характеристик реактора при штатной загрузке ТК. Отработка регламента «слепого» выхода (январь 1975 г.).
Холодный пуск на водороде	Комплексная проверка работы всех систем (без СУЗ). Уточнение параметров технологических систем и установок АЗ, ПС (6-9 февраля 1975 г.).
Горячий пуск	Реализация диаграммы пуска (7 марта 1975 г.).

♦ Контрольный физический пуск

Первый этап энергетического пуска – контрольный физический пуск, проведенный с 4 по 16 января 1975 года. Контрольный физический пуск явился логическим продолжением физического пуска ИВГ.1 1972 года.

Необходимость контрольного физического пуска определялась следующими основными причинами:

- демонтажом и последующей сборкой реактора в период между физическим и энергетическим пусками;
- отсутствием данных по критическому состоянию штатно загруженной активной зоны;
- частичной заменой использованных при физическом пуске технологических каналов и установкой измерительного канала;
- вводом в эксплуатацию штатной СУЗ, в том числе и датчиков, установленных после ФП;
- вводом в эксплуатацию штатной системы заполнения реактора водой.

При проведении контрольного физического пуска были решены следующие основные задачи:

- определены критические состояния реакторов в петлевом варианте загрузки – предварительное (26 ТК, ИК и 4 РК) и штатное (30 ТК и ИК);
- проверены эффективность и регулировочные характеристики системы регулирующих барабанов и эффективность стержней дополнительной аварийной защиты;
- прокалиброваны датчики штатной системы управления и защиты реактора;
- проведены радиационные исследования;
- определено влияние рабочих газов на реактивность реактора;
- исследован режим «слепого» выхода на минимально-контролируемый уровень мощности и отработан регламент режима «I» горячего пуска.

Эксперименты во время КФП выполнялись с использованием методик и результатов ФП, а также методик разработанных непосредственно для КФП.

Работы проводились в три стадии. На первой, выполненной 4-6 января, была произведена загрузка реактора технологическими, физическими и измерительными каналами. На второй стадии (она началась сразу после загрузки реактора в 6 января и длилась до 10 января) были проведены исследования и решены все задачи, кроме отработки методики «слепого» выхода. На третьей стадии (13-16 января) был отработан регламент «слепого» выхода и режима «I» горячего пуска. Управление реактором на первых двух стадиях осуществлялось с использованием СУЗ ФП с пульта физического пуска, а на третьей стадии с использованием штатной СУЗ с центрального пульта (рисунок 1).

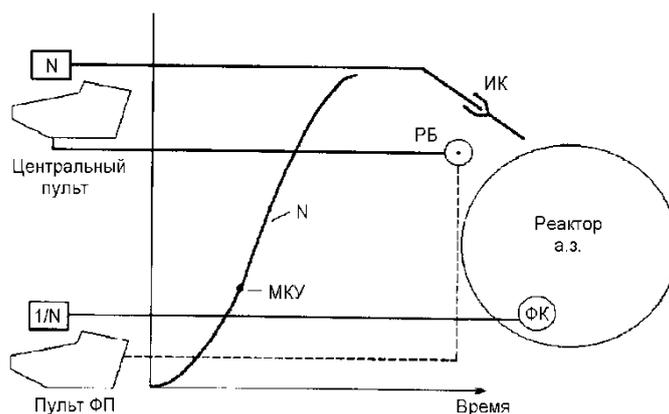


Рис. 1. Схема по отработке регламента «слепого» выхода на МКУ

Эксперименты показали хорошее совпадение критических состояний реактора и эффективности органов регулирования при КФП и ФП, что послужило основанием использования при КФП результатов ФП. Руководил контрольным физическим пуском начальник отдела 240 Грознов Валерий Николаевич.

◆ Холодный пуск стенда с использованием водорода (ХПВ)

Холодный пуск стендового комплекса – второй этап энергетического пуска, являющийся генеральной репетицией горячего пуска, проводился в период с 6 по 9 февраля 1975 года. При проведении холодного пуска была использована активная зона со штатной загрузкой. В качестве теплоноси-

теля использовался водород. Было задействовано все штатное оборудование и системы, предназначенные для проведения горячего пуска, включая и подземный газгольдер 104А.

Все работы проводились в строгом соответствии с технологическим регламентом и положением об организации работ, за исключением того, что в пусковую смену не выполнялись операции, связанные с управлением реактора и в целях экономии водорода продолжительность работы на номинальном уровне была сокращена до 100 с.

При проведении ХПВ впервые была осуществлена продувка ТК и ИК водородом при номинальных для горячего пуска параметрах и измерено его давление в трактах технологических каналов. Результаты этих измерений позволили выбрать аварийные уставки в трактах ТК.

В процессе ХПВ проверена готовность персонала всех смен к проведению горячего пуска, откорректирован регламент и положение об организации работ, проведена заключительная проверка всех стендовых систем.

◆ **Горячий пуск**

Основными научно-техническими задачами горячего пуска являлись:

- ввод в строй и первое энергетическое опробование стендового комплекса «Байкал-1» совместно с реактором ИВГ.1 при охлаждении топлива водородом и при расхолаживании азотом;
- изучение нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик реактора технологических каналов активной зоны;
- исследование внутренней (на территории и в помещениях стенда) и внешней (за пределами стенда) радиационной обстановки;
- дальнейшие исследования удельных энерговыделений в конструкциях реактора.

Сложность проведения горячего пуска определялась его следующими особенностями:

- необходимость выполнения достаточно длительных работ по подготовке горячего пуска и послепусковых работ;
- кратковременность собственно пуска;
- невозможность проведения пуска при значительном перерыве в ходе его подготовки;
- большое число организаций и людей, принимающих участие в пуске;
- сложность и большой объем задействованного оборудования и систем;
- потенциально опасный характер работ.

Поэтому для успешного проведения испытаний требовалась четкая организация действий всего пускового персонала и очень строгая регламентация объема, последовательности и продолжительности работ на всех этапах пуска (график таких работ приведен в таблице 2).

Таблица 2. Посменный график подготовки и проведения энергопуска реактора ИВГ.1

1 смена	Проверка исходного состояния систем. Включение приборов, подготовка оборудования. Переключение питания с «Алтайэнерго» на ДЭС
2 смена	Подача азота для тарировки КИП газовых систем. Тарировка, проверка срабатывания агрегатов стендовой автоматики. Проверка исполнительной части СУЗ
3 смена	Подача командных давлений на редукторы. Проверка прохождения сигналов ПС от ГС и ВС. Химический анализ рабочих тел, воды
4 смена	Проверка герметичности газовых систем. Заполнение напорных емкостей 107 и бака ДАЗ. Проверка прохождения сигналов ААЗ
5 смена	Настройка редукторов системы подачи рабочего тела. Заполнение помещений 010, 131, 131А азотом. Подача водорода в систему. Подготовка УВК. Снятие колпачков с ТК. Продувка ТК азотом ~200 г/с
6 смена	Демонтаж пом. 200. Проверка критического состояния. Набор нулевой готовности. Оформление акта нулевой готовности
7 смена	Пуск. 11:45 – взвод источника н°, реализация программ горячего пуска. 13:10 – сброс регулирующих барабанов и стержней ДАЗ
8 смена	Расхолаживание. Радиационная разведка. Приведение систем в безопасное состояние
9 смена	Установка пом. 200. Консервация ТК. Оформление акта о приведении систем и реактора в безопасное состояние

Начальники смен: Поляков В.Н., Патраков А.И., Петрицкий Е.П., Падерин Ю.П., Трофимов Ю.А., Чайковский Е.В., Остапчук В.П., Коньшин В.П.

Операторы СУЗ: Тихомиров Л.Н., Коротин В.А., Якунин В.Г.

Отв. за газовые системы: Колбаенков А.Н., Редкин В.М., Кадников В.П.

Контролирующие физики: Сорокин Б.В., Грознов В.Н.

Общее руководство подготовкой горячего пуска осуществлялось пусковой комиссией. Руководителем горячего пуска был Смирнов Александр Иванович – зам. начальника Объединенной экспедиции по испытаниям. Начальник ОЭ Могильный Игорь Алексеевич перед пуском сломал ногу и «болел» за нас дома.

Все работы по подготовке и проведению пуска выполнялись пусковым персоналом, личным составом внешнего обеспечения и персоналом экспериментальных групп. Работой внешнего обеспечения руководил заместитель командира полигона генерал-майор Барсуков Владимир Михайлович. В экспериментальные группы входили специалисты различных предприятий, например, в группу радиационных исследований входили: от в/ч 52605 – Власенко Юрий Павлович, от Института прикладной геофизики – Дмитриев Е.С., от ОЭ – Сорокин Б.В., Котов В.М., Беляков В.В.

4 марта 1975 года был объявлен пусковой период – началась непосредственная подготовка горячего пуска. Все подготовительные работы были распределены на шесть непрерывных подготовительных смен и выполнялись в полном соответствии с технологическим регламентом с 8:30 5 марта до 8:30 7 марта. В 8:30 7 марта приступила к работе 7-я пусковая смена, которая провела собственно горячий пуск (см. таблицу 3). В 13:30 7 марта начались послепусковые работы, которые были полностью выполнены в течение двух пусковых смен.

Как уже упоминалось, руководителем энергопуска был Смирнов Александр Иванович, ведущим пуска – начальник лаборатории 242 Могилатов Николай Викторович, ведущим технологом – Щербатюк Василий Михайлович, контролирующим физиком – Парамонов Виктор Васильевич, оператором-физиком – Коротин Владимир Александрович. Начальниками послепусковых смен были: начальник службы эксплуатации реактора Остапчук Вячеслав Петрович и начальник службы транспортно-технологических систем Коншин В.И.

Реализованная диаграмма горячего пуска представлена на рисунке 2. Технологические режимы приведены в таблице 3.

Таблица 3. Технологические режимы энергетического пуска реактора ИВГ.1

Готовность к режиму I	Режим I	Режим II	Режим III	Режим IV
<ul style="list-style-type: none"> - нулевая готовность технологических систем - отсутствие сигналов ПС, АЗ - наличие необходимых запасов РТ - заполнение технологических помещений азотом - номинальный расход воды (от трех насосов 4МСК) составляет 64 кг/с - продувка ТК азотом $G = 0,8$ кг/с 	<ul style="list-style-type: none"> - достижение МКУ, затем КУ мощности - включение системы поджигания - подача малого расхода водорода и прекращение подачи азота $G_{H_2} = 0,21$ кг/с 	<ul style="list-style-type: none"> - выход на СУ мощности с $T = 70$ с - подача номинального расхода водорода $\sim 4,6$ кг/с 	<ul style="list-style-type: none"> - выход на ЭУ мощности с $T \sim 60$ с - длительность уровня ~ 300 с - увеличение мощности до НУ - длительность уровня ~ 300 с - плановый останов разворотом РБ влево (10 шагов/с) - сброс стержней ДАЗ - уменьшение расхода водорода до примерно 0,22 кг/с - длительность режима ~ 20 мин 	<ul style="list-style-type: none"> - охлаждение ТК водородом ~ 15 мин - переход на охлаждение азотом $\sim 0,8$ кг/с - переход на малый расход воды ~ 3 кг/с (от двух насосов ЦНГ)

**СТЕНДОВЫЙ КОМПЛЕКС «БАЙКАЛ-1». ПОДГОТОВКА И ПРОВЕДЕНИЕ
ПЕРВОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО ПУСКА РЕАКТОРА ИВГ.1**

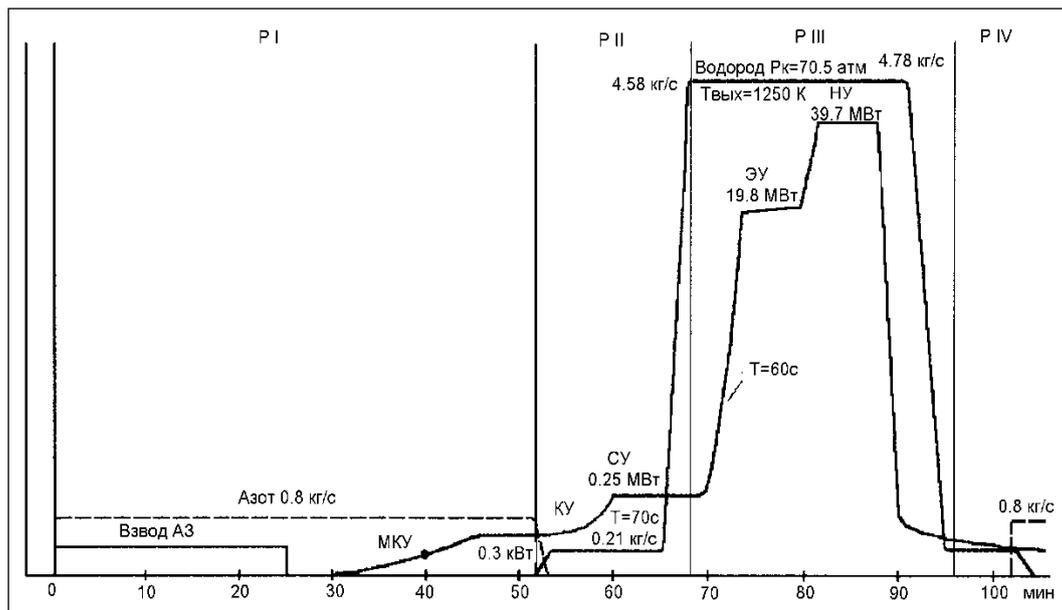


Рис. 2. Диаграмма пуска реактора ИВГ.1

При проведении горячего пуска были реализованы следующие (представленные в форме таблицы) параметры стеновых систем реактора ИВГ.1:

№ п/п	Параметр	Значение параметра		
		расч.	эксп.	
1	Мощность реактора, МВт	20	19,8	
	- энергетический уровень - номинальный уровень	40	39,7	
2	Энерговыделение, МДж	-	2360	
3	Продолжительность рабочего реактора на номинальном уровне мощности, с	300	300±10	
4	Суммарный расход водорода на охлаждение технологических каналов, кг/с	4,4	4,58-4,75	
5	Давление водорода в коллекторе, кгс/см ²	70	70,5	
6	Температура водорода на выходе из ТК на номинальном уровне мощности	I ряд	1081	990-1069
		II ряд	1111	1097-1201
		III ряд	1219	1127-1260
6	Расход воды на охлаждение, кг/с	- суммарный	61	64
		- центральной сборки	25	25,8
		- отражателя	25	27,4
		- петлевого канала	1,8	1,55
		- крышки реактора	9	9,2
7	Давление воды в коллекторе, кгс/см ²	10	10,3	
8	Температура воды в коллекторе, °С		32	
9	Температура воды на выходе из реактора, °С	- на энергетическом уровне мощности		37,5
		- на номинальном уровне мощности		42

Как видно из этой таблицы, расчетная диаграмма пуска и расчетное значение параметров реализованы достаточно точно, поэтому можно сделать общий вывод, что в целом основные параметры реактора и стендовых систем при пуске соответствовали заданным. В расчетах и анализе полученных результатов принимали участие: Тухватулин Ш.Т., Пивоваров О.С., Черепнин Ю.С., Егорова Л.А., Дегтярева Л.С., Паршин Н.Я., Кадников В.П., Колодешников А.А., Васильев Ю.С.

Можно отметить еще один результат горячего пуска – экспериментальное подтверждение методик теплогидравлических расчетов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Энергетический пуск является итогом многолетней творческой работы коллективов многих исследовательских, конструкторских и проектных организаций по созданию высокотемпературного газоохлаждаемого реактора ИВГ.1 и стендового комплекса. Научно-технические задачи, определенные программными документами энергетического пуска, были выполнены.

Реактор и стендовые системы успешно прошли энергетическое опробование и введены в строй действующих объектов.

[Научно-практич. конф. «20 лет энергетич. пуска реактора ИВГ.1», Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995, докл. №12](#)

ОБЗОР ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ, ВЫПОЛНЕННЫХ НА РЕАКТОРЕ ИВГ.1 В 1972...1994 ГОДАХ

Пивоваров О.С. (ИАЭ НЯЦ РК)

В настоящем докладе дан обзор экспериментальных исследований, выполненных на реакторе ИВГ.1 по программам разработки высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов космического назначения в 1972...1988 годах, а также после реконструкции реактора в 1990...1994 годах.

ВВЕДЕНИЕ

С середины 50-х годов в СССР начались работы по созданию ядерного ракетного двигателя [1]. Для экспериментальной отработки ЯРД в целом и их отдельных узлов был создан стендовый комплекс «Байкал-1», расположенный на территории Семипалатинского ядерного испытательного полигона [2]. К 1975 году на стендовом комплексе «Байкал-1» была закончена подготовка к энергетическому пуску реактора ИВГ.1. Реактор предназначался для отработки ТВС и модулей активных зон реакторов ЯРД и ЯЭДУ различных типов.

Реактор ИВГ.1 – исследовательский высокотемпературный газоохлаждаемый гетеро-генный корпусной ядерный реактор канального типа на тепловых нейтронах с легководным замедлителем и бериллиевым отражателем нейтронов [3]. Испытываемые ТВС, размещаемые в ячейках активной зоны реактора, охлаждаются газообразным теплоносителем. Внутрикорпусные элементы конструкции реактора охлаждаются водой. В реакторе возможно одновременно испытывать ТВС различных модификаций. В центре активной зоны расположен петлевой канал диаметром 164 мм, где благодаря использованию бериллиевой конструкции обеспечивается повышение в 2 раза плотности потока тепловых нейтронов относительно среднего значения по активной зоне.

Проект реактора разработан в 1966...1969 годах, физический пуск проведен 14 сентября...27 ноября 1972 г., энергетический пуск – 07 марта 1975 года. В 1975...1988 годах в реакторе ИВГ.1 испытано 4 комплекта ТВС различных опытных активных зон реакторов ЯРД и ЯЭДУ.

В 1989...1990 годах проведена частичная модернизация реактора ИВГ.1 и систем стендового комплекса «Байкал-1».

ИСПЫТАНИЯ ТВС РЕАКТОРОВ ЯРД

С 16 сентября по 27 ноября 1972 года на стендовом комплексе «Байкал-1» был проведен физический пуск реактора ИВГ.1 с комплектом ТК первой опытной активной зоны, в ходе которого были определены основные нейтронно-физические характеристики реактора и подтверждено их соответствие проектным значениям.

07 марта 1975 года состоялся энергетический пуск реактора ИВГ.1 (см. рисунок 1). Реактор в режиме ручного управления был выведен на мощность 40 МВт и проработал на ней 5 минут. Управление оборудованием и устройствами стендовых систем осуществлялось с помощью узлов автоматизации. Температура водорода на выходе ТВС составляла 1000...1350 К.

17 февраля 1976 года был проведен первый исследовательский пуск реактора ИВГ.1 (см. рисунок 2). Реактор автоматическими регуляторами мощности был выведен на мощность 152 МВт и проработал на ней 5 минут. Температура водорода на выходе ТВС составляла 1800...2250 К.

11 сентября 1976 года был проведен второй исследовательский пуск реактора ИВГ.1 (см. рисунок 3). Реактор автоматическими регуляторами мощности был выведен на мощность 205 МВт, на которой проработал 5,6 минуты. Температура водорода на выходе ТВС составляла 2200...2800 К.

Впервые на пуске ИП-2 для изменения температуры водорода на выходе ТВС были применены предусмотренные проектом регуляторы температуры, работавшие в режиме ручного позиционного управления. В составе активной зоны был испытан канал экспериментальный технологический (КЭТ), содержащий ТВС реактора ИРГИТ – стендового прототипа реактора ЯРД [4].

После пуска ИП-2 ТК первой активной зоны и КЭТ были выгружены из реактора. Результаты их испытаний и послепусковых исследований подтвердили правильность конструкторских, технологических и расчетных решений, использованных при разработке ТВС ЯРД.

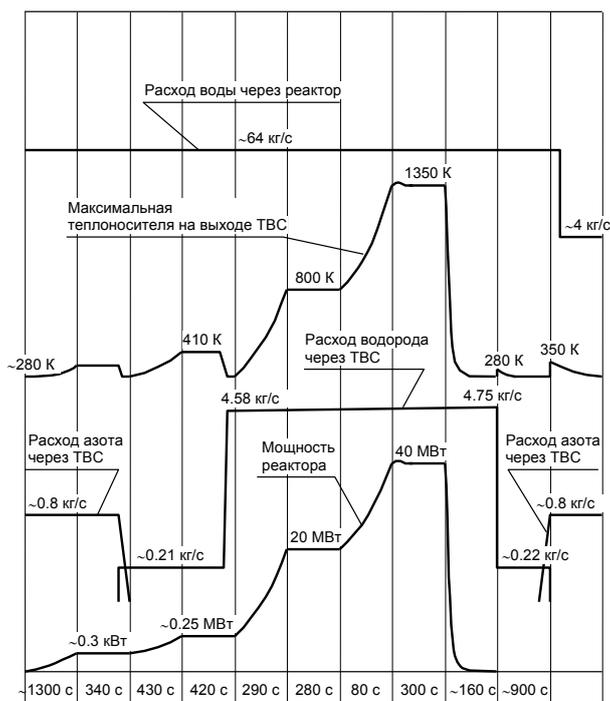


Рис. 1. Диаграмма энергетического пуска реактора ИВГ.1 (7 марта 1975 года)

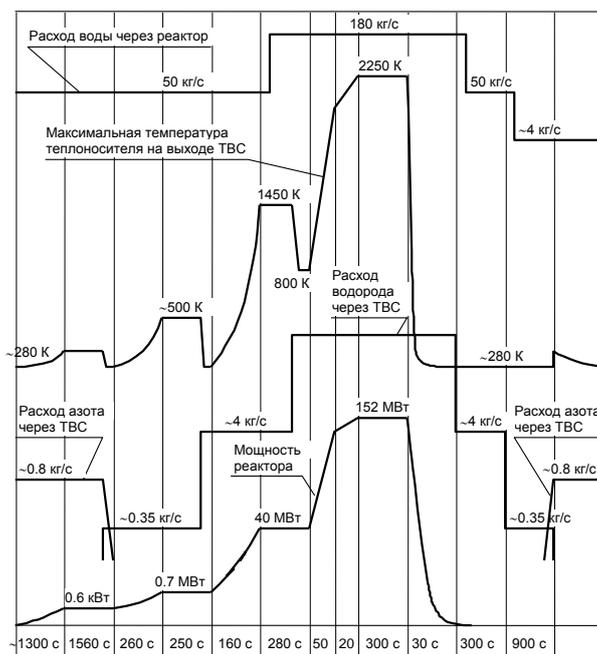


Рис. 2. Диаграмма пуска ИП-1 реактора ИВГ.1 (17 февраля 1976 года)

В процессе подготовки и проведения пусков были поэтапно введены в эксплуатацию большинство проектных систем стандового комплекса, отработана методика реакторных испытаний ТВС ЯРД, персоналом накоплен опыт работы.

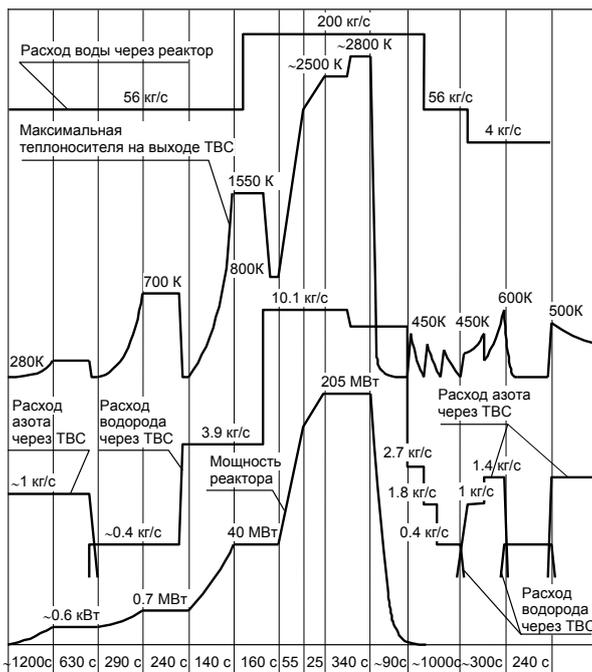


Рис. 3. Диаграмма пуска ИП-2 реактора ИВГ.1 (11 сентября 1976 года)

В 1979...1983 годах в составе комплекта ТК второй активной зоны реактора проводились ресурсные испытания ТВС реактора ИРГИТ. Было проведено 12 пусков реактора ИВГ.1, суммарная продолжительность испытаний составила ~4000 с, температура водорода на выходе ТВС достигала 3100 К. Все пуски проводились по однотипным диаграммам, основные элементы которых были поэтапно отработаны при испытаниях первой активной зоны реактора ИВГ.1 (см. рисунок 4) [5]. Результаты ресурсных испытаний ТВС реактора ИРГИТ выявили необходимость частичной доработки их конструкции, которая была выполнена в 1983...1984 годах.

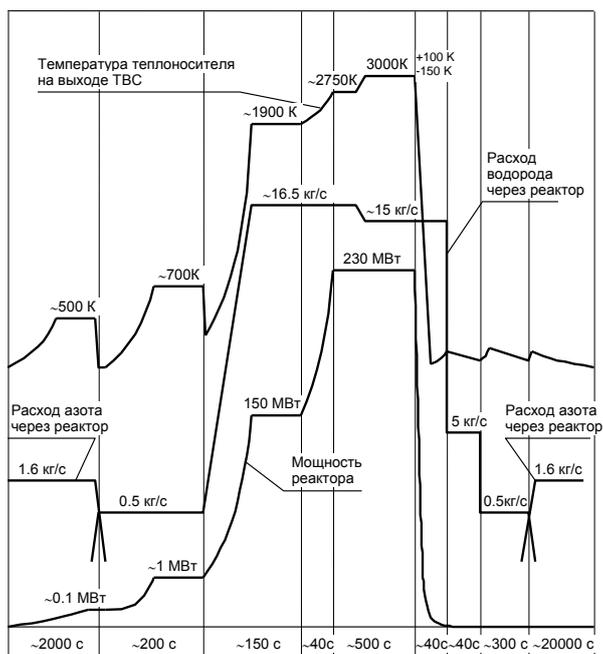


Рис. 4. Типовая диаграмма пусков реактора ИВГ.1

ИСПЫТАНИЯ ТВС РЕАКТОРА ВТГР С АЗОТНЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

В 1984 году в реакторе ИВГ.1 были проведены испытания ТВС высокотемпературного газоохлаждаемого реактора с азотным теплоносителем. Программой испытаний предусматривалось проведение двух пусков реактора – энергетического на мощности 40 МВт и исследовательского на мощности 115 МВт.

Энергетический пуск был проведен в соответствии с программой. Исследовательский пуск был осуществлен с третьей попытки – две предыдущие заканчивались преждевременным остановом реактора по сигналам аварийной защиты из-за неисправности измерительных цепей. Реактор проработал на мощности 114 МВт в течение 500 с, расход азота через активную зону составлял 58 кг/с, температура азота на выходе ТВС –2500...2900 К. В результате испытаний была экспериментально подтверждена работоспособность твэлов и ТВС высокотемпературного газоохлаждаемого реактора с азотным теплоносителем и возможность создания такого реактора.

ИСПЫТАНИЯ ТВС РЕАКТОРОВ ЯРД И ЯЭДУ

В 1985 году началась вторая серия ресурсных испытаний ТВС и модуля реактора ИРГИТ, доработанных по результатам предыдущих испытаний. Было проведено три пуска реактора, на последнем из которых мощность ТВС и температура водорода на выходе ТВС соответствовали номинальным проектным значениям.

Затем, в 1986...1988 годах, на этой же активной зоне была исследована работоспособность ТВС на режимах, моделирующих различные режимы работы космической ЯЭДУ. Мощность ТВС составляла 3...15 % от номинальной, а температура теплоносителя на выходе ТВС 1200...1600 К. Всего было проведено 7 пусков реактора с суммарной продолжительностью около 18 часов.

Результаты испытаний подтвердили возможность создания реактора многорежимной ЯЭДУ на основе технологических и конструкторских решений, примененных при разработке ТВС и узлов реактора ЯРД.

МОДЕРНИЗАЦИЯ РЕАКТОРА ИВГ.1

Испытания газоохлаждаемых ТВС проводились по разомкнутому циклу с выбросом теплоносителя в атмосферу. Как показала практика, вынос радиоактивных продуктов деления на пусках был близок по составу к радиоактивным выбросам АЭС при их нормальной работе, а мощность экспозиционной дозы на границе полигона была близка к фоновым значениям для данной местности (15...20 мкР/ч) [6].

Тем не менее, в связи с ужесточением требований по обеспечению экологической безопасности испытаний 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.

Объект испытаний должен был размещаться в специально разработанном петлевом канале в центральной ячейке реактора. На первом этапе модернизации активная зона реактора была укомплектована водоохлаждаемыми технологическими каналами (ВОТК) и соответствующим образом была модернизирована система подачи воды на охлаждение реактора и ВОТК. Физический пуск модернизированного реактора ИВГ.1М проведен с 25 мая по 15 июля 1990 года, энергетический – 18 декабря 1990 года.

Работы по второму этапу модернизации – созданию петлевых установок выполнены лишь частично и прекращены в связи с изменением экономической и политической ситуации в странах СНГ.

После модернизации на реакторе проводились исследования параметров взаимодействия конструкционных материалов с водородом, облучательные эксперименты, а также исследования эксплуатационных характеристик модернизированного реактора и реакторной установки в целом.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Испытания ТВС высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов в реакторе ИВГ.1 являлись завершающим этапом их разработки, которому предшествовал большой объем технологических, конструкторских и научно-исследовательских работ, выполненных в НПО «Луч», НИКИЭТ, РНЦ «Курчатовский институт», ФЭИ и других организациях. В процессе испытаний были достигнуты выдающиеся научно-технические результаты, в частности была продемонстрирована работоспособность ТВС ЯРД в течение 4000 с при средней удельной мощности энерговыделения в твэлах 20...25 кВт/см³ и температуре водорода на выходе ТВС до 3100 К [7].

Самостоятельную ценность представляют собой результаты физических исследований реактора ИВГ.1 при различных вариантах компоновки активной зоны, а также исследований радиационной обстановки, возникающей при испытаниях высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов с выбросом теплоносителя в атмосферу.

Реактор ИВГ.1 (после модернизации – ИВГ.1М) оказался универсальным инструментом, пригодным для проведения широкого спектра исследований. В настоящее время реактор является единственным в мире сохранившимся в рабочем состоянии испытательным аппаратом, способным, с учетом предполагаемой дальнейшей модернизации, сыграть важную роль в экспериментальной отработке ТВС реакторов ЯРД и ЯЭДУ космического назначения [8]. Также представляется перспективным использование реактора ИВГ.1 для проведения исследований в рамках международного проекта ИТЭР.

ЛИТЕРАТУРА

1. Пономарев-Степной Н.Н. История развития ЯРД в СССР. – Доклад на 3 отраслевой конференции «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели», Семипалатинск-21, 1992.
2. Черепнин Ю.С. Стендовая база для испытаний ЯРД. – Доклад на 3 отраслевой конференции «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели», Семипалатинск-21, 1992.
3. Исаев П.А., Уласевич В.К., Пономарев-Степной Н.Н., Талызин В.М., Дьяков Е.К., Федик И.И. Реактор ИВГ.1 для отработки элементов ЯРД и ЯЭДУ. – Доклад на отраслевой юбилейной конференции «Ядерная энергетика в космосе», Обнинск, 1990.
4. Коновалов В.А., Конюхов Г.В., Семенов В.Ф. Исследовательский реактор для групповых испытаний тепловыделяющих элементов. – Доклад на отраслевой юбилейной конференции «Ядерная энергетика в космосе», Обнинск, 1990.
5. Ганжа В.В., Зеленский Д.И., Кадников В.П., Колодешников А.А., Пивоваров О.С., Тухватулин Ш.Т., Щербатюк В.М. Технология подготовки и проведения испытаний ТВС и активных зон реакторов ЯРД на стендовом комплексе «Байкал-1». – Доклад на 3 отраслевой конференции «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели». Семипалатинск-21, 1992.
6. Гаврилин Ю.И., Дериглазов В.И., Маргулис У.Я., Хрущ В.Т., Дмитриев Е.С., Денискин В.П., Власенко Ю.П. Осуществление радиационной безопасности населения на территориях вокруг стендового комплекса высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов. – Доклад на 3 отраслевой конференции «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели», Семипалатинск-21, 1992.
7. Денискин В.П., Дьяков Е.К., Нежевенко Л.Б., Паршин Н.Я., Попов Е.Б., Федик И.И., Подладчиков Ю.Н., Пивоваров О.С., Тухватулин Ш.Т., Черепнин Ю.С., Павшук В.А., Талызин В.М., Сметанников В.П., Уласевич В.К. Результаты разработки и испытаний ТВС активных зон реакторов ЯРД. – Доклад на 3 отраслевой конференции «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели», Семипалатинск-21, 1992.
8. Колганов В.Д., Сметанников В.П., Уласевич В.К., Дьяков Е.К., Подладчиков Ю.Н., Федик И.И., Павшук В.А., Пономарев-Степной Н.Н., Талызин В.М. Место реактора ИВГ.1 в перспективной программе создания ЯРД для марсианской экспедиции. – Доклад на 3 отраслевой конференции «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели», Семипалатинск-21, 1992.

[Научно-практич. конф. «20 лет энергетич. пуска реактора ИВГ.1», Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995, докл. №ПЗ](#)

РЕАКТОР ИВГ.1. ОПЫТ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИСПЫТАНИЙ

*Васильев Ю.С., Колодешников А.А., Пивоваров О.С., Тухватулин Ш.Т.,
Уренский Н.А., Чертков Ю.Б. (ИАЭ НЯЦ РК)*

7 марта 1975 года был проведен энергетический пуск (ЭП) реактора ИВГ.1, положивший начало крупномасштабным и длительным испытаниям на стендовом комплексе «Байкал-1» ТВС и активных зон реакторов ЯРД. При подготовке и проведении ЭП и последующих испытаний значительное внимание уделялось безопасности проведения экспериментов. Надежность и эффективность мер безопасности, принятых на основании разработанных методических подходов и с учетом постоянно накапливаемого практического опыта, была подтверждена результатами реакторных испытаний элементов и узлов ЯРД, проведенных в период с 1975 по 1988 гг.

ВВЕДЕНИЕ

Испытания ТВС и активных зон реакторов ЯРД проводились на стендовом комплексе «Байкал-1» (СКБ-1) в исследовательских реакторах ИВГ.1 и ИРГИТ с открытым выбросом в атмосферу газообразного теплоносителя – водорода. Наличие на стендовом комплексе ядерных реакторов, пожароопасных, взрывоопасных и газоопасных компонентов (водорода, азота), фактора радиационной опасности, проведение испытаний ТВС ЯРД при близких к предельно допустимым параметрам, предъявляли особые требования к обеспечению безопасности этих испытаний.

Исследование безопасности испытаний ТВС ЯРД проводилось по следующим основным направлениям:

- анализ и обоснование безопасной работы ТВС и ее элементов;
- обеспечение ядерной и радиационной безопасности;
- исследование условий безопасной работы систем СКБ-1 с точки зрения обеспечения требуемых режимов работы объекта испытаний.

Ядерная и радиационная безопасность, являясь самостоятельной областью исследований, в конечном счете обеспечивалась выполнением действующих норм и правил, проектным исполнением зданий, сооружений и систем СКБ-1. В случае проведения испытаний изделий с выбросом газообразного теплоносителя в атмосферу радиационная безопасность рассматривалась с учетом выбора соответствующих метеоусловий при проведении испытаний, территориальной удаленности СКБ-1 от населенных пунктов.

Таким образом, для обеспечения чисто технической безопасности проводимых на СКБ-1 экспериментов наиболее важное значение имеют исследования безопасной работы объекта испытаний и, особенно, систем стендового комплекса.

Важность последнего направления исследований подтверждалась и результатами отработки ЯРД в США. Так, например, при наземной отработке ЯРД в США по программе «Rover» почти половину от общего числа отказов составили отказы стендовых систем, причем, если при отказах объекта испытаний во многих случаях, устранив причины отказа, удалось провести повторные пуски изделия, то отказы стендовых систем зачастую приводили к разрушению объекта испытаний.

Проблема обеспечения безопасности наземных испытаний ТВС и активных зон реакторов ЯРД опирается на предварительные расчетно-экспериментальные исследования испытываемых изделий, результатом которых является подтверждение их теплотехнической надежности, определение допустимых эксплуатационных пределов, превышение которых может вызвать разрушение объектов испытаний.

Упомянутые исследования проводились как на этапе разработки изделий, так и перед серией их испытаний и непосредственно от пуска к пуску с целью анализа полученных в предшествующих экспериментах результатов, обнаружения накопившихся изменений в объекте исследований (например, изменение коэффициента гидравлического сопротивления трактов охлаждения ТВС и др.).

МЕТОДЫ АНАЛИЗА

При проведении исследований по безопасности испытаний ТВС и прототипов реакторов ЯРД

использовались хорошо разработанные методы анализа структурной надежности сложных реакторных систем, используемые для анализа безопасности РУ АЭС, но при этом учитывались характерные особенности СКБ-1 и проводимых на нем испытаний, такие, как:

- небольшая по сравнению со временем работы РУ АЭС длительность испытаний;
- возможность разрушения объекта испытаний (в том числе и реактора) в качестве одного из возможных результатов экспериментальной отработки уникальных изделий;
- необходимость классификации отказов на СКБ-1 с точки зрения влияния их возможных последствий на результаты испытаний, тогда как при анализе аварийных ситуаций на АЭС рассматриваются отказы, приводящие к снижению мощности реактора, либо к его разрушению и выносу радиоактивности за пределы активной зоны;
- возможность изменения от испытания к испытанию как режимов работы, так и объектов испытаний, вследствие чего может меняться состав и режим работы стендовых систем.

С учетом сказанного выше комплекс исследований безопасности испытаний ТВС и прототипов реакторов ЯРД можно разделить (см. рисунок 1) на следующие этапы:

- инженерный анализ состава и режимов работы стендовых систем для конкретного пуска, либо серии пусков, выявление возможных причин возникновения и путей развития аварийных ситуаций с использованием метода логических деревьев;
- экспериментальное исследование отказов систем стенда, которые по результатам первого этапа исследований могут явиться причиной возникновения аварийных ситуаций;
- теоретическое исследование влияния отказов стендовых систем на параметры объектов испытаний;
- разработка мер по обеспечению безопасности испытаний и их экспериментальное обоснование.

Анализ безопасности испытаний начинался с определения перечня событий, наступление которых недопустимо при любом развитии возможных аварийных ситуаций, после чего разрабатывалось логическое дерево событий (развития аварийных ситуаций), которое является по своей сути графическим изображением предполагаемых процессов, протекающих в стендовых системах и испытываемом изделии с момента возникновения аварийной ситуации (отказа какой-либо системы стенда).

При его построении учитывались результаты предварительного анализа состава и предполагаемых режимов работы систем СКБ-1, параметры испытаний и особенности конструкции испытываемого изделия, имеющийся опыт эксплуатации систем стенда и проведения подобных испытаний.

Дерево развития аварийных ситуаций наглядно показывает, каким отказом и какой системой стенда может быть вызвана данная аварийная ситуация, позволяет проследить возможные пути ее развития, выявить наиболее информативные каналы измерения параметров, позволяющие обнаружить возникшую аварийную ситуацию и оценить степень ее развития.

Дерево отказов для каждой отдельной системы показывает взаимосвязь отказа этой системы с отказами отдельных ее блоков или элементов. Это логическая схема, связывающая с помощью логических операторов («и», «или» и др.) отказы составляющих систему блоков или элементов с отказом системы в целом.

На основании логических деревьев развития аварийных ситуаций и отказов отдельных систем стенда проводится классификация отказов элементов или блоков систем и систем в целом по степени влияния на процесс испытаний изделий.

Наиболее опасные отказы моделируются на штатных системах СКБ-1 (при неработающем на мощности реакторе), либо с помощью вычислительных кодов в случае невозможности экспериментального моделирования.

Полученные в результате этого моделирования параметры теплоносителей на входе в реактор при переходных процессах, возникающих вследствие отказов стендового оборудования, используются в качестве исходных данных для теоретического анализа влияния отказов стендовых систем на параметры испытаний.

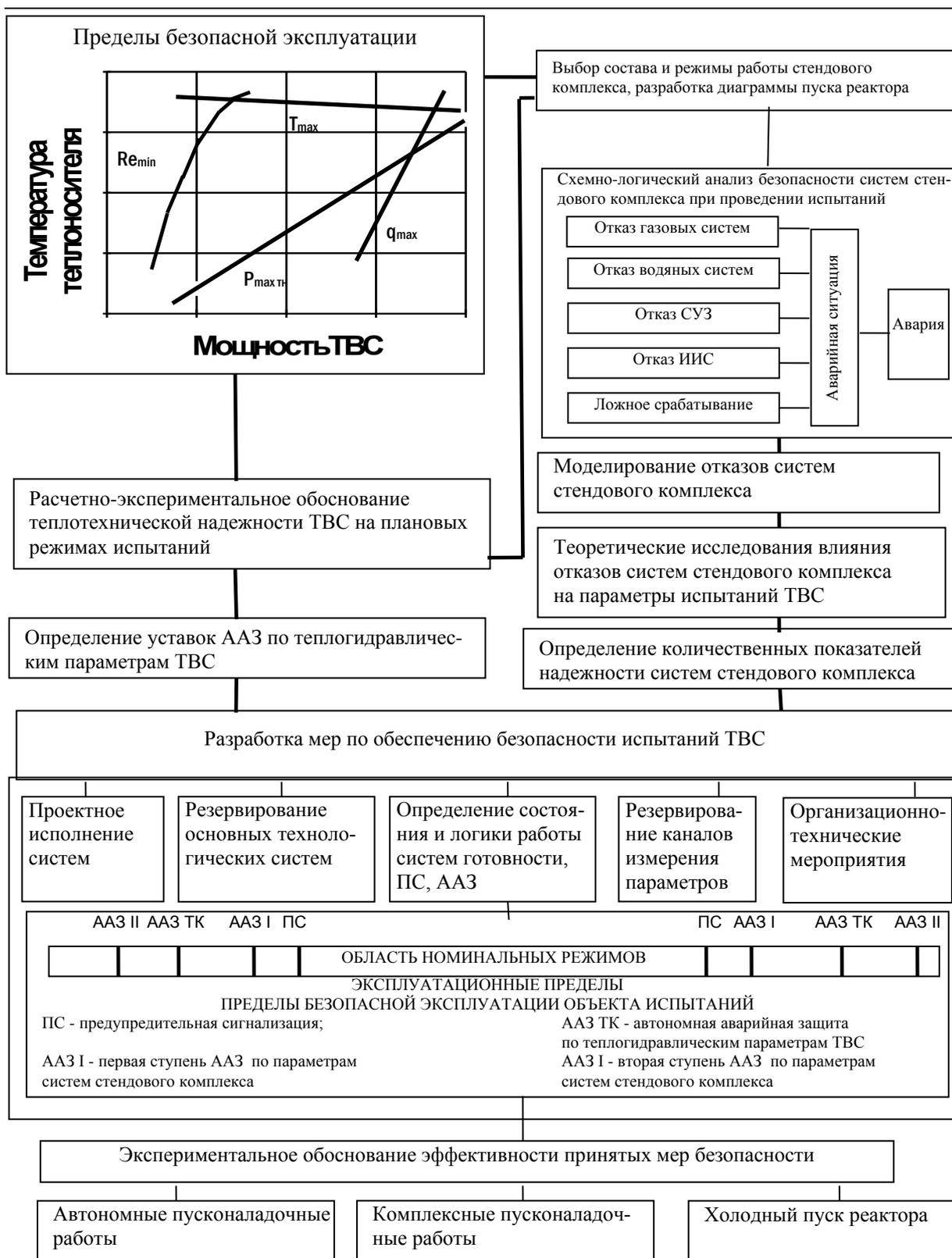


Рис. 1. Структурная схема обеспечения безопасности при испытаниях ТВС ЯРД на стендовом комплексе «Байкал-1»

Теоретическое исследование аварийных процессов, протекающих в реакторе из-за отказов стендовых систем или неисправностей объекта испытаний, проводится с помощью алгоритмов (программ), описывающих теплогидравлические и нейтронно-физические процессы в реакторе и испыты-

ваемых ТВС. По результатам расчетов уточняются степень опасности того или иного отказа и пути возможного развития аварийных ситуаций. На основании уточненных по результатам теоретических исследований логических деревьев методами схемной надежности проводится расчет количественных показателей, характеризующих безопасность испытаний изделий, которые носят вероятностный характер и тесно связаны с надежностью систем и квалификацией персонала СКБ-1.

МЕРЫ БЕЗОПАСНОСТИ

Логическим завершением теоретических и экспериментальных исследований безопасности испытаний элементов и узлов ЯРД является разработка мер безопасности, включая аварийную защиту эксперимента, которые наряду с проектным исполнением систем, зданий и сооружений СКБ-1 должны предупреждать, обнаруживать и прерывать аварийные ситуации в процессе испытаний из-за возможных отказов стендового оборудования, испытываемых изделий и ошибок обслуживающего персонала. Комплекс мер включает резервирование основных технологических систем, каналов измерений параметров, определение состава и логики работы систем готовности, предупредительной сигнализации и автономной аварийной защиты (СГ, ПС, ААЗ соответственно) по теплогидравлическим параметрам стендовых систем и объектов испытаний, организационно-технические мероприятия, предупреждающие возникновение отдельных аварийных ситуаций на системах стенда.

В процессе подготовки испытаний выполнялись работы по экспериментальному обоснованию эффективности мер безопасности. В их число входят автономные и комплексные пусконаладочные работы, в результате которых подтверждалась правильность выбранного состава и режимов работы всех основных систем СКБ-1, имитировались аварийные режимы работы стенда и исследовалась работоспособность систем, обеспечивающих безопасность испытаний. Работа систем ПС и ААЗ, эффективность резервирования основных узлов и систем проверялись в процессе имитации аварийных режимов работы стендовых систем.

Завершаются подготовительные работы проведением холодных пусков стенда, где реализуются планируемые режимы работы систем СКБ-1. Действия персонала на холодном пуске практически не отличаются от его действий на исследовательском пуске.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Надежность и эффективность принятых мер безопасности подтверждена успешным и практически безаварийным проведением 31 пуска реактора ИВГ.1 до его модернизации при испытании трех опытных активных зон, укомплектованных ТВС ЯРД различных конструкций (37 ТВС в первой, 71 ТВС во второй, 42 ТВС в третьей активной зоне реактора).

Разработанные методы анализа условий безопасного проведения испытаний (пусков реактора ИВГ.1) и полученный практический опыт при его эксплуатации успешно были использованы при подготовке и проведении испытаний на реакторе ИРГИТ, реакторах РА и ИВГ.1М (модернизированных реакторах ИРГИТ и ИВГ.1 соответственно).

[Научно-практич. конф. «20 лет энергетич. пуска реактора ИВГ.1», Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995, докл. №П4](#)

УЧАСТИЕ НАЦИОНАЛЬНОЙ КОМАНДЫ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН В ПРОЕКТЕ ИТЭР

*Школьник В.С., Метте В.Л. (Кабинет министров РК), Шеманский В.А. (НАК КАТЭП),
Савчук В.В. (ПО УМЗ), Черепнин Ю.С., Тихомиров Л.Н. (ИАЭ НЯЦ РК),
Шестаков В.П., Тажибаева И.Л. (НИИЭТФ КазГУ)*

ВВЕДЕНИЕ

В 1989 году Международное агентство по атомной энергии в Вене пригласило ЕС, Японию, США и СССР создать проблемную группу (в настоящее время это Центральная Дирекция Программы ITER EDA) для разработки конструкции международного термоядерного реактора ITER, который был бы следующим шагом после таких установок, как Т-30, ОТР, INTON и JET. Основной целью проекта ITER является демонстрация научных и технических возможностей использования энергии термоядерного синтеза в мирных целях. Конструкция реактора ITER базируется на концепции реактора-токамака.

В соответствии с Протоколом I, подписанным в июне 1993 г., принципом финансирования работ в странах-участницах проекта ITER является самофинансирование из бюджетных средств каждой страны. Вклад каждой страны в общий объем работ оценивается системой зачетов за выполненную работу в условных единицах.

Основанием для начала работ по вступлению Республики Казахстан в разработку технического проекта международного термоядерного реактора ITER является письмо Председателя Совета ИТЭР Е. Велихова к Президенту Республики Казахстан Н. Назарбаеву от 08.04.1993 г. и ответ Вице-премьера, Министра науки и новых технологий Республики Казахстан Г. Абильсиитова от 05.05.1993 г. о согласии вступления Республики Казахстан в международный проект ИТЭР.

Совет ИТЭР 27-28 января 1994 года одобрил программу научно-исследовательских работ по техническому проекту международного реактора ИТЭР Республики Казахстан.

Юридическое решение о принятии РК в технический проект ИТЭР в квоте России состоялось на 6-ом заседании Совета ИТЭР в Москве 26-29 июля 1994 года.

ПРОМЫШЛЕННЫЕ, НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ РАБОТЫ ПО УТС, ВЫПОЛНЯЕМЫЕ В КАЗАХСТАНЕ

Промышленное производство сверхпроводящей проволоки для магнитных систем токамаков ОТР и Т-15 по программе управляемого термоядерного синтеза (ИНТОР, ОТР) выполнялось ранее на ПО «Ульбинский металлургический завод».

Существующее бериллиевое производство на ПО «Ульбинский металлургический завод» в настоящее время готово выполнить заказ по производству бериллия и изделий из него для международной программы ИТЭР.

Научно-исследовательские работы по программе управляемого термоядерного синтеза (ИНТОР, ОТР) проводились КазГУ, ИЯФ и ФТИ АН КазССР. В ИЯФ был введен в эксплуатацию уникальный ускорительный комплекс тяжелых ионов У-200М. В ИЯФ и ФТИ АН КазССР велись исследования по влиянию гелия на изменение структуры и физико-механических свойств конструкционных материалов, вызванное воздействием высокоэнергетических частиц. В КазГУ с 1981 года проводились работы по программе ИНТОР и ОТР, в которых изучалось взаимодействие водорода с конструкционными материалами при различных воздействиях: термическом, химическом, механическом, радиационном.

С 1991 года к этим работам подключилась Объединенная экспедиция НПО «Луч» (ныне Институт атомной энергии НЯЦ РК).

ОСНОВНЫЕ ИСПОЛНИТЕЛИ И ЗАТРАТЫ НА НИР ПО ТЕХНИЧЕСКОМУ ПРОЕКТУ ИТЭР В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

Основными исполнителями НИР по техническому проекту международного термоядерного экспериментального реактора (ИТЭР) в Республике Казахстан являются Национальный ядерный

центр Республики Казахстан (НЯЦ РК), Национальная акционерная компания предприятий атомной энергетики и промышленности (НАК КАТЭП), включающая ГХК «Ульба» и Мангышлакский атомный энергокомбинат (МАЭК), и НИИ экспериментальной и теоретической физики при Национальном государственном университете (НИИЭТФ КазГУ).

Полномочным представителем Правительства Республики Казахстан в области управляемого термоядерного синтеза назначено Министерство науки и новых технологий РК.

Программа научно-исследовательских работ Республики Казахстан по техническому проекту международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР утверждена решением Коллегии МНИНТ РК №2-9 от 10 февраля 1994 года.

Финансирование данной программы осуществляется в рамках средств Национального ядерного центра РК и средств программы работ поисковых исследований МНИНТ РК. Часть работ, выполняемых НАК КАТЭП, финансируется из фонда развития НАК КАТЭП и средств НИР его предприятий.

Затраты на НИР по техническому проекту ИТЭР, выполняемых Республикой Казахстан, оговорены в статье 4 Исполнительного Соглашения между Международным агентством по атомной энергии и Министерством науки и новых технологий РК и должны составлять не более 2,5 млн. долларов США (не более 10 % финансирования работ Российской Федерации). В эту сумму включены затраты на содержание реакторов НЯЦ РК и МАЭК НАК КАТЭП, которые будут израсходованы на выполнение программы ИТЭР. В 1994 г. затраты оцениваются в 1,8 млн. долларов США.

Для формирования единой инвестиционной политики на предприятиях и организациях Республики Казахстан, участвующих в выполнении Программы ИТЭР, координации международной деятельности и рассмотрения вопросов распределения бюджетных средств между организациями-участниками Программы ИТЭР 29 апреля 1994 года распоряжением МНИНТ РК была создана Исполнительная дирекция проекта ИТЭР по Казахстану (НТЦ «УТС»), учредителем которой являются МНИНТ РК, НАК КАТЭП и НИИЭТФ КазГУ.

ОСНОВНЫЕ ЗАДАЧИ И РЕЗУЛЬТАТЫ РАБОТ ПО ТЕХНИЧЕСКОМУ ПРОЕКТУ ИТЭР В РЕСПУБЛИКЕ КАЗАХСТАН

По условиям вступления Казахстана в технический проект международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР в квоте России (Исполнительное Соглашение, статья 3) технические задания ИТЭР согласуются между исполнительным директором программы ИТЭР по Казахстану с руководителем Национальной команды ИТЭР по России.

Отчет о проведенной научно-исследовательской работе в 1994 году по техническому проекту ИТЭР утвержден Исполнительной дирекцией проекта ИТЭР по России и представлен в Международную Дирекцию проекта ИТЭР. Копия отчета представлена МНИНТ РК.

Основные результаты работ

- На реакторе ИВГ.1М проведены эксперименты по насыщению водородом (в процессе реакторного облучения) перспективных материалов реактора ИТЭР – графита РГ-Т и бериллия ТВ-56 (бериллиевые образцы для исследований были изготовлены специально для Программы на ПО «Ульбинский металлургический завод»). Показано, что сорбционная емкость по водороду у образцов, облученных в процессе насыщения, значительно отличается от предварительно облученных и контрольных образцов. Результаты по газовыделению и сорбционной емкости бериллиевых образцов, наводороженных в процессе облучения, получены впервые. Полученные результаты имеют большое значение для решения как технологических, так и экологических вопросов при создании реактора ИТЭР, так как накопление водорода и его изотопов в первой стенке, диверторе и лимитере реактора может привести к утечке водородной плазмы и даже выбросу трития в атмосферу в случае аварийной ситуации разгерметизации реактора.

- На реакторе ИВГ.1М проведены эксперименты по исследованию проницаемости водорода через конструкционную сталь аустенитного класса X18N10T в процессе реакторного облучения. Показано, что реакторное излучение стимулирует процесс проникновения водорода в данной стали, что проявляется в увеличении эффективных коэффициентов диффузии и проницаемости водорода при облучении. Проведение данных исследований необходимо для прогнозирования свойств материалов и решения проблем экологии и безопасности при работе будущего реактора ИТЭР, а также любых других ядерноэнергетических установок.

- Методом Оже-электронной спектроскопии и водородопроницаемости исследовано изменение элементного состава поверхности бериллиевых образцов в процессе взаимодействия с водородом и получены диффузионные параметры водорода в бериллии, содержащем окисную пленку на поверхности. Результаты данной работы будут использованы при прогнозировании загрязнения плазмы различными примесями, а также изменения физико-химических свойств конструкционных материалов реактора ИТЭР.

- Получены параметры взаимодействия водорода с ванадиевым сплавом VCr_6Ti_5 (константы диффузии, проницаемости и растворимости).

ОСНОВНЫЕ НАПРАВЛЕНИЯ РАБОТ ПО ПРОГРАММЕ ИТЭР НА 1995 ГОД

В республиканскую программу «Научно-исследовательские работы по техническому проекту Международного термоядерного реактора ИТЭР» на 1995 год включены работы, технические задания которых, согласно условиям вовлечения Республики Казахстан в ИТЭР в квоте Российской Федерации, согласованы с Минатомом РФ (18 ГНУ фундаментальных проблем ядерной физики и термоядерного синтеза). Общая сумма затрат на программу «Научно-исследовательские работы по техническому проекту Международного термоядерного реактора ИТЭР» на 1995 год составляет 104,78 млн. тенге, или 2,1 млн. долларов США.

Оплата промышленного производства сверхпроводящих материалов и бериллия производится Правительством Российской Федерации (статья 4 Исполнительского Соглашения ...). В случае согласованного превышения затрат на Программу оплата будет проводиться Российской стороной (статья 4 Исполнительского Соглашения ...).

В настоящее время основные работы по программе ИТЭР Республики Казахстан на 1995 год выделены в отдельный блок 2.4 РЦНТП «Развитие атомной энергетики в Республике Казахстан».

ЗНАЧЕНИЕ УЧАСТИЯ РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН В МЕЖДУНАРОДНОМ ПРОЕКТЕ ИТЭР

Реализация проекта ИТЭР должна стать первым шагом на пути освоения нового направления ядерной энергетики – управляемого термоядерного синтеза. Сотрудничество в разработке такого беспрецедентного по масштабам международного проекта позволяет эффективно объединить имеющийся интеллектуальный, промышленный и финансовый потенциал стран-участниц. Участие в проекте ИТЭР позволяет активно взаимодействовать с мировым научным сообществом.

Участие Республики Казахстан в проекте ИТЭР позволит сконцентрировать усилия казахстанских и российских ученых и промышленников в борьбе за получение заказов от международного сообщества для производства сверхпроводящих материалов и бериллия для реактора ИТЭР еще на стадии его проектирования.

Общее ожидаемое количество сверхпроводящей проволоки Nb_3Sn для магнитов реактора ИТЭР составляет 1700 тонн. Для изготовления модельных катушек тороидального поля необходимо 7 тонн, а для модельных катушек полоидального поля 19 тонн сверхпроводящей проволоки. Ожидаемое количество бериллия на монтаж и первый год эксплуатации реактора составляет 13 тонн. В процессе эксплуатации будет производиться полная десятикратная замена, т.е. потребуются как минимум 130 тонн особо чистого бериллия.

Используя для этих целей уникальные возможности ГЗК «Ульба», научно-технический потенциал НАК КАТЭП, НЯЦ РК и НИИЭТФ КазГУ, выполняющих задания ИТЭР на реакторах республики, таких, как ИВГ.1М, БН-350, РА и ИГР), можно надеяться, что наука и промышленность Казахстана внесет достойный и весомый вклад в развитие мировой ядерной и термоядерной и энергетики.

Участие Республики Казахстан в Международном проекте ИТЭР позволит поднять научный престиж ученых Казахстана, обеспечит сохранение и развитие научных центров, создаст предпосылки для освоения новых наукоемких технологий.

[Научно-практич. конф. «20 лет энергетич. пуска реактора ИВГ.1». Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995, докл. №01](#)

МЕТОДОЛОГИЯ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ ФИЗИЧЕСКИХ ПАРАМЕТРОВ ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ РЕАКТОРОВ

Черепнин Ю.С., Чертков Ю.Б. (ИАЭ НЯЦ РК)

Физические исследования реакторов стендовых комплексов «Байкал-1» и «ИГР» проводятся уже более 30-ти лет. Взятые за основу вначале методики ИАЭ им. Курчатова претерпели существенные изменения. В данной работе описана методика их проведения и представлены некоторые из полученных результатов.

ВВЕДЕНИЕ

Физические исследования активных зон любых ядерных реакторов являются одним из важнейших, а с точки зрения ядерной безопасности и необходимых этапов перед вводом его в эксплуатацию. При их проведении (на этапах физического и энергетического пусков) непосредственно измеряются все характеристики реактора, заложенные в его конструкцию на этапе проектирования.

В реакторостроении давно уже выработаны требования к точности предсказания основных нейтронно-физических характеристик проектируемого реактора. Но и на сегодняшний день имеющиеся расчетные методы и исходные ядерные данные не позволяют достичь необходимой точности. Поэтому при проектировании реактора его основные характеристики уточняются в результате экспериментальных исследований на специальных критических стендах, а после сооружения тщательно измеряются на самом реакторе.

МЕТОДОЛОГИЯ ФИЗИЧЕСКИХ ИССЛЕДОВАНИЙ НА РЕАКТОРАХ СТЕНДОВОГО КОМПЛЕКСА «БАЙКАЛ-1»

Физические исследования, связанные с вводом в эксплуатацию разных типов активных зон, петлевых и технологических каналов проводятся на стендовом комплексе «Байкал-1» (реакторы ИВГ.1 и ИРГИТ и их существующие модификации – ИВГ.1М и РА) более 20-ти, а на реакторе ИГР – уже более 30-ти лет.

При всем многообразии исследованных за это время технологических и петлевых каналов со стержневыми и шариковыми ТВЭлами разных типов можно выделить следующие общие для них и необычные для других исследовательских и энергетических реакторов черты:

- малые характерные размеры ТВЭлов и технологических каналов (диаметры ТВЭлов лежали в диапазоне от 2 до 3 мм, а диаметры технологических каналов – от 20 до 70 мм);
- обогащение урана по изотопу уран-235 составляло в основном 90 %;
- в качестве топлива использовались композиции из карбидов урана и циркония, из нитрида урана или из сплава урана и циркония;
- для выравнивания энергораспределения по объему каналов использовалось двух- или трехзонное профилирование загрузки урана-235 по их диаметру.

Физические исследования на реакторах стендовых комплексов «Байкал-1» и «ИГР» проводились:

- во время физических пусков очередных вариантов активных зон реакторов ИВГ.1 и ИРГИТ и их существующих модификаций;
- во время энергетических пусков этих реакторов;
- перед началом испытаний новых петлевых каналов указанных выше реакторов и реактора ИГР;
- во время проведения исследовательских («горячих») пусков этих реакторов значения физических параметров реакторов контролировались и уточнялись.

При проведении физических исследований (пусков) об исследуемом реакторе получают наиболее полную и достоверную информацию. Экспериментально определяются следующие его параметры:

- энерговыделение по объемам ТВС каналов реактора и в его конструкционных материалах [1];

- абсолютная мощность реактора и ее связь (калибровка) с показаниями приборов контроля и аварийной защиты [2, 3];
- дифференциальная и интегральные эффективности органов регулирования и аварийной защиты [4];
- влияние топлива в каналах реакторов на запас реактивности; плотностные эффекты реактивности [5];
- температурные эффекты реактивности;
- распределение потоков нейтронов и гамма-излучения в ячейках реактора и вокруг него.

Получаемые данные необходимы для успешного проведения дорогостоящих полномасштабных экспериментов (пусков) этих реакторов.

Применяемые во время физических исследований методы измерений можно подразделить на две группы:

- методы для измерения эффектов реактивности;
- методы для измерения относительных и абсолютных значений потоков нейтронов и энерговыделения.

Основные методические подходы экспериментального определения физических характеристик исследуемых реакторов были отработаны на критических сборках Российского научного центра «Курчатовский институт», Физико-энергетического института и на стендовом комплексе «Байкал-1».

Наибольший объем экспериментальных работ при проведении исследований связан обычно с измерениями характеристик системы регулирования и другими эффектами реактивности, а также с изучением распределения энерговыделения и потоков излучения по объему реактора.

Методами разгона на запаздывающих нейтронах и сброса из критического состояния измеряются эффективность и регулировочные характеристики отдельных барабанов (для реактора ИВГ.1 измеряется регулировочная характеристика и всей системы барабанов), эффекты их интерференции, эффективность аварийной защиты и всей системы в целом, запас реактивности. Одной из задач исследований является и выбор рабочего положения органов регулирования, при котором в дальнейшем будут осуществляться штатные выходы реактора в критическое состояние. Появившиеся в последнее время информационно-измерительные системы на базе персональных компьютеров типа IBM PC (ИИС РА, ИИС «Аметист» для реактора ИГР) позволяют существенно повысить точность и качество регистрируемой на пусках исследуемых реакторов информации (токи ионизационных камер каналов контроля, датчики внутризонного контроля, положение органов регулирования). Обработка этой информации с помощью программы решающей обратную задачу кинетики (расчет реактивности по изменению мощности реактора) позволяет восстанавливать изменение реактивности во время эксперимента с очень высокой точностью.

Большое внимание при проведении физических исследований уделялось оценкам эффектов реактивности, связанных с работой реактора на номинальных уровнях мощности, прогнозу их проявления на энергетическом пуске. Измерения данных эффектов проводились методом сравнения критических состояний по известной регулировочной характеристике регулирующих барабанов. Так, для определения влияния плотностного эффекта реактивности, связанного с изменениями вида используемого газообразного теплоносителя (азота и водорода) и его плотности (давления), проводились эксперименты с заполнением полостей герметичных технологических каналов этими газами в безрасходном режиме.

Температурные эффекты реактивности оценивались в экспериментах с контролируемым плавным ростом температуры топлива и замедлителя до разрешенного в этих условиях (в основном это безрасходные режимы) уровня за счет работы исследуемого реактора на уровнях мощности 3-10 кВт или за счет разогрева активной зоны от внешних источников тепла (в реактор ИВГ.1 подавалась вода, предварительно подогретая на 30-40 °С).

Исследования эффектов реактивности завершались на энергетическом и других «горячих» пусках, во время которых определялись и уточнялись характеристики реактора, связанные с их работой на мощности: температурные и мощностные эффекты (и коэффициенты), плотностные эффекты, связанные с изменением расхода газообразных теплоносителей, и нестационарные эффекты реактивности.

Основой метода исследования распределения энерговыделения по объему реактора является измерение интенсивности гамма-излучения продуктов деления в отдельных твэлах, их частях и тепловыделяющих сборках в целом, предварительно облученных в составе макетов технологических каналов в активной зоне изучаемого реактора.

Для измерения распределений энерговыделения по объему тепловыделяющихборок используются физические макеты, материальный состав которых на уровне активной зоны точно соответствует материальному составу исследуемых технологических каналов. В отличие от реальных каналов их макеты легко разбираются и собираются, нагревные секции их тепловыделяющихборок могут извлекаться для установки и извлечения активационных детекторов и измерительных твэлов.

Снаряженные измерительными средствами физические макеты устанавливались в активную зону исследуемого реактора на место штатных каналов и облучались до заранее заданного флюенса (интегрального энерговыделения). Образующиеся при облучении продукты деления распределены в материалах макетов пропорционально плотности числа делений урана-235, определяющего процесс энерговыделения. Измерение гамма-активности облученных твэлов, активационных детекторов и всей ТВС в целом позволяет оценить энерговыделение по объему исследуемых каналов и активной зоне исследуемого реактора. Для увеличения точности определения энерговыделения используются твэлы, предварительно калиброванные на содержание урана-235.

Конструкционные особенности реакторов и тепловыделяющихборок позволяют разделить (и по отдельности провести измерения) задачу определения распределения энерговыделения по объему ТВС на две независимые задачи по определению этого распределения: в плоскости поперечного сечения и по высоте ТВС.

При проведении измерений различают:

- измерения абсолютного энерговыделения в отдельных твэлах, при которых определяется наиболее точно число произошедших за облучение делений в исследуемом твэле;
- измерения относительных энерговыделений по объему ТВС и реактора, которые позволяют определить форму распределений энерговыделения по отдельным исследуемым ТВС и межканальные соотношения энерговыделений.

Наиболее достоверные результаты при исследовании достигаются при измерении всех твэлов, входящих в исследуемые нагревные секции ТВС. Но такие измерения применяются крайне редко, так как требуют очень больших затрат рабочего времени и приводят к большим радиационным нагрузкам на участвующий в измерениях персонал. Поэтому чаще при исследовании энерговыделений применяется вариант, когда измеряется только часть облученных в составе исследуемой ТВС твэлов, а значения энерговыделений в остальных твэлах восстанавливается с использованием различных численных методов.

В процессе развития методов восстановления поля энерговыделения по сечению нагревных секций были опробованы и успешно применялись разные методы обработки результатов измерений. Наиболее простым и часто применяемым является метод, позволяющий аппроксимировать измеренные двумерные распределения энерговыделения по сечению ТВС степенным полиномом (методом наименьших квадратов) и восстанавливать с его помощью энерговыделение в остальных твэлах. В настоящее время успешно применяются следующие модификации этого метода:

- полиномиальная двумерная аппроксимация с выбором числа и вида степенных функций;
- двумерная аппроксимация с использованием функций, физическая сущность которых близка к рассматриваемым явлениям.

Используется и просто регрессионный анализ полученного экспериментального распределения энерговыделения с поиском функций, наиболее точно описывающих исследуемое распределение. Точность восстановленных с помощью данных методик распределений энерговыделения зависит от количества и способа размещения узловых экспериментальных точек, вида и количества аппроксимирующих функций и погрешностей измерений гамма-активности твэлов.

Поля энерговыделения в ТВС технологических каналов формирует в основном поток тепловых нейтронов, распределение которого можно определить при решении уравнения переноса нейтронов (в диффузионном или P1 приближении). Поэтому была предложена методика и разработана расчетная программа, позволяющая восстанавливать распределение энерговыделения по сечению исследуемых ТВС с помощью итерационного решения данного уравнения. Энерговыделения в измеритель-

ных твэлах, располагающихся в этом случае в основном по периферии и частично в центре ТВС, являются граничными условиями при его решении.

Используемые методы позволяют восстанавливать поле энерговыделения в нагревной секции, измеряя лишь 10...15 % твэлов, составляющих эту секцию.

При определении высотной составляющей поля энерговыделения используются два метода измерений:

– метод, основанный на измерении нескольких «ниток» твэлов (твэлов, расположенных по одной оси во всех нагревных секциях ТВС) с усреднением полученных результатов (при этом каждый измеряемый твэл разрезался на 5-10 частей);

– метод, основанный на измерении интенсивности гамма-излучения, прошедшего через окно коллиматора, при продвижении мимо этого окна облученной ТВС (ось окна коллиматора при этом перпендикулярна оси ТВС).

При использовании второго метода следует иметь в виду, что интенсивность счета детектора гамма-излучения для каждой точки измерения определяется активностью продуктов деления не только в участке ТВС, находящемся напротив окна коллиматора, но и активностью этих продуктов в соседних с ним участках. Для восстановления детального распределения активности продуктов деления и, соответственно, плотности числа делений по высоте ТВС по измеренным значениям интенсивности гамма-излучения решается интегральное уравнение Фредгольма. Решение производится методом обращения данного уравнения с помощью представления ядра уравнения в виде матрицы определяемых экспериментально коэффициентов вклада. Этот метод позволяет определять высотное распределение энерговыделения в технологических каналах без их разборки. Для исключения влияния на измеряемое высотное распределение азимутальных неравномерностей энерговыделения производятся двух- или трехкратные измерения по этому методу с поворотом измеряемого канала на 120-180 градусов с сохранением ориентации его оси и дальнейшим усреднением полученных результатов.

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Результаты более чем двадцатилетних исследований различных модификаций активных зон и петлевых каналов реакторов стендовых комплексов «Байкал-1» и «ИГР» изложены в соответствующих научно-технических отчетах. В данной работе хотелось бы остановиться на некоторых из них.

В 1984 году на реакторе ИГР были проведены сначала физические исследования, а затем и «горячий» пуск самого мощного и самого большого по загрузке топливом петлевого канала ИП-6М [6]. Этот канал содержал в своем составе 6 тепловыделяющих сборок с суммарной загрузкой 3,06 кг урана-235 и был рассчитан на мощность 20 МВт. Такое большое количество топлива привело к сильному изменению распределения нейтронного потока по всему реактору. В прилегающей к центру части активной зоны он уменьшился (при постоянной мощности реактора), что было зафиксировано при измерениях эффективности расположенных здесь регулирующих стержней, которая уменьшилась с среднем на 25 %. В отличие от всех других испытанных в данном реакторе петлевых каналов и сборок, установка которых в центральный экспериментальный канал реактора приводила только к «выеданию» в нем потока тепловых нейтронов, установка канала ИП-6М привела к тому, что в его центре был отмечен большой всплеск потока тепловых нейтронов. Это объясняется большой загрузкой данного канала ураном-235 в виде шести ТВС, окруженных водяным замедлителем.

С большими трудностями пришлось столкнуться при проведении исследований на реакторе ИГР с петлевым каналом ПКМ-100 [7]. Тепловыделяющая сборка этого канала представляла собой полость диаметром 11,2 мм и высотой 400 мм с семью трубками Фильда, в которую были свободно засыпаны шариковые твэлы. Для преодоления главной трудности – определения точного местоположения твэлов, с помощью измерения активности которых восстанавливалось энергораспределение по всей ТВС, – использовались специальные приспособления. На рисунках 1 и 2 приведены полученные при этом усредненные радиальное и высотное распределения энерговыделения по объему канала ПКМ-100.

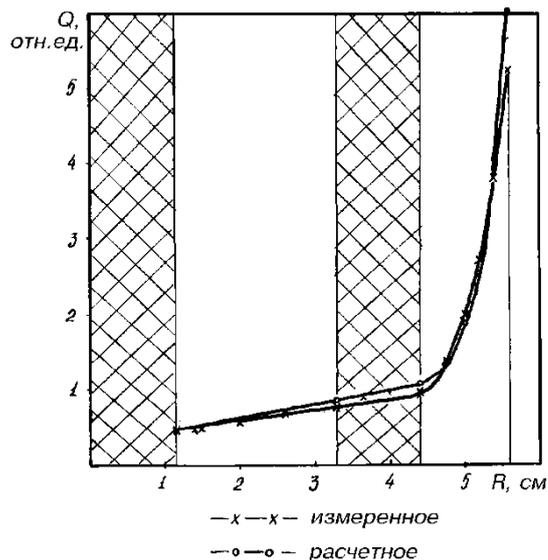


Рис. 3. Распределение энерговыделения по радиусу канала ПКМ-100

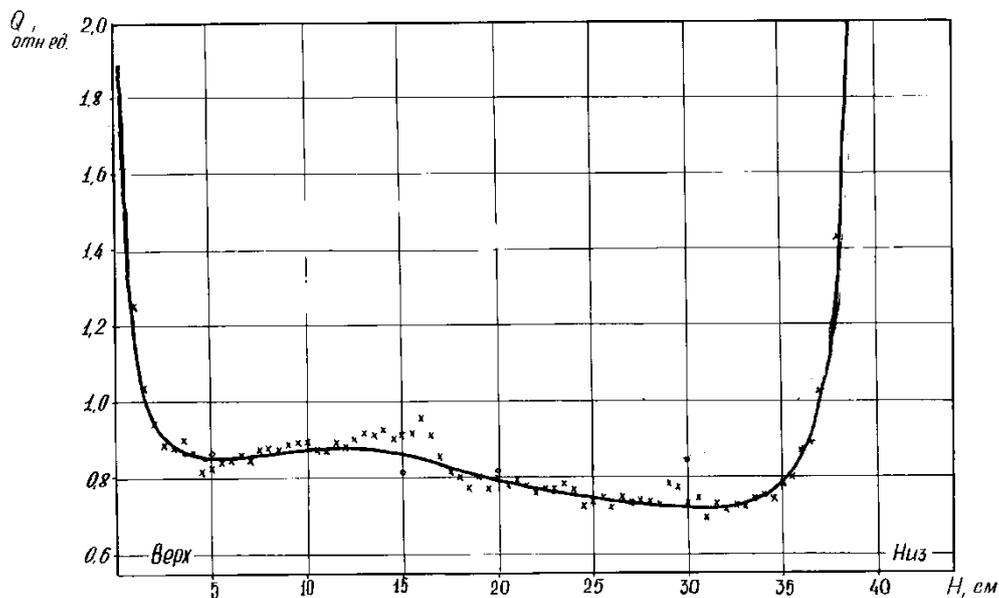


Рис. 4. Распределение энерговыделения по высоте канала ПКМ-100

В 1988 году на реакторе ИВГ.1 были проведены физические исследования с целью выбора загрузки проектируемых технологических каналов ВОТК, предназначенных для новой водоохлаждаемой активной зоны этого реактора [8]. Дополнительно на них были проведены измерения энергораспределений по радиусу ТВС каналов типа КЭТ с повышенной загрузкой по топливу. Для этого были специально изготовлены цилиндрические твэлы диаметром 2,2 мм с загрузкой по урану-235 до 1,2 г на твэл (штатные твэлы газоохлаждаемых каналов имели обычно загрузку на твэл в пределах от 0,07 до 0,28 г). С их помощью моделировались нагревные секции диаметром 29 мм и высотой 100 мм с диапазоном загрузки по урану-235 от 32 г (как в штатных нагревных секциях каналов типа КЭТ) до 176 г. На рисунке 3 приведены наиболее характерные из полученных результатов. Можно отметить, что с увеличением загрузки увеличивается коэффициент неравномерности энерговыделения по радиусу ТВС и в центральных твэлах секции с загрузкой 176 г урана-235 преобладает энерговыделение на быстрых нейтронах.

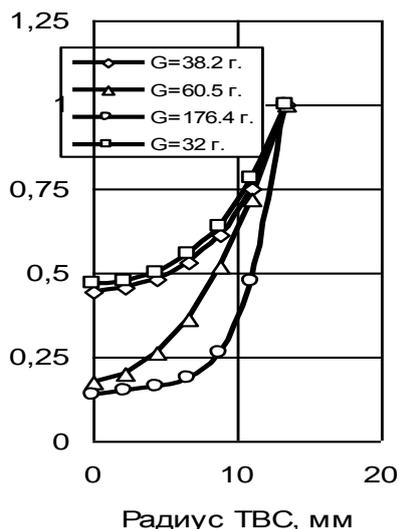


Рис. 3. Распределение энерговыведения по ТВС с разной загрузкой по урану-235

Начиная с 1990 года парк вычислительной техники и используемых расчетных программ резко изменился – на вооружении появились мощные вычислительные машины и соответствующие им программы. Нейтронно-физические расчеты стали иногда даже вытеснять экспериментальные измерения. В 1993 году была проведена одна из наиболее заметных расчетных работ – нейтронно-физический расчет по обоснованию возможности испытаний твэла реактора НЕРВА в реакторе ИВГ.1М. Заказчиком были выданы жесткие требования к величине и форме нейтронного потока, к длительности отдельных испытаний. Проведенные расчеты позволили оценить необходимую для проведения испытаний такого твэла мощность реактора ИВГ.1М и показали, что высотное поле в центральной ячейке этого реактора близко к требуемому [9]. На рисунке 4 приведены расчетные и экспериментальные результаты определения распределения потока тепловых нейтронов по высоте этой ячейки.

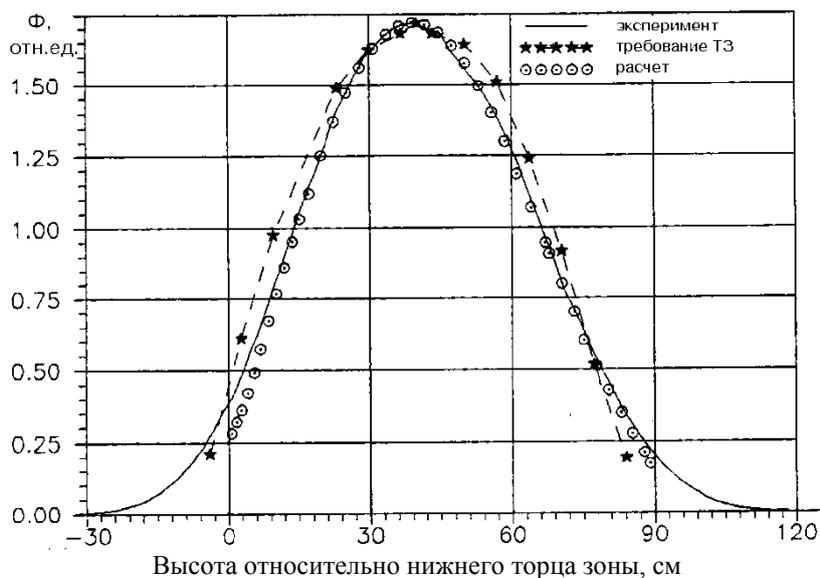


Рис. 4. Распределение потока тепловых нейтронов по высоте центральной ячейки реактора ИВГ.1М с твэлом НЕРВА

ЛИТЕРАТУРА

1. Черепнин Ю.С. Исследование полей энерговыделения в реакторах стендовых прототипов ЯРД. – Диссертация на соискание ученой степени канд. техн. наук. – ОЭ НПО «Луч», инв. №С-2532, 1983.
2. Методика измерения абсолютной мощности реактора ИВГ.1 на физическом пуске. – ИАЭ им. Курчатова, инв. №С-244 (по архиву ОЭ НПО «Луч»), 1972.
3. Методика определения числа делений в реакторе спектрометрическим методом. – ОЭ НПО «Луч», инв. №С-1052, 1977.
4. Методика измерения эффектов реактивности. – ОЭ НПО «Луч», инв. №С-1981, 1981.
5. Физические исследования реактора ИВГ.1М с модифицированной активной зоной. – ОЭ НПО «Луч», инв. №С-2607, 1985.
6. Физические исследования реактора ИГР с ампулой ИП-6М. – ОЭ НПО «Луч», инв. №С-2724, 1985.
7. Физические исследования реактора ИГР с макетом канала ПКМ-100. – ОЭ НПО «Луч», инв. №С-3187, 1987.
8. Физические исследования реактора ИВГ.1М с макетами водоохлаждаемых технологических каналов. – ОЭ НПО «Луч», инв. №С-3241, 1987.
9. Нейтронно-физический расчет реактора ИВГ.1М с макетом твэла НЕРВА. – ОЭ НПО «Луч», 1993.

[Научно-практич. конф. «20 лет энергетич. пуска реактора ИВГ.1». Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995, докл. №03](#)

КОНТРОЛЬ СОСТОЯНИЯ УЗЛОВ, ДЕТАЛЕЙ И МАТЕРИАЛОВ РЕАКТОРА ИВГ.1М

Деряво И.И., Зеленский Д.И., Колбаенков А.Н., Сахаровский В.В. (ИАЭ НЯЦ РК)

Представлены основные результаты периодических проверок технического состояния исследовательского реактора ИВГ.1М. Особое внимание уделено качественным и количественным изменениям исходных параметров постоянно находящимся в реакторе бериллиевых образцов-мониторов.

ВВЕДЕНИЕ

Периодические проверки технического состояния исследовательского реактора являются принципиально важными и необходимыми контрольными операциями для установления возможности дальнейшей безаварийной эксплуатации аппарата. За 23 года эксплуатации реактора ИВГ.1М такие проверки проводились трижды – в 1982-1983, в 1989 и в 1994 годах.

В ходе первых двух проверок осуществлялся контроль функционирования механизма перемещения стержней СКР; контроль водного режима аппарата (по данным регистрационной документации); осмотр доступных участков поверхности узлов и деталей реактора, изготовленные из бериллия и стали X18H10T; освидетельствование образцов-мониторов из Be, X18H10T и циркониевого сплава Э-110, находящихся с 1975 года в ячейках центрального и межканальных вытеснителей. В ходе третьей проверки, выполненной уже после замены (в 1990 году) газоохлаждаемых ТВС на водоохлаждаемые, осмотру подвергались также детали из алюминиевого сплава АМг-6, а при освидетельствовании образцов-мониторов дополнительно исследовалась коррозионная стойкость образцов из АМг-6 и стали 12Х18Н10Т, находящихся с мая 1990 года в контрольном водяном канале КВК-300, установленном в водяном контуре вне реактора.

Совершенно очевидно, что при оценке нынешнего технического состояния реактора наибольший интерес должны представлять результаты последней проверки, в связи с чем в настоящем сообщении они рассматриваются как основные.

СОСТОЯНИЕ УЗЛОВ И ДЕТАЛЕЙ

Последняя контрольная проверка показала, что, несмотря на рост дозы облучения элементов конструкции реактора (таблица 1) и увеличение времени нахождения их в воде (таблица 2), состояние механизмов, узлов и деталей ИВГ.1М остается вполне удовлетворительным.

Таблица 1. Степень облучения отдельных элементов конструкции ИВГ.1М ко времени очередной проверки

Элемент конструкции (и материал)	Флюенс $\Phi_{б.н.}$ ($\Phi_{т.н.}$), см ⁻²		
	XII.83 г.	IX.89 г.	VII.94 г.
Центральный вытеснитель (Be)	1,6·10 ¹⁹ (2,0·10 ¹⁹)	3,4·10 ¹⁹ (4,3·10 ¹⁹)	3,9·10 ¹⁹ (5,8·10 ¹⁹)
Боковой отражатель (Be)	0,4·10 ¹⁹ (0,6·10 ¹⁹)	0,9·10 ¹⁹ (1,3·10 ¹⁹)	1,0·10 ¹⁹ (1,7·10 ¹⁹)
Корпус реактора (X18H10T)	0,5·10 ¹⁸ (0,7·10 ¹⁸)	1,0·10 ¹⁸ (1,5·10 ¹⁸)	1,2·10 ¹⁸ (2,0·10 ¹⁸)

Установлено, в частности, что вращение механизма перемещения стержней СКР является свободным на всю длину перемещения в ту и другую стороны. Осмотр наружных поверхностей корпуса, мест соединений патрубков и нижней плиты с запорными и уплотнительными элементами, трубопроводов подвода и отвода воды не выявил каких-либо повреждений.

Установлено также, что контроль водного режима осуществлялся трижды в месяц, а качество теплоносителя соответствовало нормативным документам. Случаев нарушения герметичности в процессе эксплуатации, отказов каких-либо конструктивных элементов реактора не зафиксировано. И

только при осмотре поверхностей отверстий под каналы в крышке, а также поверхностей кольцевых канавок шариковых замков каналов были обнаружены незначительные вмятины.

Таблица 2. Условия эксплуатации внутриреакторных узлов и деталей ИВГ.1М

Контактирующая среда и число пусков	Длительность Т, ч		
	XII.83 г.	IX.89 г.	VII.94 г.
Вода при ~20 °С	101500	149400	188600
Вода при ~90 °С (с учетом расхолаживания)	150	290	380
Паровоздушная среда при ~20 °С	1500	4000	6000
Число пусков	15	28	46

С помощью перископа РВП-456 был проведен осмотр доступных поверхностей внутриреакторных узлов и деталей. Установлено отсутствие видимых повреждений у блоков торцевого бериллиевого отражателя; обнаружено наличие каверн неправильной формы небольшого (до ~5 мм) диаметра на межканальных бериллиевых вытеснителях, а также сколов, каверн и коррозионных налетов белого цвета на боковом и центральном вытеснителях (в местах стыков колец). Следует отметить, что указанные повреждения поверхностей внутриреакторных узлов и деталей из Ве фиксировались и в предыдущих проверках.

После выгрузки из ячеек реактора 14 каналов ВОТК и осмотра корпусов каналов, поверхностей уплотнительных колец и посадочных мест выявлено следующее. Состояние стального корпуса центральной ампулы без изменений, состояние уплотнительных колец и посадочных мест удовлетворительное, а на алюминиевых корпусах каналов ВОТК наблюдается незначительные нарушения пассивирующего слоя в виде коррозионных пятен площадью до 10 см².

СОСТОЯНИЕ ОБРАЗЦОВ-МОНИТОРОВ

Образцами-мониторами, отслеживающими изменение состояния конструкционных материалов реактора, были цилиндрические и полуцилиндрические стержни длиной ~56мм из X18H10T, Э-110 и Ве, а также цилиндрические стержни длиной ~28 мм из Ве. Бериллиевые образцы содержали один из трех типов защитных покрытий: эматалевое (образцы Э), анодное (образцы А) и барьерное анодное (образцы Б); последним типом покрытий защищены и бериллиевые детали ИВГ.1М.

Изменение состояния поверхности стальных, циркониевых и бериллиевых образцов-мониторов оценивалось путем визуального сравнения их с исходными образцами свидетелями, для чего рядом с выгруженными из реактора мониторами раскладывались свидетели того же материального состава. При осмотре образцов из X18H10T и Э-110 изменений состояния поверхности не обнаружено; при осмотре Ве-образцов обнаруживались различия, связанные в основном с изменением цвета покрытий.

У образцов Э исходный белый матовый цвет покрытия сменялся светло-серым, серым и даже темно-серым матовым. Изменений сплошности покрытий не зафиксировано. На отдельных образцах полуцилиндрической формы, на их плоских поверхностях, отмечались небольшие участки контактной коррозии светло-серого, почти белого цвета (эти участки являлись местом контакта образца с плоской поверхностью соседнего полуцилиндрического образца). У образцов А исходный черный блестящий цвет покрытия или полностью сохранялся, или переходил в темно-серый матовый или даже в серый матовый. Изменений сплошности покрытий и следов контактной коррозии не обнаружено. Наконец, у образцов Б исходный светло-серый блестящий цвет покрытия изменялся до серого матового или темно-серого матового. При этом у многих образцов выявлялась несплошность покрытия в виде черных точек и черных узких полосок, ориентированных вдоль длины образца. Следов контактной коррозии не обнаружено.

Степень изменения структурных и физико-механических характеристик конструкционных материалов реактора определялась только на бериллиевых образцах, поскольку относительно невысокий флюенс быстрых нейтронов ($<4 \cdot 10^{19} \text{ см}^{-2}$) мог представлять некоторую опасность только для хрупкого Ве и его хрупкого оксидного покрытия. Для этого было проведено сравнение результатов опреде-

ления указанных характеристик у ~50 образцов-свидетелей и 48 образцов-мониторов, выгруженных из ячеек Д, Е, Ж и К.

Рентгенографическими методами было выяснено, что материал образцов является двухфазным (Ве и ~1,5 % (об.) ВеО), а бериллиевая матрица представляется достаточно мелкозернистой (~30 мкм). Из сопоставлений интенсивностей фона, а также интенсивностей и форм линий у образцов-свидетелей и образцов-мониторов не удалось обнаружить заметного влияния реакторного облучения как на структуру Ве-матрицы, так и на структуру ВеО-примеси. Не обнаружено и изменений периодов a_0 и c_0 решетки бериллия (см. таблицу 3). Вычисление объемов элементарной ячейки $V_{яч}$ указало на отсутствие «твердого» распухания кристаллической решетки бериллия $\Delta V_{яч}/V_{яч}$.

Таблица 3. Изменение некоторых характеристик Ве-образцов под влиянием реакторного облучения и длительного нахождения в дистиллированной воде

Измеряемая характеристика X	Тип покрытия	Измеренное значение X		$\Delta X/X, \%$
		в исходном состоянии	после облучения	
$a_0, \text{Å}$	А и Э	$2,2906 \pm 0,00010$	$2,2905 \pm 0,00014$	$-0,004 \pm 0,0087$
$c_0, \text{Å}$	А и Э	$3,5795 \pm 0,00010$	$3,5798 \pm 0,00014$	$0,008 \pm 0,0067$
$V_{яч}, \text{Å}^3$	А и Э	$16,246 \pm 0,0019$	$16,246 \pm 0,0024$	$0 \pm 0,026$
$\gamma, \text{г/см}^3$	Б	$1,901 \pm 0,0017$	$1,902 \pm 0,0023$	$0 \pm 0,21$
	А	$1,903 \pm 0,0015$	$1,903 \pm 0,0024$	$0 \pm 0,20$
	Э	$1,886 \pm 0,0012$	$1,884 \pm 0,0019$	$-0,1 \pm 0,16$
$H_v, \text{ГПа}$	Б	$0,74 \pm 0,051$	$0,80 \pm 0,072$	10 ± 32
	А	$0,91 \pm 0,020$	$0,98 \pm 0,031$	$8 \pm 5,8$
	Э	$2,4 \pm 0,14$	$2,5 \pm 0,21$	0 ± 15
$(\sigma_v)_{изг}, \text{МПа}$	Б, А и Э	920 ± 22	960 ± 51	$4 \pm 8,0$
$(\sigma_{0,2})_{изг}, \text{МПа}$	Б, А и Э	600 ± 42	620 ± 15	$3 \pm 9,7$
$\delta, \%$	Б, А и Э	$3,3 \pm 0,86$	$2,6 \pm 0,47$	-20 ± 35

Установлено также отсутствие изменений «гидростатической» плотности образцов γ . Этот факт свидетельствовал об отсутствии радиационного «твердого» и «газового» распухания образцов, поскольку $\Delta\gamma/\gamma = -\Delta V/V$. Следует отметить, что полученные результаты хорошо согласуются с известными данными [1] по «дозной» зависимости распухания бериллия.

Индентированием материала поверхности образцов удалось обнаружить весьма незначительное повышение микротвердости H_v материала покрытий. Оценить изменение хрупкости материала покрытий по количеству и длине микротрещин вблизи отпечатка [2] не удалось, т.к. микротрещины не обнаруживались ни при одной из нагрузок на индентор вплоть до максимальной.

Заметных различий в формах профилей микротрещин также не удалось зафиксировать. Обнаруживалось только некоторое снижение четкости отпечатка у образцов-мониторов с покрытиями Б и А, что свидетельствовало о незначительном охрупчивании материала покрытий этих типов.

Измерения механических свойств у Ве-образцов – предела прочности при изгибе $(\sigma_v)_{изг}$, условного предела текучести $(\sigma_{0,2})_{изг}$ и относительного удлинения δ – показали почти полное отсутствие изменений прочности и пластичности бериллия после облучения до флюенса $\sim 4 \cdot 10^{19}$ б.н./см² и подтвердили тем самым все приведенные выше положительные результаты освидетельствования состояния бериллиевых образцов-мониторов.

При освидетельствовании Ве-образцов определялось также и изменение их массы ΔM под влиянием

янием длительного контакта с дистиллированной водой, т.е. оценивалась коррозионная стойкость бериллия с покрытием. Полученные данные по ΔM позволили оценить (после определения площади поверхности образца S) скорость коррозии бериллия $\Delta M/ST$ (см. таблицу 4).

Таблица 4. Скорости общей коррозии Be-образцов с покрытием

Тип покрытия	$\Delta M/S$, мг/см ²	T, лет	$\Delta M/ST$, мг/(см ² ·год)
Б	0,741	12	0,0610 ± 0,0014
А	0,830	12	0,0700 ± 0,0041
Э	0,783	12	0,0650 ± 0,0022
Б, А и Э	0,523	4,8	0,110 ± 0,028

Из таблицы видно, что средняя скорость общей коррозии за последние 4,8 года почти вдвое выше, чем средняя скорость общей коррозии за последние 12 лет. Это указывает на заметное ускорение коррозионных процессов в последние годы, вызванное частичной деградацией защитных свойств покрытий. Следует при этом иметь в виду, что ускорение коррозии не представляется опасным, т.к. значения скоростей коррозии являются очень низкими.

КОРРОЗИОННАЯ СТОЙКОСТЬ АМг-6 и 12Х18Н10Т

Образцы из алюминиевого сплава АМг-6 и стали 12Х18Н10Т в форме «пластин» размером ~50×20мм, вырезанных из труб $\varnothing 76 \times 2$ мм, размещались в канале КВК-300 поочередно в двух ярусах кассеты – нижнем (блоки №1...№10) и верхнем (блоки №11...№20); ориентация образцов в блоках – вдоль течения воды (в пусковой период).

Коррозионная стойкость образцов определялась по внешнему виду при визуальном осмотре образцов после разборки кассеты и по результатам измерений изменения их массы (исходные значения массы образцов были взяты из формуляра к каналу).

При осмотре установлено, что поверхности всех образцов содержат следы местной коррозии в виде крупных пятен двух цветовых оттенков – от желто-коричневого до темно-серого матового у алюминиевых образцов и от слабого светло-желтого до слабого светло-серого у стальных. Установлено также, что визуально оцениваемая степень коррозии у алюминиевых сплавов заметно выше, чем у стальных, а на участках образцов, более интенсивно омываемых водой, она выше, чем на участках контакта с почти неподвижной водой.

Результаты визуальной оценки степени коррозии хорошо соответствовали результатам определения степени коррозии по привесам образцов. В связи с отмеченным влиянием местоположения образца в кассете на его привес в таблице 5 значения средних скоростей общей коррозии алюминиевых образцов приведены отдельно для верхнего и нижнего ярусов, а в верхнем ярусе – отдельно для блоков с невысокими и высокими привесами у образцов.

Таблица 5. Скорости общей коррозии образцов из АМг-6 и 12Х18Н10Т в дистиллированной воде (T = 4,5 года)

Материал и место образца в КВК-300	Число образцов	$\Delta M/ST$, мг/(см ² ·год)
12Х18Н10Т, нижний ярус	50	0,06 ± 0,014
АМг-6, нижний ярус	50	0,09 ± 0,016
АМг-6, верхний ярус, №№11...13, 17...19	63	0,10 ± 0,013
АМг-6, верхний ярус, №№14...16, 20	42	0,38 ± 0,016

Представленные в таблице 5 оценочные значения скоростей коррозии свидетельствуют о высокой коррозионной стойкости образцов из АМг-6 и 12Х18Н10Т, поскольку, по литературным данным (например, [3]), материал любого алюминиевого сплава считается обладающим хорошей коррозионной стойкостью, если скорость коррозии у него не превышает 10 мг/(см²·год) при испытании в воде

при любой температуре вплоть до ~500 К, а материал любой нержавеющей стали соответственно считается таким же, если скорость коррозии у него не превышает 19 мг/(см²·год) при испытании в воде при любой температуре вплоть до ~700 К.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Представленные результаты последней контрольной проверки технического состояния реактора ИВГ.1М (как и результаты двух предыдущих) свидетельствуют о вполне удовлетворительном состоянии и работоспособности систем, узлов, деталей и материалов аппарата. В частности, освидетельствование образцов-мониторов из Вв с покрытием выявило высокую коррозионную и радиационную стойкость, а следовательно, и высокую работоспособность Вв-деталей в условиях эксплуатации их в ИВГ.1М, а освидетельствование испытываемых в водяном канале КВК-300 образцов из АМг-6 и 12Х18Н10Т показало высокую коррозионную стойкость корпусов водоохлаждаемых каналов ВОТК. Таким образом, нынешнее техническое состояние систем, узлов, деталей и материалов реактора допускает возможность его дальнейшей эксплуатации.

ЛИТЕРАТУРА

1. Серняев Г.А. Распухание и «самопроизвольное» растрескивание Вв при низкотемпературном облучении. – ВАНТ, сер. Ядерная техника и технология, вып. 2, 1992, с. 35-39.
2. Пятыхин Л.Н., Валько А.Г., Папилов И.И. Определение вязкости разрушения методом индентирования. – М., ЦНИИАтоминформ, 1987, 25 с.
3. Скоров Д.М., Бычков Ю.Ф., Дашковский А.И. Реакторное материаловедение. – М., Атомиздат, 1979, 344 с.

[Научно-практич. конф. «20 лет энергетич. пуска реактора ИВГ.1». Курчатова, ИАЭ НЯЦ РК, 1995, докл. №02](#)

ИНФОРМАЦИОННО-ИЗМЕРИТЕЛЬНАЯ СИСТЕМА СТЕНДА «БАЙКАЛ-1». ИСТОРИЯ И ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ

Горбаненко О.А., Дзалбо В.В., Инков А.Ф. (ИАЭ НЯЦ РК)

Проведение экспериментальных исследований на реакторном стенде невозможно без развитой системы регистрации и обработки экспериментально-технологической информации, главной задачей которой является получение максимально полной информации о работе всех наиболее ответственных элементов конструкций и о процессах, развивающихся в реакторе, а также создания оптимальной системы управления и обеспечения общестеновой и ядерной безопасности.

ВВЕДЕНИЕ

Анализ информационных потоков (количество измерительных каналов – 1200, разрешающая способность – 1300-1500 точек/с, объем регистрации – 2,5-10 млн. чисел), необходимость обработки экспериментально-технологической информации в реальном масштабе времени эксперимента, уже на стадии эскизного проектирования исследовательского реактора ИВГ1 однозначно убедили разработчиков, что в состав информационно-управляющей системы реактора должна быть включена ЭЦВМ.

Но, учитывая реальное состояние электронных вычислительных цифровых средств того времени, на первом этапе широко применяли и аналоговую регистрирующую аппаратуру (шлейфовые осциллографы, электронные самописцы, магнитографы и т.п.) в целях выборочного визуального контроля ряда параметров и дублирования регистрации наиболее ответственных с точки зрения безопасности величин.

ИСТОРИЯ РАЗВИТИЯ ИИС

Выбор первой ЭЦВМ осуществлялся на основании возможности реализации на ней следующих основных функций:

- производить регистрацию медленно- и быстропеременных параметров, обеспечивать вычисления параметров по косвенным величинам;
- производить контроль изменяющихся параметров и вырабатывать необходимые управляющие и регулирующие воздействия;
- производить обработку полученной информации после окончания эксперимента.

На основе сравнительного анализа серийно выпускаемых цифровых управляющих машин (МПШ-1, ИВ-500, ВНИИЭМ-3, УМ-1НХ и т.д.) выбор был осуществлен в пользу УВС «Днепр-2», обладающей следующими основными техническими характеристиками:

- разрядность данных 26 двоичных разрядов;
- количество выполняемых команд 95;
- система команд двухадресная;
- среднее быстродействие 80-100 тыс. оп./с;
- емкость ОЗУ 1024 26-разрядных слов;
- максимальное количество опрашиваемых датчиков 250;
- время преобразования аналогового сигнала 2 мс;
- точность преобразования 0,5 %.

Отработка комплексной системы управления установки ИВГ.1, решение сложных задач автоматического регулирования не могли быть решены без использования методов электронного моделирования, разработки математической модели реактора и создания полномасштабного имитатора объекта. Начало всех этих работ было связано с приобретением аналоговой вычислительной машины МН-17.

Безусловно, первая система сбора и регистрации информации реактора ИВГ.1 не могла решить все поставленные задачи, но информационный режим (регистрация и послепусковая обработка экспериментальных данных) был реализован. Поэтому уже в 1976-77 годах начались проектные работы по второй очереди АСУТП установки 300, создание которой заключалось в:

- развитию информационного режима и перехода к информационно-советующему и управляющим режимам;
- замене УВС «Днепр-2» на вычислительную технику третьего поколения;
- модернизации средств локальной автоматики.

Управляющий вычислительный комплекс второй очереди состоял из ЭВМ ЕС-1022 и АСВТ М-6000. Универсальная ЭВМ ЕС-1022 (заводской №963) была введена в эксплуатацию в 1977 г. Основные технические характеристики ее были следующие:

- разрядность данных один байт;
- принцип управления микропрограммный;
- количество выполняемых команд 180;
- емкость ОЗУ 256 кбайт;
- среднее быстродействие 80-100 тыс. оп./с;
- объем дисковых накопителей 7,25 Мбайт.

В состав ЭВМ ЕС-1022 входили 4 накопителя на магнитной ленте ЕС-5012, устройство ввода с перфокарт ЕС-6012, накопители на сменных магнитных дисках ЕС-5052; АЦПУ ЕС-7032, 4 алфавитно-цифровых дисплея ЕС-7066. Для ввода измерительной информации использовался специальный преобразователь «напряжение-код» ПНК-512, подключенный к устройству ввода с перфокарты вместо фотосчитывателя FS-1501. Это устройство было рассчитано на коммутацию и преобразование 512 аналоговых измерительных каналов среднего уровня 0-5 В. Выходной код – 8 двоичных разрядов, погрешность преобразования – 0,4 %, время преобразования 512 сигналов – 0,06 с. В качестве стандартного программного обеспечения использовалась операционная система ДОС/ЕС версии 2.1.

Управляющая ЭВМ АСВТ М-6000 (заводской №208) была введена в эксплуатацию в 1978 г. Основные ее технические характеристики были следующие:

- разрядность данных 16 байт;
- объем ОЗУ 64 кбайта;
- среднее быстродействие 200 тыс. оп./с;
- количество выполняемых команд 80;
- объем дисковой памяти 5 Мбайт.

В состав этой ЭВМ входили 2 накопителя на магнитной ленте ЕС-5012, печатающее устройство АЦПУ-128М, устройства ввода FS-1501 и вывода ПЛ-150 на перфокарты, 2 станции индикации данных СИД-1000, специальные устройства связи с объектом, позволяющие принять 256 аналоговых сигналов низкого уровня и 384 сигнала среднего уровня, до 176 инициативных сигналов, до 688 дискретных сигналов и выдать до 280 управляющих сигналов. Базовой операционной системой являлась дисковая операционная система реального времени ДОС РВ (RTE-II).

В общей сложности УВК (структурная схема приведена на рисунке 1) второй очереди обеспечивал сбор и регистрацию 768 аналоговых и 560 дискретных параметров. Аналоговые параметры опрашивались с частотой 1 раз в секунду, дискретные – с частотой до 10 Гц. Данные регистрировались на магнитные ленты и магнитные диски. В процессе пуска осуществлялся контроль технологических параметров установки и стенда.

При этом на экраны алфавитно-цифровых дисплеев выводились значения наиболее важных параметров и рекомендации, позволяющие оперативному персоналу своевременно оценить ситуацию и должным образом отреагировать на изменения в ходе технологического процесса. При достижении рядом параметров определенных значений (уставок) была предусмотрена возможность выдачи до 8 управляющих сигналов из ЕС-1022 на исполнительные органы устройств локальной автоматики.

Значительный прогресс был достигнут в области послепусковой обработки информации. На этом этапе осуществлялся перевод показаний аналоговых датчиков в физические величины (создание информационной базы данных эксперимента), печать показаний датчиков в виде таблиц с привязкой к абсолютному времени с указанием шифра контрольной точки, печать исходного состояния и переключений исполнительных механизмов агрегатов стендовой автоматики, графическая интерпретация экспериментальных данных, расчет основных характеристик эксперимента. Зарегистрированная информация объемом 5-7 Мбайт обрабатывалась менее чем за 4 часа (для сравнения стоит отметить, что технические средства первой очереди обрабатывали такой объем информации за 15-20 часов).



Рис. 1.

В составе второй очереди АСУТП был реализован полномасштабный имитатор-тренажер установки, представленный аналоговыми моделями нейтронно-кинетических, газодинамических и тепловых процессов в реакторе, трактах подачи и технологических каналах. Имитатор был реализован на базе АВМ МН-17 и использовался для технического обеспечения подготовительных этапов и решения следующих основных задач:

- исследования и отладки отдельных систем стенда и установки при проведении комплексных пуско-наладочных работ;
- отработки циклограммы пусков и имитации аварийных ситуаций на различных режимах работы стенда;
- обучения и тренажа операторов систем в условиях, близких к реальным на пусках.

Дальнейшее развитие автоматизации экспериментальных исследований на установке специалисты видели в повышении надежности системы в целом и развитии средств оперативной визуализации экспериментально-технологической информации, что, по их мнению, позволило бы выйти на создание комплексной системы технологического контроля, управления, регистрации и обработки данных. В 1982-83 годах начались работы по модернизации ИИС стенда «Байкал-1». В качестве единой базы средств вычислительной техники были выбраны специализированные управляющие комплексы УВК СМ-2М и ТВСО-1, выпускаемые Северодонецким НПО «Импульс». Для проведения расчетных работ, послепусковой обработки экспериментальной информации использовалась универсальная ЭВМ ЕС-1036.

УВК СМ-2М представляет собой двухпроцессорный комплекс со следующими основными характеристиками:

- разрядность данных 16 байт;
- объем ОЗУ 256 кбайт;
- среднее быстродействие 350-400 тыс.оп/с;
- количество выполняемых команд 185;
- объем дисковой памяти 10 Мбайт.

В составе УВК СМ-2М имеются накопители на магнитной ленте ЕС-5012, алфавитно-цифровое и знаковосинтезирующее устройства печати, накопители на магнитных дисках ИЗОТ-1370, алфавитно-цифровые дисплеи ВТА-2000, цветные графические терминалы с разрешением 128x256 точек. В качестве стандартного программного обеспечения используются дисковые операционные системы реального времени ДОС АСПО, РОС АСПО. Комплексы ТВСО-1 предназначены для ввода-вывода и обработки измерительной информации в составе иерархических сетевых систем. Указанный комплекс создан на базе мини-ЭВМ СМ1634, включающей в себя процессор СМ-50/60, ОЗУ емкостью

128 Кбайт, дисплей ВТА-2000, сетевые средства для организации межмашинной связи, широкую номенклатуру модулей УСО.

Проект модернизации предусматривал полное дублирование всех технических средств, поэтому в общей сложности на стенде «Байкал-1» в период 1983-85 годов было введено в эксплуатацию четыре УВК СМ-2М и четыре комплекса ТВСО-1 (заводские №1, 2, 3 и 4). На сегодня это действующая информационно-измерительная система реакторной установки 300МВ, построенная на принципе «горячего» резервирования функциональных возможностей системы двумя вычислительными каналами, каждый из которых представляет собой иерархическую вычислительную сеть с двумя уровнями:

- уровень связи с объектом на базе ТВСО-1;
 - уровень вычислительных комплексов и связи с оперативным персоналом на базе СМ-2М.
- Структурная схема комплекса технических средств системы приведена на рисунке 2.

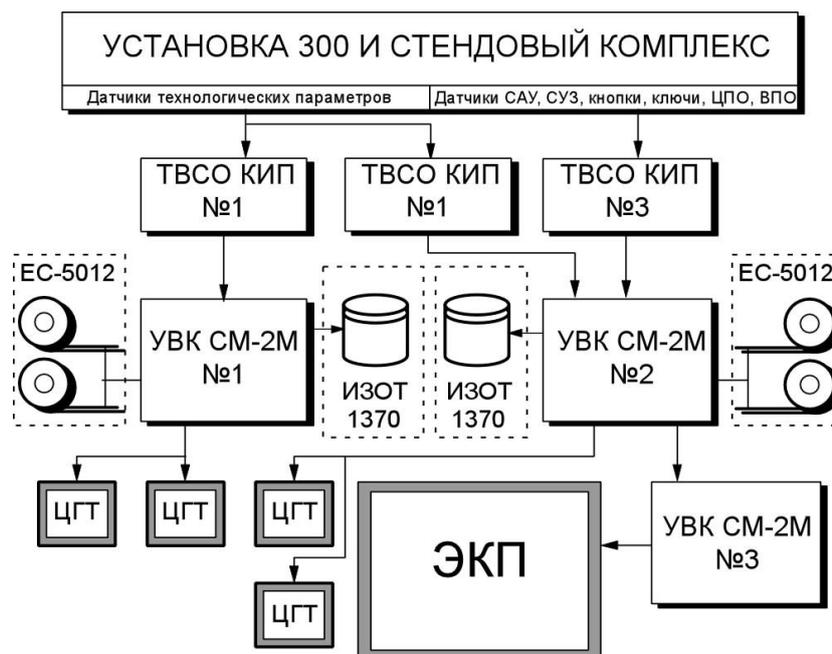


Рис. 2.

В целом существующая система обладает следующими основными характеристиками:

- ввод и обработка 768 аналоговых сигналов с минимальным периодом опроса 0,1 с;
- регистрация 768 аналоговых параметров на магнитную ленту с заданной частотой (максимальная частота 10 Гц);
- постоянная циклическая регистрация всей измерительной информации с частотой 10 Гц на магнитный диск с глубиной сохранения истории процесса до 10 минут;
- ввод и регистрация 1024 дискретных параметров с частотой 10 Гц;
- отображение экспериментальной и технологической информации на цветных графических терминалах и алфавитно-цифровых дисплеях в виде мнемосхем, диаграмм, картограмм и таблиц по любым измерительным точкам (время обновления информации на экране монитора составляет не более 0,5 с);
- табличное и графическое отображение основных контрольных точек на монохромном газоразрядном экране коллективного пользования с периодом обновления 1 с.

В период 1983-85 годов была проведена модернизация имитатора-тренажера реактора ИВГ.1, значительно повышающая его технические и функциональные возможности. Реализован он был на базе аналого-цифрового вычислительного комплекса с использованием аналоговой машины нового поколения АВК-33 и УВК СМ-2М.

Необходимо отметить, что для развития информационно-измерительной системы установки 300 важное значение имели работы, связанные с автоматизацией экспериментальных исследований на других стендах предприятия. Так, в 1983-84 годах проводились работы по созданию информационно-управляющего комплекса стенда «Ангара». Это был один из первых опытов использования микроЭВМ для автоматизации экспериментов. Здесь апробировались многие решения (в частности, построение многомашинного комплекса), которые затем широко использовались при реализации систем автоматизации реакторных исследований. На базе микроЭВМ «Электроника-60М» была создана первая ИУС реактора РА.

ТЕНДЕНЦИИ РАЗВИТИЯ

Основные тенденции развития ИИС установки 300МВ связаны с широким использованием современных персональных компьютеров и совместимых с ними специализированных контроллеров. Ведущие зарубежные фирмы уже с середины 80-ых годов начали активно использовать для автоматизации технологических процессов 16- и 32-разрядные микропроцессоры типа Intel 80286, 80386, 80486, Motorola. Контроллеры на базе ПК обладают многочисленными преимуществами – это высокая производительность, надежность, малые габаритные размеры и энергопотребление, широкий спектр сетевого и коммутационного оборудования, развитое, ориентированное на массового пользователя программное обеспечение. Как правило, такие контроллеры выпускаются в промышленном исполнении, гарантирующем надежную эксплуатацию в экстремальных условиях (пылевлагонепроницаемый корпус, встроенная система энергоснабжения, система контроля работоспособности процессора и оповещения, функциональная встроенная клавиатура). Кроме обработки измерительной информации ПК может осуществлять функции универсального индикатора графической информации с использованием современных технологий мультимедиа благодаря наличию в своем составе цветных мониторов и принтеров высокого разрешения и качества. Немаловажным фактором является высокая динамичность и преемственность в развитии данного класса вычислительных средств, что является надежной основой длительной эксплуатации и наращивания возможностей системы.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В 1994 году принята в промышленную эксплуатацию модернизированная информационно-измерительная система реактора РА, разработанная на базе комплексов ТВСО-1 и персональных ЭВМ IBM PC/AT-286. В настоящий момент ведется техническое проектирование ИИС установок ЛАВА, СЛАВА на базе программно-технического комплекса ПТК УНИКОНТ. Этот комплекс разработан на основе процессора Intel 80286, архитектурно и программно совместим с ПК IBM PC/AT. Опыт и результаты этих проектов будут основой для давно назревшей работы по модернизации ИИС стенда «Байкал-1».

[V междунар. конф. «Яд. энергетика в космосе», Подольск, ГосНИИ НПО «Луч», 1999, ч. 2, докл. №С16](#)

РЕАКТОРНАЯ ОТРАБОТКА СТЕРЖНЕВЫХ КАРБИДНЫХ ТВЭЛОВ ЯРД И ЯЭДУ

*Дерявко И.И., Зеленский Д.И., Перепёлкин И.Г., Пивоваров О.С.,
Стороженко А.Н. (ИАЭ НЯЦ РК), Черепнин Ю.С. (НЯЦ РК),
Дьяков Е.К., Ланин А.Г., Таубин М.Л., Федик И.И. (ГосНИИ НПО «Луч»)*

Реакторные испытания по отработке конструкции и материального состава твэлов и ТВС реакторов ЯРД и ЯЭДУ на стендовой базе ИАЭ НЯЦРК имеют многолетнюю историю. Начало испытаний следует отнести к 1962 году, когда была проведена первая опытная серия испытаний модельных сборок, содержащих стержневые четырехлопастные твэлы из (U,Zr)C, в петлевом устройстве реактора ИГР. Массовые испытания твэлов и ТВС в реакторе ИГР начались в 1964 году [1], причем с 1971 года по 1978 год в этом реакторе испытывались уже штатные твэлы стендовых прототипов реакторов ЯРД [2], т.е. стержневые твэлы двухлопастного профиля.

Основные серии реакторных испытаний штатных твэлов ЯРД и ЯЭДУ были проведены в реакторах ИВГ.1, ИРГИТ и РА в период с марта 1975 года по октябрь 1997 года. В этих испытаниях исследовались характеристики работоспособности твэлов и ТВС в условиях, моделирующих режимы их эксплуатации в реакторах ЯРД и ЯЭДУ: двигательный режим (ДР) и энергетические режимы с двумя различными уровнями мощности (РММ и РБМ). Хронология проведения основных серий реакторных испытаний показана на рисунке 1.

Испытания на режиме ДР осуществлялись в охлаждаемых водородом проточных технологических каналах ТК300, ТК300М, ТКТ, КЭТ и ТК100 реакторов ИВГ.1 (I и II а.з.), ИРГИТ №1 и ИРГИТ №2, на режиме РБМ – в каналах КЭТ реактора ИВГ.1 (IV а.з.), а на режиме РММ – в заглушенных и заполненных гелием каналах ТК100 реактора ИРГИТ №3 и в беспроточных гелиевых ампулах реактора РА. Всего на режиме ДР было испытано 152 технологических канала различного типа, на чередующихся режимах ДР+РММ+РБМ – 36 каналов КЭТ, на чередующихся режимах ДР+РММ – 30 каналов ТК100 и на режиме РММ – 8 каналов ТК100 и 49 ресурсных ампул.

Реакторные испытания сопровождалось послепусковыми исследованиями состояния облученных твэлов и пучков твэлов в нагревных секциях ТВС отдельных технологических каналов или ресурсных ампул. В общей сложности после испытаний на режиме ДР было разделано 66 каналов различного типа, после ДР+РММ+РБМ – 19 каналов КЭТ, после ДР+РММ – 6 каналов ТК100 и после РММ – 5 каналов ТК100 и 15 ресурсных ампул.

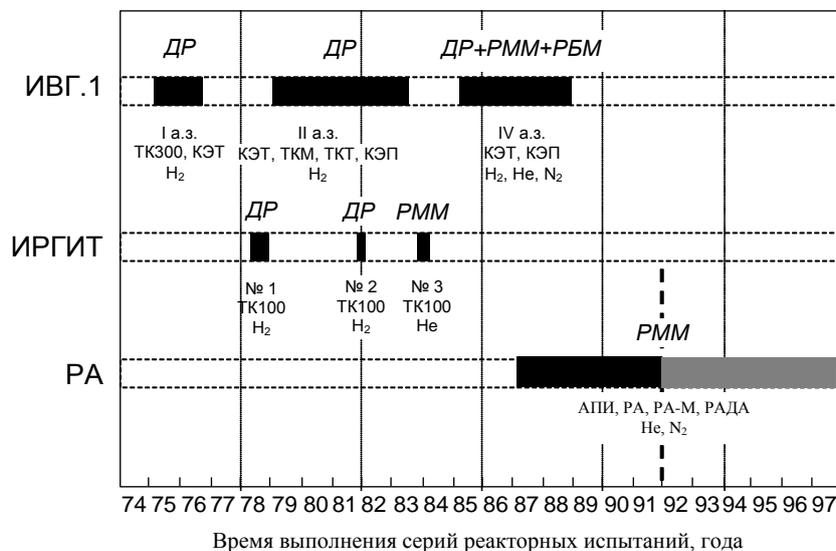


Рис. 1. Последовательность испытаний стержневых твэлов из (U,Zr)C, (U,Zr)C+C и (U,Zr,Nb)C в реакторах ИВГ.1, ИРГИТ и РА (пунктирной чертой обозначен момент прекращения интенсивного выполнения реакторных испытаний на режиме РММ)

Результаты этого большого объема послепусковых исследований, завершенных к середине 1998 года, убедительно подтвердили оптимальность выбора конструкции и материального состава твэлов и ТВС для реакторов ЯРД и ЯЭДУ канального типа. При совместном анализе результатов собственно реакторных испытаний (достигнутая температура водорода T_{\max} на выходе из ТВС, стабильность удержания T_{\max} в течение всего пуска, скорость нарастания коэффициента гидравлического сопротивления $K_{ГС}$ в каналах от пуска к пуску, степень изменения состава газовой среды в ресурсных ампулах и др.) и результатов послепусковых исследований твэлов и пучков твэлов (рисунки 2 и 3) в нагревных секциях ТВС (изменение прочности твэлов, наличие поломок и закруток пучков стержней в нагревной секции (НС), характер поврежденности твэлов по высоте ТВС и т.д.) были установлены в целом достаточно высокие показатели работоспособности твэлов на режимах ДР, РБМ и РММ.

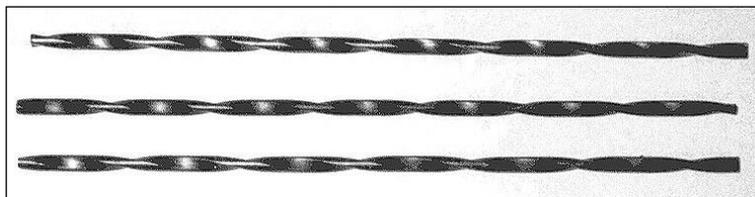


Рис. 2. Внешний вид стержневых карбидных твэлов ЯРД или ЯЭДУ (размеры твэлов: длина 100 мм, диаметр описанной окружности 2,2 мм, ширина лопасти 1,24 мм)

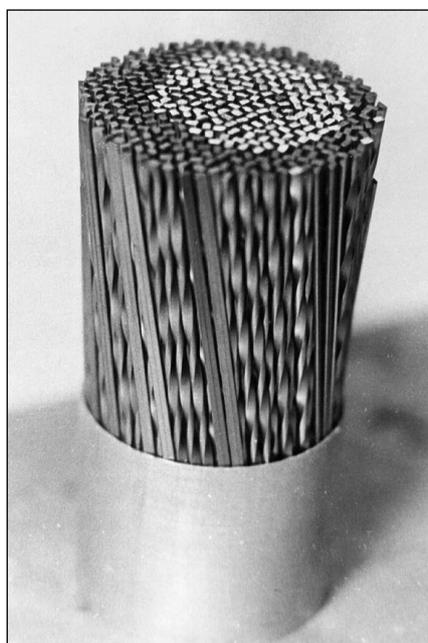


Рис. 3. Внешний вид пучка необлученных твэлов, составляющих одну нагревную секцию в ТВС ресурсной ампулы, канала КЭТ и канала ТК100: по периферии пучка из 151 твэла расположены 12 полуцилиндрических карбидных вкладышей-уплотнителей

В частности, была установлена высокая радиационная стойкость штатных карбидных и карбидографитовых твэлов ЯРД и ЯЭДУ в условиях длительного (до 4803 ч) низкоинтенсивного ($\phi_T = 1 \cdot 10^{12} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$) нейтронного облучения в гелии при температуре 800... 1800 К. Выяснено, что полному сохранению функциональной работоспособности твэлов на режиме РММ, т.е. почти полному сохранению их целостности, геометрической формы, исходных размеров, несущей способности и прочности, во многом способствует обнаруженный эффект атермического упрочнения топливных карбидов под облучением. Эффект упрочнения устойчиво возникает в твэлах по достижении выгорания порядка $3 \cdot 10^{16} \text{ дел./см}^3$ (после ~12-часовой наработки в реакторе РА), а его первоначальный уровень составляет около 40%; при увеличении длительности испытаний упрочнение у твэлов снижается, но

при выгорании $\sim 1,5 \cdot 10^{19}$ дел./см³, достигнутому к концу ресурсных испытаний, оно еще сохраняется на уровне 20 % (см. рисунок 4).

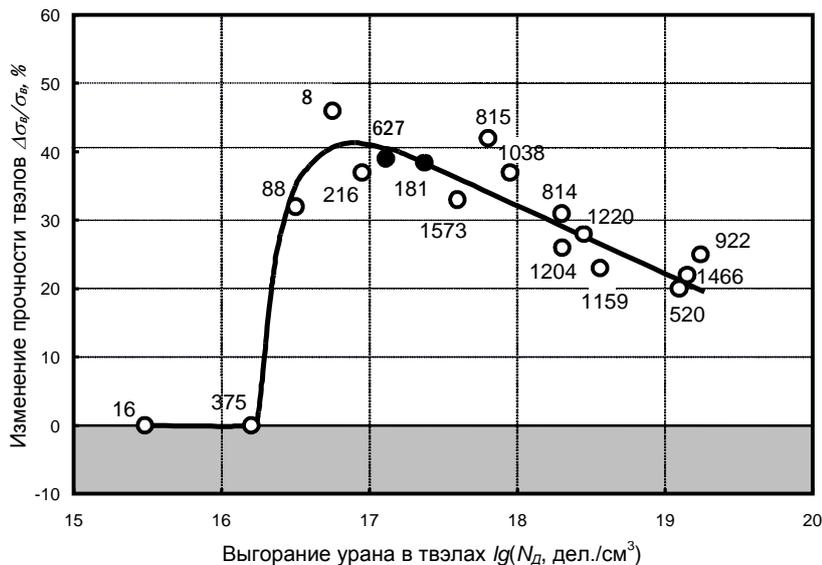


Рис. 4. Влияние длительности облучения на изменение прочности карбидных и карбидо-графитовых ТВЭлов с содержанием урана от ~ 9 до $\sim 18\%$ (мас.) при испытаниях на режиме РММ в беспроточных ампулах (○) реактора РА и в заглушенных каналах ТК100 (●) реактора ИРГИТ №3 (цифрой возле каждой точки обозначено количество замеров прочности ТВЭлов, облученных в конкретной ресурсной ампуле или в конкретных технологических каналах)

Относительно эффекта радиационного упрочнения ТВЭлов необходимо отметить следующие моменты. Во-первых, уровень упрочнения совершенно не зависит от температуры облучения (графические зависимости $\Delta\sigma_v/\sigma_v = f(T_{обл.})$ для ТВЭлов каждой ампулы (канала) представляли собой горизонтальные прямые). Во-вторых, достигнутое упрочнение не исчезает даже после отжига при температуре, значительно превышающей $T_{обл.}$. В-третьих, 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: 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 трещинами ТВЭлов). При этом было установлено, что полное радиационно-стимулируемое атермическое залечивание трещин достигается после выгорания $\sim 2 \cdot 10^{17}$ дел./см³, т.е. после ~ 100 -часового облучения в ампульном реакторе РА.

При испытаниях ТВЭлов и ТВС на режиме ДР в каналах различного типа установлено, что ТВЭлы и ТВС каналов ТК300, ТК300М, ТКТ и ТК100 после испытаний на режимах, заметно сниженных по сравнению с номинальным для реактора ЯРД, полностью сохраняют функциональную работоспособность: обнаруживалось относительно небольшое количество поломок стержней, относительно небольшие закрутки пучков ТВЭлов в НС и незначительное увеличение коэффициентов $K_{ГС}$ в трактах охлаждения ТВС, при этом фиксировалось упрочнение ТВЭлов на 40...100 % в низкотемпературных НС (рисунок 5) и незначительное их разупрочнение в высокотемпературных секциях. Упрочнение ТВЭлов низкотемпературных НС связано с образованием на поверхностях стержней сжимающих остаточных макронапряжений $\sigma_{ост}$ радиационного характера [3], поскольку из-за перепада температуры ΔT по сечению ТВЭла материал его при-поверхностной области распухает сильнее материала внутренней области (экспериментально доказано, что максимальных значений напряжения $\sigma_{ост}$ достигают при глубине выгорания урана $N_d \geq 3 \cdot 10^{18}$ дел./см³).

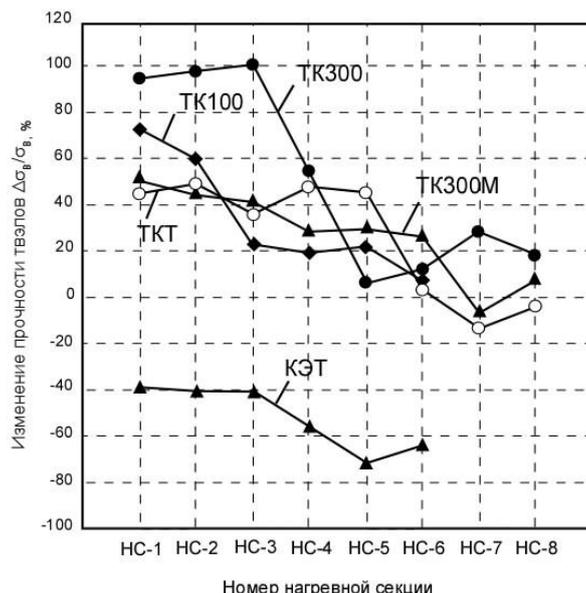


Рис. 5. Характер изменения прочности карбидных и карбидографитовых твэлов с содержанием урана от ~6 до ~18% (мас.) по высоте ТВС охлаждаемых водородом проточных каналов различного типа после испытаний на режиме ДР

Наоборот, у твэлов и ТВС каналов КЭТ к концу ресурсных (12 пусков общей длительностью ~4000 с) испытаний на номинальном для реактора ЯРД режиме функциональная работоспособность снижается: двукратное разупрочнение твэлов в низкотемпературных и трехкратное – в высокотемпературных НС (см. рисунок 5), большие закрутки пучков твэлов в НС, большое количество поломок стержней в низкотемпературных секциях, особенно в НС №1 и №2, сильное измельчение и перемешивание фрагментов твэлов в этих НС, создающее значительное повышение коэффициентов $K_{ГС}$ в трактах ТВС, перегрев и пластические искривления твэлов высокотемпературных НС, перегрев и прогар элементов теплоизоляции и внутренних корпусов каналов.

Первопричиной негативной ситуации является недостаточная термочность карбидографитовых твэлов, эксплуатирующихся в условиях значительных термических напряжений σ_T (перепад ΔT , например в НС №1, составляет ~300 К) и в температурной области хрупкого состояния карбидного материала, т.е. при $T < T_{Х-П}$, где $T_{Х-П}$ – температура хрупко-пластичного перехода, составляющая ~1800 К. Поскольку уровень термочности штатных карбидографитовых твэлов таков, что трещины в них возникают при удельном теплосъеме с поверхности q_s выше ~5 МВт/м², а среднее значение теплонапряженности твэлов q_s в каналах КЭТ при испытании на режиме ДР составляло ~8,5 МВт/м² (см. рисунок 6), твэлы НС №1 и №2 после испытаний оказывались разрушенными. Вначале в них возникали поверхностные трещины, затем происходило их доламывание бандажными, изгибными и вибрационными нагрузками.

Для устранения поломок твэлов в первых двух НС и предотвращения тем самым последующих процессов деградации состояния ТВС необходимо, как видно из рисунка 6, повысить исходную термочность карбидографитовых твэлов не менее чем вдвое. Поскольку уровень термочности спеченного карбидного материала можно поднять за счет повышения его прочности σ_v (т.к. любой из критериев термочности R, R', R'' пропорционален σ_v [4]), были исследованы возможности искусственного упрочнения твэлов и безурановых карбидных стержней термическими и радиационными способами.

Как видно из таблицы 1, где обозначены различные способы упрочняющих обработок и уровни достигаемого эффекта, существует принципиальная возможность значительного повышения прочности, а следовательно, и термочности твэлов. Более заметный эффект дают комбинированные способы. Наиболее перспективным из комбинированных способов представляется способ-10, в котором вначале твэлы упрочняются на не менее чем 60 % путем термического залечивания намеренно со-

зданных поверхностных трещин. После этого дальнейшее упрочнение твэлов осуществляется уже в активной зоне реактора ЯЭДУ: сначала путем длительного – около 15 часов – облучения (эксплуатации) на режиме РММ, а затем путем облучения (эксплуатации) на режиме ДР при сниженной мощности реактора (при теплосъеме с поверхности твэлов q_s порядка 4 МВт/м^2) до достижения глубины выгорания N_d не менее $3 \cdot 10^{18} \text{ дел./см}^3$. Радиационная часть упрочняющей обработки может быть выполнена в условиях нахождения установки ЯЭДУ на орбите.

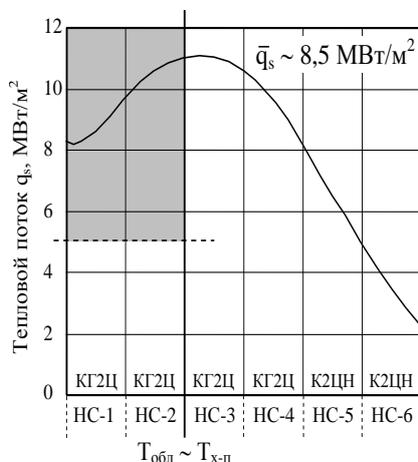


Рис. 6. Характер теплонапряженности карбидографитовых (в НС №1...НС №4) и карбидных (в НС №5 и №6) твэлов по высоте ТВС каналов КЭТ при испытании на режиме ДР: у твэлов НС №1 и №2 вероятность возникновения поверхностных трещин максимальна

Таблица 1. Возможные способы упрочнения карбидных стержневых изделий

Номер способа	Обозначение способа	$\Delta\sigma_B/\sigma_B$
1	Высокотемпературное термоциклирование (в пределах от T_{X-II} до $\sim 2800 \text{ К}$)	$\sim 15 \%$
2	Отжиг в гелии при температуре выше температуры спекания	$< 30 \%$
3	Оплавление тонкого поверхностного слоя стержня	$\sim 65 \%$
4	Закалка с естественным охлаждением от температуры $\sim 2700 \text{ К}$	$\sim 30 \%$
	Закалка с принудительным охлаждением от температуры $\sim 2700 \text{ К}$	$\sim 60 \%$
5	Термическое ($\sim 2700 \text{ К}$) залечивание искусственных поверхностных трещин	$\sim 40 \%$
	Трехкратное термическое залечивание поверхностных трещин	$\sim 80 \%$
6	Комбинированный способ: «залечивание трещин»+«закалка»	$> 100 \%$
7	Радиационное залечивание исходных дефектов структуры карбида	$\sim 35 \%$
8	Радиационное залечивание искусственных поверхностных трещин	$\sim 100 \%$
9	Создание сжимающих радиационных макронапряжений $\sigma_{ост}$	$\sim 100 \%$
10	Комбинация способов: «способ-5» + «способ-7» + «способ-9»	$> 150 \%$

Суммарный эффект упрочнения твэлов будет при такой обработке заметно выше 150% , что является в принципе решением задачи не менее чем двукратного повышения термопрочности твэлов низкотемпературных НС, а следовательно, и задачи сохранения функциональной работоспособности твэлов на режиме ДР.

Испытания твэлов и ТВС на режиме РБМ (семь пусков реактора общей длительностью около 15 ч при T_{max} водорода на выходе из ТВС менее 1400 К) были второй частью испытаний на чередующихся режимах ДР+РМ+РБМ, в которых, по сути, исследовалось длительное влияние режима РБМ

на состояние твэлов, уже поврежденных в той или иной степени в испытаниях на режиме ДР. Имеется в виду, что короткий экспериментальный пуск на режиме РММ (длительность испытаний в протоке гелия 1,5 часа, максимальная температура твэлов ~1500 К, теплосъем с поверхности твэлов q_s не более $0,02 \text{ МВт/м}^2$) не мог заметным образом повлиять на состояние твэлов, достигнутое в испытаниях на режиме ДР.

На основании анализа результатов этих испытаний на режимах ДР+РММ+РБМ была установлена вполне удовлетворительная функциональная работоспособность твэлов на режиме РБМ. Выяснено, что основное влияние относительно мягкого режима РБМ (теплосъем с поверхности твэлов q_s на различных пусках находился в пределах от $0,25$ до $\sim 1,6 \text{ МВт/м}^2$) на состояние твэлов заключается в эрозионном повреждении поверхности твэлов в процессе длительного облучения в протоке водорода, а также в химическом взаимодействии повреждаемой поверхности с примесями кислорода и азота в теплоносителе. В результате этого происходит некоторое снижение прочности твэлов (рисунок 7), которое было бы существенно меньшим, если бы твэлы до испытаний на режиме РБМ не были повреждены на режиме ДР.

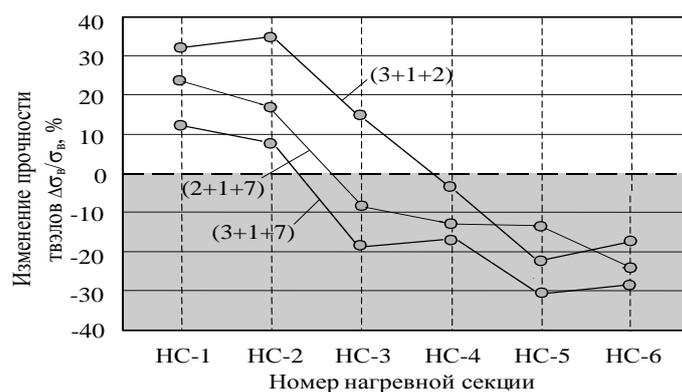


Рис. 7. Изменение прочности твэлов по высоте ТВС каналов КЭТ после испытаний на режимах ДР+РММ+РБМ (цифрами указано количество пусков реактора ИВГ.1 на каждом из режимов)

Кроме того, обнаружено дальнейшее увеличение количества поломок твэлов в высокотемпературных НС по сравнению с тем, что уже было достигнуто в предшествующих пусках на режиме ДР. Характер поломок этих твэлов, однако, не представлялся опасным для функционирования ТВС: твэлы разрушаются только на крупные фрагменты, а последние не смещаются друг относительно друга внутри НС и, следовательно, не оказывают влияния на изменение коэффициента $K_{ГС}$ тракта охлаждения ТВС. Здесь, как и в случае анализа влияния режима РБМ на изменение прочности твэлов, можно предположить, что увеличение количества поломок стержней было бы меньшим, если бы твэлы не были предварительно повреждены в ходе испытаний на режиме ДР.

ЛИТЕРАТУРА

1. Пономарев-Степной Н.Н. История развития ЯРД в СССР. – Доклады на III отрасл. конф. «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели, Семипалатинск-21, 1992 г.», Подольск, НИИ НПО «Луч», 1993, ч. 1, с. 3-18.
2. Черепнин Ю.С. Стендовая база для испытаний ЯРД. – Доклады на III отрасл. конф. «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели, Семипалатинск-21, 1992 г.», Подольск, НИИ НПО «Луч», 1993, ч. 1, с. 19-26.
3. Дерявко И.И., Тарасов В.И. Исследование изменений прочности твэлов после реакторных испытаний применительно к работе ЯЭДУ на двигательном и энергетическом режимах. – Доклады на III отрасл. конф. «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели, Семипалатинск-21, 1992 г.», Подольск, НИИ НПО «Луч», 1993, ч. 2, с. 791-799.
4. Андриевский Р.А., Ланин А.Г., Рымашевский Г.А. Прочность тугоплавких соединений. – М., Металлургия, 1974, 240 с.

[IV междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика», Алматы, ИЯФ НЯЦ РК, 2003, докл. №2.49](#)

ИССЛЕДОВАНИЕ КЕРАМИЧЕСКИХ ТВЭЛОВ, ОБЛУЧЕННЫХ В ТЕХНОЛОГИЧЕСКИХ КАНАЛАХ АТК РЕАКТОРА ИВГ.1

Дерявко И.И., Колодешников А.А., Пивоваров О.С., Стороженко А.Н. (ИАЭ НЯЦ РК)

ВВЕДЕНИЕ

Известно (напр., [1-3]), что для обеспечения транспортных потребностей в ближнем космосе предполагается использование наземных реактор-лазерных установок ЯГДУ. В таких установках высокотемпературный газоохлаждаемый реактор служит для тепловой накачки высокоскоростного большерасходного потока рабочего газа, а мощный газодинамический лазер – для вывода на околоземные орбиты и маневрирования летательных аппаратов (в которых тяга создается за счет испарения твердого или разогрева газообразного рабочего тела лазерным лучом). Летательные аппараты с тягой, создаваемой через посредство лазера наземной ЯГДУ, могут использоваться для периодической доставки небольших, но важных грузов на космические спутники, станции, энергетические платформы и энерго-двигательные установки; для перевода отработавших космических аппаратов на безопасные орбиты; для очистки ближнего космоса и т.д.

В обоснование возможности создания таких установок в начале 80-х годов в СССР были впервые осуществлены испытания высокотемпературного газоохлаждаемого реактора с азотом в качестве теплоносителя, т.е. были выполнены пуски реактора ИВГ.1 с активной зоной, укомплектованной азотными технологическими каналами АТК. Твэлами ТВС каналов АТК являлись так называемые штатные твэлы ЯРД, т.е. стержневые безоболочковые карбидные (из (U,Zr,Nb)C) и карбидографитовые (из (U,Zr)C+C и (U,Nb)C+C) твэлы с содержанием урана в пределах 8-17 % (мас.).

Серия исследовательских реакторных пусков ИАП включала энергетический пуск ЭП длительностью ~160 с (при мощности реактора 44 МВт) и три типовых пуска ИАП-1, ИАП-2 и ИАП-3 общей длительностью ~510 с (при мощности реактора 110...115 МВт).

Условия испытаний твэлов в типовых пусках (расход азота – до 40 кг/с; давление на входе в ТВС около 10 МПа, на выходе примерно 4 МПа; максимальная температура азота на выходе из ТВС – до 2700 К; максимальная теплонпряженность твэлов – до 3 МВт/м²) хорошо соответствовали условиям их эксплуатации в реакторе ЯГДУ. В испытаниях использовался азот с содержанием примеси O₂ < 5·10⁻³ % (об.) и точкой росы не выше минус 55 °С.

Положительные результаты этих испытаний продемонстрировали принципиальную возможность создания реактора для установки ЯГДУ. Однако результаты предварительных исследований твэлов, выполненных в весьма ограниченном объеме (в 1984-1985 годах были исследованы твэлы только двух каналов АТК), еще не позволяли сделать однозначное заключение о работоспособности штатных твэлов ЯРД в условиях полноресурсной эксплуатации на режиме работы реактора ЯГДУ. Поэтому в конце 90-х годов были выполнены более обширные исследования на твэлах 10 каналов АТК, из которых 3 канала прошли пуск ЭП, 3 канала – три типовых пуска, а 4 канала – все четыре пуска серии ИАП.

РЕЗУЛЬТАТЫ ПОСЛЕРЕАКТОРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ ТВЭЛОВ

При визуальном освидетельствовании твэлов было выявлено вполне удовлетворительное их состояние во всех десяти технологических каналах. Поломки твэлов практически полностью отсутствовали. Закрутки пучков твэлов в отдельных нагревных секциях (НС) были относительно небольшими и обнаруживались только в каналах, испытанных в трех или четырех пусках; максимальные значения углов закрутки не достигали 15°. Наличие искривлений у твэлов визуально не обнаруживалось ни в одном из каналов (см. рисунок 1). Лишь при инструментальных измерениях были обнаружены небольшие искривления керамических топливных стержней в высокотемпературных НС №6, №7 и №8 каналов, испытанных в трех или четырех пусках.

Цвет поверхности твэлов после испытаний в пуске ЭП остался близким к исходному в первых трех-четырех НС и приобрел в основном более темные (темно-серые и черные) оттенки в остальных секциях. Цвет поверхности твэлов после испытаний в трех или четырех пусках изменился во входных нагревных секциях до темного, бурого и светло-фиолетового, а в выходных НС №5, №6, №7 и №8 –

до черного, золотисто-желтого, светло-коричневого, малинового, светло-голубого и темно-фиолетового. В секциях №5, №6, №7 и №8 каналов, испытанных в трех или четырех пусках, обнаруживались слегка припеченные друг к другу твэлы, которые легко отделялись друг от друга без образования видимых поверхностных дефектов на участках припекания. И изменение цвета, и припекание твэлов друг к другу свидетельствовали о нитрировании и оксинитрировании их поверхности.

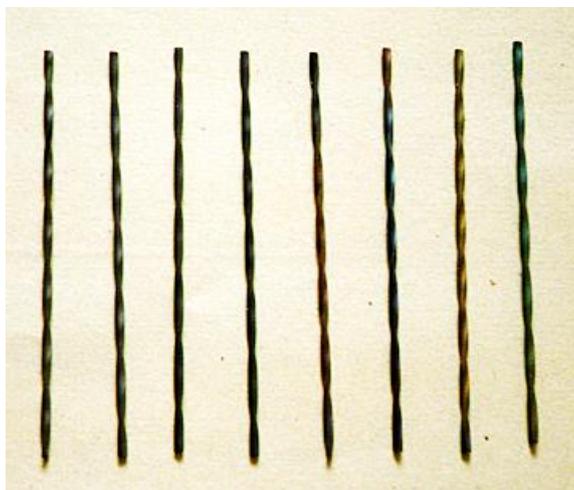


Рис. 1. Твэлы азотного канала АТК после 670-секундных испытаний, отобранные по одному из каждой нагревной секции: слева направо – НС №1, ..., №8.

Морфология поверхности твэлов после испытаний в пуске ЭП не изменилась. У твэлов, испытанных в трех или четырех пусках, в высокотемпературных секциях №7 и №8 фиксировалась незначительная шероховатость. Поверхностных трещин у твэлов всех десяти каналов не обнаружено.

Далее были определены изменения таких параметров твэлов, как масса M , диаметр D , длина L , плотность γ , погонное электросопротивление R , модуль упругости E , среднемассовый период решетки \bar{a}_0 и прочность σ_b , которые рассматривались отдельно для твэлов трех групп. В первую группу вошли твэлы, испытанные в пуске ЭП ($\tau \sim 160$ с; $N_d \sim 1,3 \cdot 10^{16}$ дел./см³; $(T_{обл})_{max} \sim 1850$ К), во вторую – твэлы, испытанные в трех типовых пусках ($\tau \sim 510$ с; $N_d \sim 1,0 \cdot 10^{17}$ дел./см³; $(T_{обл})_{max} \sim 2850$ К), а в третью – твэлы, испытанные в пуске ЭП и трех типовых пусках ($\tau \sim 670$ с; $N_d \sim 1,1 \cdot 10^{17}$ дел./см³; $(T_{обл})_{max} \sim 2850$ К).

Выяснено, что у твэлов всех групп не обнаруживается никакой тенденции к увеличению D и M с повышением температуры $T_{обл}$ по высоте ТВС. Отсутствие утолщений и привесов твэлов означало, что процесс нитрирования затронул только материал очень тонкого поверхностного слоя твэлов. (Последнее подтверждено металлографически: глубина нитрирования h_n даже у твэлов НС №7 и №8 третьей группы не превышала 10 мкм.) Тот же вывод следовал и из результатов измерений L , γ , R , E и \bar{a}_0 твэлов, поскольку величины и знаки изменений этих параметров по высоте ТВС полностью соответствовали тем радиационным изменениям, которые должны происходить при данных температурах и дозах облучения. У твэлов первой группы эти изменения были пренебрежимо малы, а у твэлов второй и третьей групп они были, наоборот, вполне заметны. На рисунке 2 это показано на примере изменений L , R и \bar{a}_0 твэлов третьей группы.

Видно, что радиационное увеличение R , \bar{a}_0 и L быстро снижается у твэлов первых трех НС с увеличением температуры $T_{обл}$ от ~ 750 до ~ 1450 К и практически полностью отсутствует у твэлов более высокотемпературных секций, начиная с НС №4 ($T_{обл} \sim 1850$ К), т.е. в температурной области, где скорость возникновения радиационных дефектов не превышает скорость их отжига. Некоторое уменьшение длины и электропроводности у твэлов НС №7 и №8 связано с их пластической деформацией под действием осевых сжимающих нагрузок.

Прочностные исследования (рисунок 3) показали практически полное отсутствие изменений прочности у твэлов первой группы. Полученное связано как с отсутствием в этих топливных стержнях заметных остаточных радиационных макронапряжений $\sigma_{ост}$ (из-за очень невысоких перепадов

температуры по их сечениям), так и с отсутствием в них заметного нитрирования (из-за небольшой длительности и температуры облучения).

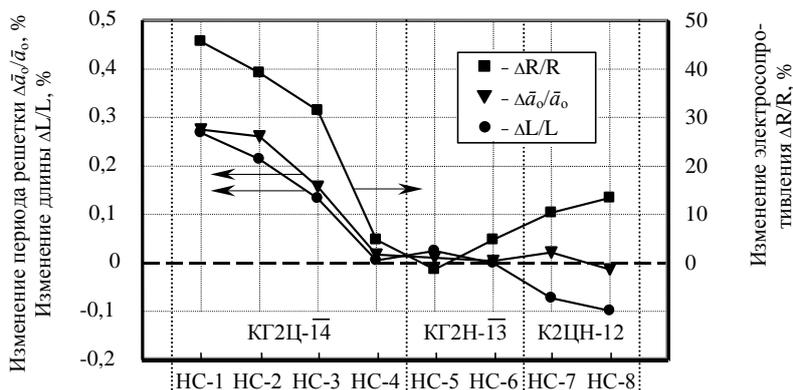


Рис. 2. Изменение некоторых параметров твэлов после 670-секундных испытаний в азотных технологических каналах АТК реактора ИВГ.1

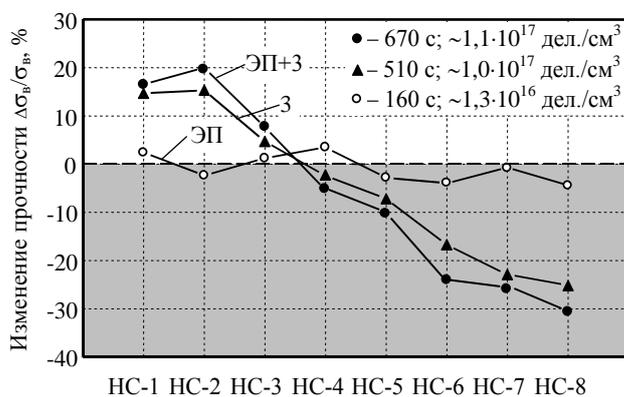


Рис. 3. Изменение прочности твэлов после испытаний различной длительности в азотных технологических каналах АТК реактора ИВГ.1

Наоборот, у твэлов второй и третьей групп имело место упрочнение в низкотемпературных НС и разупрочнение в высокотемпературных. Относительно невысокое (на ~10-20 %) упрочнение твэлов в первых трех входных НС связано с разупрочняющим влиянием нитрирования их поверхностей в условиях облучения в проточных каналах, поскольку при отсутствии нитрирования возникающие на поверхностях твэлов сжимающие напряжения $\sigma_{ост}$ обеспечили бы примерно вдвое-втрое большее их упрочнение. Разупрочнение твэлов во всех остальных НС этих каналов, достигающее ~30 % в наиболее высокотемпературных секциях, практически полностью связано с деградацией структуры материала в их тонких поверхностных слоях под влиянием процессов нитрирования (оксинитрирования). При этом надо иметь в виду, что, помимо негативного влияния процессов нитрирования (оксинитрирования), при испытаниях в условиях проточных каналов существуют и другие процессы, под влиянием которых также происходит деградация материала твэлов.

К таким процессам относятся, прежде всего, эрозия поверхности твэлов в высокоскоростном потоке высокотемпературного и химически агрессивного теплоносителя и характерное для карбидов неконгруэнтное испарение материала, выражающееся в основном в преимущественной потере углерода и урана. При прогнозировании изменений прочности твэлов в случае увеличения количества реакторных пусков с 4 до ресурсных 40, а также длительности испытаний с ~670 до ресурсных 5000 секунд необходимо учитывать, что на прочность твэлов начнет дополнительно сказываться негативное влияние процессов коррозии под напряжением [4] и усталости от вибрационных нагрузок [5].

Действительно, во-первых, при увеличении количества пусков и длительности испытаний будет увеличиваться закрутка пучков твэлов в НС и, следовательно, возрастать уровень бандажных и изгибных напряжений $\sigma_{\text{мех}}$ в твэлах, содержащих термические напряжения $\sigma_{\text{т}}$. В этом случае эффект коррозии (нитрирования) под напряжением вызовет у твэла, нагруженного механическими и термическими напряжениями, ускоренное разупрочнение материала поверхностного слоя, причем более заметное на стороне стержня с более высокими растягивающими напряжениями. Во-вторых, поскольку турбулизованный поток азота вызывает в твэлах вибрации с частотой 2...8 кГц, то на их долговечность будут негативным образом влиять как сами вибрации, так и наложение этих циклических нагрузок с малой амплитудой на статические изгибные нагрузки (известно [5], что наложение малых циклических нагрузок на большую статическую представляет не меньшую опасность для целостности образца, чем действие знакопеременной циклической нагрузки с амплитудой, равной величине указанной статической нагрузки).

Из сказанного вытекает, что негативное влияние на керамические твэлы таких во многом взаимосвязанных между собой процессов, как нитрирование, эрозия, неконгруэнтное испарение, коррозия под напряжением и циклическая усталость (сюда можно добавить и ползучесть в наиболее высокотемпературных НС), может к концу ресурсных испытаний привести к чрезмерно сильному разупрочнению твэлов и даже к их разрушению (что будет соответствовать недопустимо низкому уровню работоспособности штатных твэлов ЯРД на режиме работы реактора ЯГДУ). Поэтому первый принципиальный путь существенного улучшения ситуации состоит в замене материального состава твэлов: вместо карбидной композиции необходимо использовать карбонитридную.

Второй путь, предполагающий отсутствие замены состава твэлов и направленный на максимальное смягчение влияния наиболее опасных из негативных процессов, состоит в создании противозакруточных устройств в нагревных секциях каналов, что сведет к минимуму изгибные напряжения в твэлах, а следовательно, и развитие процессов коррозии под напряжением и циклической усталости в коррозионной среде. Тогда основным из оставшихся негативным процессом становится процесс нитрирования твэлов, где принципиальное значение имеет максимальная глубина нитрирования h_n топливного стержня, которая будет достигнута к концу ресурсных испытаний. Поскольку скорость нитрирования подчиняется параболическому закону (величина h_n пропорциональна $\tau^{1/2}$), то, имея в виду, что при $\tau \sim 670$ с максимальная величина h_n у твэлов высокотемпературных НС составляла ~ 10 мкм, к концу 5000-секундных испытаний она сможет достичь только около 30 мкм, что не должно создать опасного снижения прочности этих твэлов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Исследовано состояние керамических твэлов, испытанных в проточных азотоохлаждаемых каналах реактора ИВГ.1. Установлено, что штатные карбидные и карбидографитовые твэлы ЯРД обладают достаточной работоспособностью в условиях кратковременных испытаний на режиме работы реактора ЯГДУ. Полученные результаты (с учетом рекомендации по устранению закруток пучков твэлов в НС) позволяют, кроме того, утверждать, что штатные твэлы ЯРД могут эксплуатироваться в реакторе ЯГДУ без изменения их конструкции и материального состава.

ЛИТЕРАТУРА

1. Kantowitz A. Propulsion to orbit by ground-based laser. – *Astronautics and Aeronautics*, 1971, vol. 10, No. 5, p. 74-76.
2. Lawrence R., Kare J., Zazworsky R., Monroe D. Sistem requirements for low-earth-orbit launch using laser propulsion. - SAND paper 91-1687C, June, 1991.
3. Монро Д., Уолкер Д. Лазер с ядерной накачкой как основной источник энергии для ядерных ракетных двигателей. – Доклады III отрасл. конф. «Ядерная энергетика в космосе. Ядерные ракетные двигатели. Семипалатинск-21. 1992 г.», ч. 3, Подольск, НИИ НПО «Луч», 1993, с. 701-711.
4. Коллинз Дж. Повреждение материалов в конструкциях. Анализ, предсказание, предотвращение. Пер. с англ. – М., Мир, 1984. – 624 с.
5. Черепанов Г.Н. Механика хрупкого разрушения. – М., Наука, 1974. – 640 с.

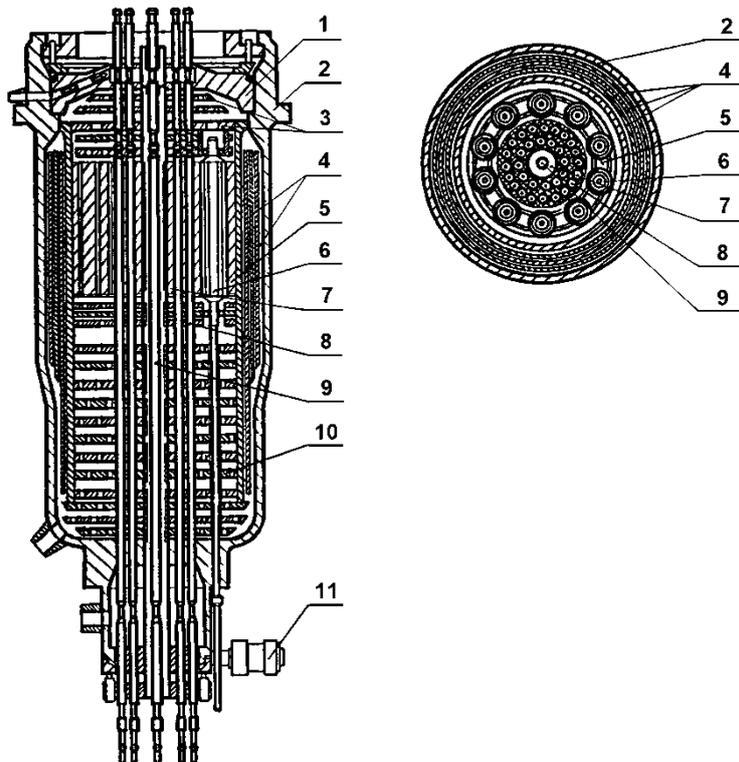
Междунар. конф. «Яд. энергетика в космосе», Москва–Подольск, НИКИЭТ, 2005, докл. №П02

РЕАКТОР ИВГ.1. ОПЫТ И ИТОГИ 30-ЛЕТНЕЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Сметанников В.П., Уласевич В.К., Черепнин Ю.С. (ФГУП НИКИЭТ), Павшук В.А., Пономарев-Степной Н.Н. (РНЦ КИ), Денискин В.П., Дьяков Е.К., Федик И.И. (ФГУП НИИ НПО «Луч»), Колбаенков А.Н., Колодешников А.А. (ИАЭ НЯЦ РК), Васильев Ю.С., Пивоваров О.С., Тихомиров Л.Н., Тухватулин Ш.Т. (НЯЦ РК)

В середине 70-х годов на территории Семипалатинского ядерного испытательного полигона (находящегося в Республике Казахстан) для экспериментальной отработки ЯРД в целом и его отдельных узлов был создан стендовый комплекс «Байкал-1». Исследовательский реактор ИВГ.1 был одной из основных экспериментальных установок, входящих в состав стендового комплекса. Этот реактор предназначался для отработки ТВС и модулей активных зон реакторов ЯРД и ЯЭДУ различных типов.

Проект реактора ИВГ.1 был разработан в 1966-1969 годах в НИКИЭТ. Реактор ИВГ.1 (схема которого показана на рисунке 1) – исследовательский высокотемпературный газоохлаждаемый гетерогенный корпусной ядерный реактор канального типа на тепловых нейтронах с легководным замедлителем и бериллиевым отражателем нейтронов. Испытываемые газоохлаждаемые ТВС размещаются в технологических каналах, которые помещаются в ячейках активной зоны реактора. В центральной ячейке активной зоны расположен петлевой канал (диаметром 164 мм). 30 периферийных ячеек диаметром 72 мм каждая располагаются на трех concentрических окружностях (кольцевых рядах), находящихся на различных расстояниях от вертикальной оси реактора. Внутрикорпусные элементы конструкции реактора и наружные поверхности корпусов ТК охлаждаются водой.



1 - крышка; 2 - корпус; 3 - верхние экраны; 4 - боковые экраны; 5 - отражатель; 6 - регулирующие барабаны; 7 - центральная сборка; 8 - технологический канал; 9 - петлевой экспериментальный канал; 10 – железо-водная защита; 11 - привод регулирующих барабанов.

Рис. 1. Схема реактора ИВГ.1

В реакторе ИВГ.1 предусмотрена возможность групповых и петлевых испытаний ТВС, причем при любом варианте испытаний возможно одновременно испытывать ТВС различных модификаций. При петлевых испытаниях активная зона реактора набирается из 31 технологического канала, причем один из ТК устанавливается в центральном петлевом канале, где с помощью специальной бериллиевой конструкции обеспечивается повышение в 2 раза плотности потока тепловых нейтронов относительно среднего (по всей активной зоне) значения потока. При групповых испытаниях активная зона реактора комплектуется 30 ТК, а в центральную ячейку устанавливается петлевой канал с вытеснителем из бериллия. В этом случае нейтронный поток (удельное энерговыделение в ТВС) были приблизительно одинаковы по всей активной зоне. Основные характеристики реактора ИВГ.1 (проектные) приведены в таблице 1.

Таблица 1. Основные технические характеристики ИВГ.1

Наименование параметра	Значение
Тепловая мощность, МВт	720
Эффективный диаметр активной зоны, мм	548
Высота активной зоны, мм	800
Загрузка урана-235, кг	≤16,5
Плотность потока тепловых нейтронов, н/см ² ·с	3,6·10 ¹⁵
Расход воды через реактор, кг/с	380
Рабочее давление в корпусе реактора, МПа	5

Физический пуск реактора ИВГ.1 был проведен в сентябре-ноябре 1972 г., а энергетический пуск (положивший начало эксплуатации этого реактора) состоялся 7 марта 1975 года.

Возможность замены активной зоны реактора ИВГ.1 позволила использовать различные типы технологических каналов, отличающиеся по назначению, конструктивному исполнению, загрузке топлива, максимальной мощности, виду и значениям теплогидравлических параметров (температуры, давления и расхода) используемого газообразного теплоносителя.

В 1975-1988 годах в реакторе ИВГ.1 испытано четыре комплекта ТВС (четыре опытные активные зоны) реакторов ЯРД и ЯЭДУ, параметры которых приведены в таблице 2. Предельные значения параметров каждой из испытанных модификаций активной зоны реактора определялись не проектными характеристиками самого реактора, а прежде всего техническими характеристиками технологических каналов, входящих в состав активной зоны. За указанный период времени в реакторе ИВГ.1 было испытано более 200 газоохлаждаемых ТВС, размещенных в технологических каналах различной конструкции (ТК300, ТК300М, КЭП и др.).

Таблица 2. Параметры АЗ реактора ИВГ.1 в период испытаний газоохлаждаемых ТВС

Номер активной зоны реактора и период проведения испытаний этой зоны	Первая,	Вторая,	Третья,	Четвертая,
	1975-1976 годы	1979-1983 годы	1984 год	1985-1988 годы
Максимальная тепловая мощность, МВт	205	230	114	189
Интегральное энерговыделение, ГДж	180	1000	85	443
Количество урана-235 в активной зоне, кг	15,9	8,3	15,3	6,7
Количество пусков реактора	3	12	4	11
Теплоноситель в ТВС	водород	водород	азот	водород, азот
Максимальный расход теплоносителя через активную зону, кг/с	10	16,5	60	10
Максимальная температура теплоносителя, К	2800	3100	2900	2900

С комплектом ТК первой опытной активной зоны было проведено три пуска реактора ИВГ.1 (ЭП, ИП-1 и ИП-2). На всех этих пусаках в 30 ячейках кольцевой активной зоны были установлены технологические каналы ТК300, предназначенные для экспериментальной проверки конструктор-

ских, технологических и расчетных решений и оценок, использованных при разработке ТВС ЯРД. В центральной ячейке на этих пусках последовательно устанавливались каналы ИК300, ТК300 и канал экспериментальный технологический (КЭТ), содержащий ТВС реактора ИРГИТ (стендового прототипа реактора ЯРД).

Энергетический пуск (ЭП) был проведен после физических исследований (физического пуска), в ходе которого были определены основные нейтронно-физические характеристики реактора и подтверждено их соответствие проектным значениям. В ходе ЭП реактор ИВГ.1 в режиме ручного управления был выведен на мощность 40 МВт и проработал на ней 5 минут. Управление оборудованием и устройствами стендовых систем в процессе пуска осуществлялось с помощью узлов автоматизации. Температура водорода на выходе ТВС составляла 1000-1350 К. Реализованная диаграмма энергетического пуска показана на рисунке 2. По результатам энергетического пуска реактор ИВГ.1 и стендовый комплекс были приняты в эксплуатацию. Фактически энергопуск являлся первым исследовательским пуском для реактора ИВГ, положившим начало тридцатилетней истории экспериментальных исследований на этом реакторе.

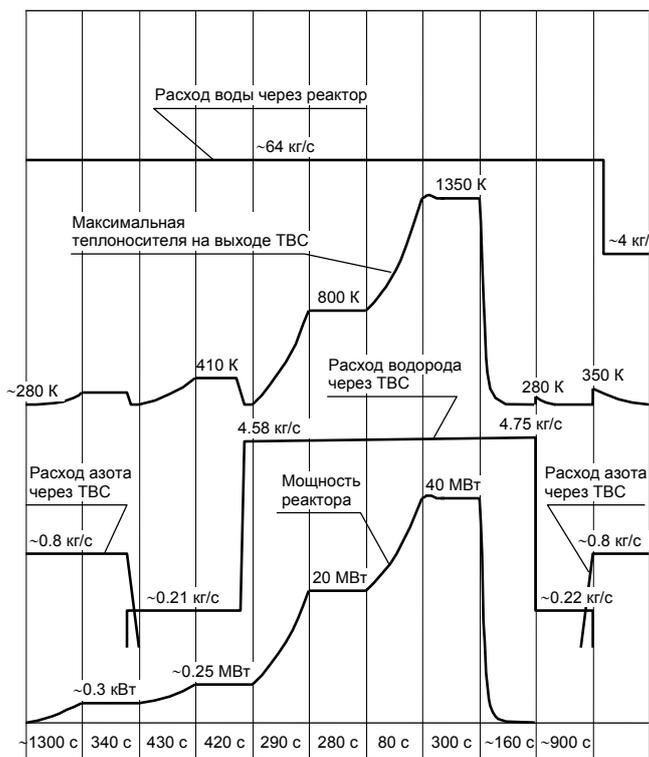


Рис. 2. Диаграмма энергетического пуска реактора ИВГ.1

В феврале 1976 года был проведен пуск ИП-1 (первый исследовательский пуск) реактора ИВГ.1. Реактор с помощью автоматических регуляторов мощности (использовавшихся на пуске впервые) был выведен на уровень мощности 152 МВт и проработал на этом уровне мощности 5 минут. Температура водорода на выходе ТВС в этом пуске составляла 1800-2250 К. Второй исследовательский пуск (ИП-2) был проведен в сентябре 1976 г. В процессе проведения ИП-2 реактора ИВГ.1 проработал на уровне мощности 205 МВт в течение 5,6 мин. Температура водорода на выходе из ТВС составляла 2200-2800 К. На этом пуске для изменения температуры на выходе ТВС были впервые использованы регуляторы температуры, работавшие в режиме ручного позиционного управления. На ИП-2 был также впервые (в составе активной зоны реактора ИВГ.1) испытан канал КЭТ, содержащий ТВС реактора ИРГИТ. Средняя удельная мощность энерговыделения в твэлах ТВС КЭТ составила $\sim 25,9$ кВт/см³ (при температуре на выходе ТВС равной 2300 К). Всего в составе первой оптимальной активной зоны было испытано 35 ТК300 и по одному ИК300 и КЭТ.

Результаты испытаний и послепусковых исследований ТК первой активной зоны и КЭТ подтвердили правильность большинства конструкторских и технологических решений, использованных при разработке испытываемых ТВС. Следует отметить, что в процессе подготовки и проведения первых трех пусков реактора было поэтапно введено в эксплуатацию большинство проектных систем стендового комплекса, отработана методика реакторных испытаний ТВС ЯРД, а персоналом стенда был приобретен опыт работы.

В 1979-1983 годах в составе комплекта ТК второй активной зоны реактора ИВГ.1 проводились ресурсные испытания ТВС реактора ИРГИТ, входящих в состав технологических каналов КЭТ и КЭП, содержащего 6 ТВС и фрагменты замедлителя и огневого днища реактора ЯРД.

Для формирования требуемых нейтронно-физических характеристик реактора в состав этой активной зоны входили также каналы ТК300М. С комплектом ТК второй опытной активной зоны было проведено три серии пусков реактора (КП, Р-4 и ПИ-1). Основной задачей серии контрольных пусков являлась отработка методики испытаний ТВС на назначенный ресурс и подтверждения готовности реактора и систем стенда к таким испытаниям. Кроме того, серия КП являлась первой стадией автономной реакторной отработки не только ТВС, но и других элементов конструкции реактора ЯРД, входящих в состав канала КЭП. При проведении пусков серии КП был реализован петлевой вариант компоновки активной зоны (в центральной ячейке реактора размещался канал КЭП). В рамках серии КП было проведено четыре пуска, первый из которых, по существу, являлся энергетическим пуском реактора с новым комплектом ТК.

Последующие пуски реактора ИВГ.1 со второй опытной активной зоны проводились в групповом варианте ее загрузки. В составе активной зоны в групповом варианте находились 15 КЭТ и 15 ТК300 (ТК300М). Основной задачей серии пусков Р-4 (включающей в себя два пуска реактора) являлось подтверждение работоспособности ТВС реактора ЯРД в течение времени, составляющего 0,3-0,5 назначению ресурса. В 6 пусках серии ПИ-1 были продолжены исследования длительной работоспособности узлов и элементов этих ТВС с целью определения их живучести в условиях, максимально приближенных к номинальным.

Всего было проведено 12 пусков реактора ИВГ.1 со второй активной зоны. Все пуски проводились по однотипным диаграммам (отличающимся только реализованными уровнем мощности и длительностью номинального режима), основные элементы которых были поэтапно отработаны при испытании первой опытной активной зоны. Типичная диаграмма пуска, проводимого в рамках ресурсных испытаний, показана на рисунке 3. Основные параметры испытаний ТВС для нескольких, наиболее характерных для каждой из трех серий, пусков реактора ИВГ.1 со второй активной зоной, приведены в таблице 3.

В результате проведения пусков серии КП, Р-4 и ПИ-1 была впервые экспериментально подтверждена принципиальная работоспособность ТВС реактора ЯРД в реакторных условиях (при мощностях и температуре близких к требуемым). Суммарная продолжительность испытаний отдельных ТВС реактора ЯРД составила ~4000 с при температуре водорода на выходе ТВС 2800-3100 К. В общей сложности в составе второй опытной зоны реактора ИВГ.1 в технологических каналах КЭТ, КЭП, ТК300М и ТКТ было испытано 70 ТВС. Ресурсные испытания выявили необходимость частичной доработки конструкции ТВС (в частности, теплоизоляции и низкотемпературных нагревных секций), которая была выполнена в 1983-1984 годах.

В 1985 году началась вторая серия ресурсных испытаний ТВС и модуля реактора ИРГИТ, доработанных по результатам предыдущих испытаний. Для этих испытаний активная зона реактора ИВГ.1 была укомплектована 30 КЭТ и КЭП, установленным в центральную ячейку. Было проведено три пуска реактора, на последнем из которых мощность ТВС и температура водорода на выходе ТВС соответствовала номинальным проектным значениям (мощность ~5,5 МВт и температура 2800-2900 К).

В 1986-1988 годах на этой же активной зоне была исследована работоспособность ТВС на режимах, моделирующих различные режимы работы космической ЯЭДУ. Мощность ТВС в процессе этих испытаний составляла от 3 до 15 % от номинальной, а температура теплоносителя на выходе ТВС была 1200-1600 К. Всего было проведено 7 пусков реактора с суммарной продолжительностью 18 часов. В общей сложности в составе четвертой опытной активной зоне реактора было испытано 37

ТВС. Результаты испытаний продемонстрировали возможность создания реактора многорежимной ЯЭРДУ на основе технологических и конструкторских решений, примененных при разработке ТВС и узлов реактора ЯРД.

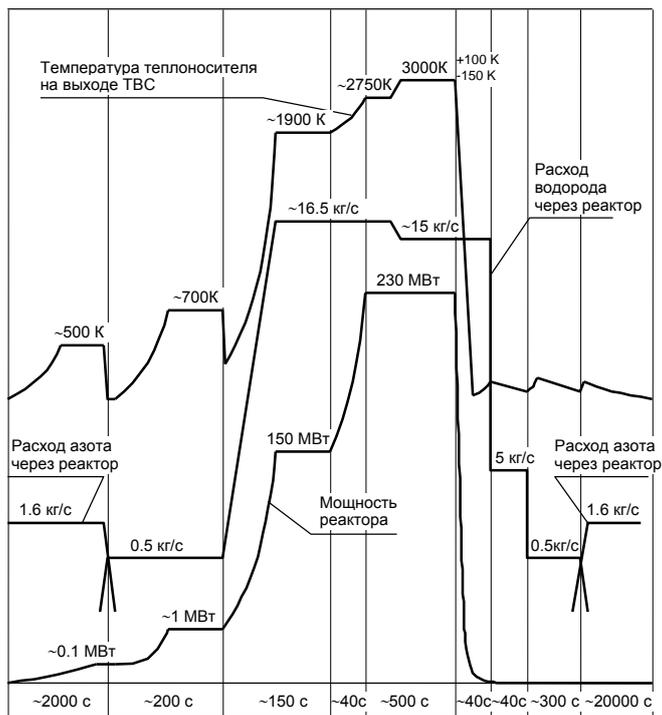


Рис. 3. Типовая диаграмма пусков реактора ИВГ.1

Таблица 3. Основные параметры испытаний ТВС на отдельных пусках реактора ИВГ.1 со второй активной зоной

Обозначение пуска	КП-1	КП-2	Р-4-1	ПИ-1-1	ПИ-1-5
Мощность реактора, МВт	45	228	227	229	154
Энерговыведение в активной зоне, ГДж	8	37	154	144	72
Продолжительность работы на номинальной мощности, с	140	90	550	525	403
Мощность ТВС, МВт					
- КЭП	1,1	5,6	-	-	-
- КЭТ	0,8-0,9	4,0-4,7	4,6-4,8	4,6-4,8	3,1-3,2
- ТК300М (ТКТ)	1,7-2,0	8,7-10,7	8,8-10,0	8,8-10,0	5,9-6,7
Средняя удельная мощность энерговыведения в твэлах, кВт/см ³					
- КЭП	4,9	25	-	-	-
- КЭТ	3,6-4,0	17,9-21,0	20,5-21,4	20,5-21,4	13,8-14,3
- ТК300М (ТКТ)	2,3-2,7	11,6-14,3	11,7-13,3	11,7-13,3	7,9-8,9
Температура водорода на выходе ТВС, К					
- КЭП	2000-2150	2650-2850	-	-	-
- КЭТ	1700-1900	2600-2900	2900-3100	2900-3100	2600-2900
- ТК300М (ТКТ)	1650-1850	1650-1850	1400-1950	1400-1950	1400-1900

В 1984 году были проведены испытания ТВС ВТГР с использованием азота в качестве теплоносителя. Активная зона была укомплектована 30 технологическими каналами типа АТК. В рамках этих испытаний предусматривалось проведение двух пусков реактора (энергетического и исследовательского). На успешно проведенном энергетическом пуске была реализована мощность реактора 44 МВт при температуре азота на выходе ТВС 1400-1750 К. Продолжительность работы реактора при номинальном уровне мощности ЭП составила 160 с. Исследовательский пуск был проведен с третьей попытки (две предыдущие попытки заканчивались преждевременным остановом реактора из-за ложного срабатывания аварийной защиты). На исследовательском пуске реактор проработал на мощности 114 МВт в течение ~500 с, расход азота через активную зону составлял 58 кг/с, а температура азота на выходе ТВС – 2500-2900 К. Всего в составе третьей опытной активной зоны (в пусках серии ИАП) было испытано 34 технологических канала АТК. В результате этих испытаний была экспериментально подтверждена работоспособность твэлов и ТВС высокотемпературного газоохлаждаемого реактора с азотным теплоносителем и продемонстрирована возможность создания такого реактора.

Проведенные на реакторе ИВГ.1 исследования позволили не только получить уникальные экспериментальные данные по работоспособности газоохлаждаемых твэлов и ТВС в условиях близких к натурным, но и создать и отработать технологию подготовки и методику проведения самих испытаний. Основные задачи, решаемые при подготовке и проведении испытаний на реакторе ИВГ.1 были следующие:

- обеспечение реализации и контроль заданных параметров испытаний;
- получение достоверной информации о параметрах и состоянии ТВС в процессе испытаний;
- обеспечение безопасности испытаний.

Решение указанных задач обеспечивалось в процессе выполнения следующего комплекса работ:

- аттестационных испытаний, которые проводились перед загрузкой ТК в реактор и после каждого пуска реактора и позволяли контролировать состояние элементов конструкции ТК на всех этапах реакторных испытаний;
- физических исследований реактора ИВГ.1 для различных вариантов загрузки активной зоны;
- комплексных пуско-наладочных работ, в ходе которых проводились настройка и опробование работы систем реакторной установки на режимах пуска;
- анализа условий обеспечения безопасности испытаний, в процессе которого выявлялись возможные причины возникновения и пути развития аварийных ситуаций; разрабатывались меры по обеспечению безопасности испытаний и проводились расчетные и экспериментальное обоснование эффективности этих мер;
- «холодного» пуска реакторной установки, в ходе которого осуществлялась комплексная проверка работы всех систем реакторной установки на режимах предстоящего пуска с реализацией штатной диаграммы пуска и выводам реактора на мощности до 1 МВт;
- контрольного (энергетического) пуска реакторной установки, по результатам которого экспериментально определялось соотношение между нейтронно-физическими и технологическими параметрами реактора (следует отметить, что информация, полученная при проведении контрольных пусков, использовалась в дальнейшем для определения параметров испытаний ТВС при отказах средств прямых измерений).

Исследовательские пуски проводились, в основном, по типовым диаграммам со ступенчатым изменением мощности реактора и расходов теплоносителей, при этом на каждом стационарном режиме пусков проводилась оперативная оценка соответствия текущих параметров испытаний заданным.

Особенностью испытаний являлось то, что достигаемая температура теплоносителем на выходе ТВС на 300-500 К превышала предел работоспособности установленных в ТВС штатных термоэлектрических преобразователей (термопар). В связи с этим особое внимание было уделено реализации и контролю двух определяющих температуру параметров: расхода теплоносителя через ТВС и мощности ТВС.

Задание и контроль расхода теплоносителя осуществлялись с помощью установленных в ТК и в индивидуальных (для каждого ТК) трубопроводах подачи теплоносителя калиброванных критиче-

ских сопел различной конструкции (в том числе сверхзвуковых сопел с профилированным подвижным центральным телом, являющихся рабочим органом регуляторов расхода теплоносителя через каждый ТК). Все типы сопел профилировались таким образом, чтобы режим критического истечения газа обеспечивался до отношения давлений до сопла и перед соплом 0,85-0,95.

Изменение и поддержание давления газа в распределительном коллекторе индивидуальных трубопроводов (определяющего суммарный расход теплоносителя через все ТК) осуществлялось системой регулирования, которая позволяла достигнуть точность реализации и повторяемости диаграммы давления теплоносителя в коллекторе (по отношению к заданной) не более 1 % на стационарных и не более 6 % на переходных режимах. Реализация диаграммы мощности реактора осуществлялась с помощью автоматических регуляторов, обеспечивающих точность реализации и повторяемость диаграммы мощности не более 1 % на стационарных и не более 6 % на переходных режимах.

При выводе реактора на номинальный уровень мощности предусматривалось автоматическое прекращение увеличения мощности реактора и ее стабилизация на достигнутом уровне в любом из следующих случаев:

- при достижении заданного значения температуры газа на выходе какой-либо ТВС;
- при достижении заданного значения тока ионизационной камеры канала контроля мощности СУЗ реактора.

Расход теплоносителя через ТВС изначально задавался таким, чтобы при номинальной мощности температура теплоносителя на выходе ТВС была на 200-300 К ниже номинального значения. При работе реактора на номинальном уровне мощности с помощью регуляторов распада расход теплоносителя через ТВС снижалась и температура на выходе каждой ТВС увеличивалась до номинального значения. Режим разогрева ТВС при уменьшении расхода через них (в условиях массового отказа штатных термомпар при температуре газа более 2600-2800 К) контролировался по давлению газа на входе в ТВС, которое определялось расчетным путем с учетом результатов предыдущих пусков. Описанная методика проведения исследовательских пусков обеспечила реализацию значений температуры теплоносителя на выходе ТВС в пределах «минус» 150 К «плюс» 100 К при уровне заданного значения 3000 К.

Описанные выше испытания газоохлаждаемых ТВС в реакторе ИВГ.1 проводились по разомкнутому циклу с выбросом теплоносителя в атмосферу. Как показала практика, выносимые на пусках радиоактивные продукты деления были близки по составу к радиоактивным выбросам АЭС (при их нормальной работе), а мощность экспозиционной дозы на границах полигона была близка к фоновым значениям для данной мощности (15-20 мкР/ч). Тем не менее, в связи с ужесточением требований по обоснованию экологической безопасности испытаний 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 выхлопа газообразного теплоносителя;
- петлевой установки для испытаний модельных ТВС водоохлаждаемых и аварийных режимах (включая режимы с возможным плавлением ТВС) для обоснования безопасности объектов ядерной техники.

Объект испытаний должен был размещаться в специальном петлевом канале, находящемся в центральной ячейке активной зоны. В 30 ячейках трех кольцевых рядов активной зоны размещаются водоохлаждаемые технологические каналы (ВОТК), включенных в замкнутый контур охлаждения. Основные технические характеристики модернизированного реактора (получившее название ИВГ.1М) приведены в таблице 4.

В 1996 году был завершен первый этап модернизации реактора. На этом этапе активная зона реактора ИВГ.1М была укомплектована новыми каналами типа ВОТК и была проведена модернизация системы подачи воды на охлаждения реактора, обеспечивающая возможность охлаждения ВОТК. Работы по второму этапу модернизации (включающие создание петлевых установок и реконструкцию системы водяного охлаждения реактора для увеличения длительности его работы на номинальной мощности) были выполнены лишь частично и прекращены в связи с изменением экономической и политической ситуации в странах СНГ.

Таблица 4. Основные технические характеристики реактора ИВГ.1М

Тепловая мощность (без учета мощности ТВС в петлевом канале), МВт	60
Плотность потока петлевых нейтронов в петлевом канале, н/(см ² ·с)	$8,8 \cdot 10^{14}$
Загрузка урана 235, кг	4,6
Высота активной зоны, мм	800
Диаметр петлевого канала, мм	164
Расход воды через реактор, кг/с	до 300
Максимальная температура воды на выходе активной зоны, °С	95

Физический пуск реактора ИВГ.1М был проведен в мае-июне 1990 г., а энергетический пуск – 18 декабря 1990 г. На энергетическом пуске реактор ИВГ.1М проработал на уровне мощности ~34 МВт в течение 400 с, при этом температура воды на выходе из ВОТК составляла 90 °С.

После энергетического пуска реактор ИВГ.1М использовался только для проведения физических, облучательных и материаловедческих экспериментов. В период с 1991 по 1993 г. были проведены 9 пусков реактора ИВГ.1М (при уровнях мощности от 0,1 до ~9,2 МВт) для исследования нейтронно-физических характеристик (прежде всего мощностного и температурного эффекта реактивности, эффекта нестационарного отравления реактора ксеноном-135) и активности теплоносителя (воды), выходящего из ВОТК. В это же время было проведено несколько экспериментов по облучению образцов геологических пород (при уровне мощности реактора до 7,4 МВт) для отработки методики нейтронно-активационного анализа применительно к региональным геологическим изысканиям. В рамках проекта МНТЦ №517 проводились экспериментальные исследования рассеяния в атмосфере излучения реактора ИВГ.1М. Для изучения рассеяния излучения было проведено 12 пусков реактора ИВГ.1М при уровнях мощности от 0,5 до 7 МВт. В результате исследований получены экспериментальные данные о характеристиках нейтронного и гамма-излучения на высоте 1 м над поверхностью земли на расстоянии до 1 км от реактора ИВГ.1М, которые будут использованы для верификации программ расчета радиационных полей от ядерных источников излучения.

Однако основными экспериментальными работами, проведенными на реакторе ИВГ.1М после модернизации, были исследования в обоснование выбора кандидатных материалов для первой стенки и бланкета термоядерного экспериментального реактора ИТЭР. В ходе этих исследований были выполнены следующие работы:

- облучение образцов конструкционных материалов (реакторного графита марки РПГ, стали 12Х18Н10Т и 07Х16Н6, сплава ванадия, бериллия марок Т, ТИП, ТГП, ТВ-56) в водородной и водородно-дейтериевой среде при температуре от 700 до 1200 К с целью исследования их сорбционной емкости;

- исследование водопроницаемости образцов стали 12Х18Н10Т, сплава ванадия VCr4Ti4, сплава меди Cu-Cr-Zr при уровнях мощности реактора от 3 до 7 МВт и температуре образцов в диапазоне от 500 до 1000 К;

- определение выхода трития и гелия из свинцово-литиевой эвтектики Pb-Li и исследование параметров проницаемости трития через образцы из малоактивируемой стали марки MANET и сталей F82H и X18H10T (с различными видами защитных покрытий и без покрытия) при уровне мощности реактора до 6 МВт и в диапазоне температур образцов от 600 до 1300 К.

Всего в период с 1991 по 2004 год на модернизированном реакторе ИВГ.1М было проведено 75 экспериментов при уровнях мощности реактора до 10 МВт. Суммарное энерговыделение в реакторе ИВГ.1М за весь период его эксплуатации составило 4104 ГДж.

В ноябре 2004 года, с участием представителей Главного конструктора реактора (НИКИЭТ, г. Москва), Главного конструктора-технолога ТК (ГосНИИ НПО «Луч», г. Подольск) и научного руководителя проекта реактора (РНЦ КИ, г. Москва), было проведено очередное технологическое освидетельствование реактора ИВГ.1М, подтвердившее работоспособность элементов реактора и возможность его дальнейшей эксплуатации.

В заключение, подводя итоги тридцатилетнему периоду эксплуатации реактора ИВГ.1 (ИВГ.1М), можно отметить следующее:

- в процессе испытаний ТВС высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов в реакторе ИВГ.1 были достигнуты выдающиеся научно-технические результаты, в частности была продемонстрирована работоспособность ТВС ЯРД в течение 4000 с при средней удельной мощности энерговыделения в твэлах 20-25 кВт/см³ и температуре водорода на выходе ТВС до 3100 К;

- за весь период эксплуатации реактора не произошло ни одного существенного инцидента (аварийной ситуации), за исключением отказов отдельных элементов и узлов газоохлаждаемых ТВС, которые сами являлись объектами испытаний;

- заложенный в конструкцию реактора принцип сменности активной зоны позволил не только провести успешные испытания четырех газоохлаждаемых активных зон, но и осуществить серьезную модернизацию реактора (с заменой газоохлаждаемой активной зоны на водоохлаждаемую) за короткое время и при относительно небольших затратах;

- после модернизации использование реактора ИВГ.1М в основном ограничивалось облучательными экспериментами при уровнях мощности реактора до 10 МВт; в этот период были получены интересные экспериментальные данные по поведению и свойствам кандидатных материалов термоядерного реактора (в том числе данные по водородопроницаемости и сорбционным свойствам этих материалов) в условиях реакторного облучения; исследованы параметры рассеивания излучения реактора ИВГ.1М в атмосфере;

- в настоящее время модернизированный реактор ИВГ.1М остается уникальным действующим исследовательским ядерным реактором, на котором возможно проведение широкого спектра экспериментальных исследований для различных областей ядерной науки и техники; однако для полной реализации потенциальных возможностей реактора ИВГ.1М необходимо завершить в полном объеме реконструкцию системы подачи воды в реактор и создать петлевые установки.

[IX междунар. конф. «Ядерная и радиационная физика», Алматы, РГП ИЯФ, 2013, докл. №1.16](#)

ИНФОРМАЦИОННО-ИЗМЕРИТЕЛЬНАЯ СИСТЕМА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ.1М

Гатиялов К.А., Коровиков А.Г., Ольховик Д.А. (Филиал «ИАЭ» РГП НЯЦ РК)

ВВЕДЕНИЕ

В данной работе представлены результаты разработки макета информационно-измерительной системы (ИИС) для исследовательского реактора ИВГ.1М, который может быть адаптирован к другим существующим реакторным установкам, эксплуатируемым в Республике Казахстан.

В настоящее время в Республики Казахстан эксплуатируется три реакторных установки (РУ) с исследовательскими реакторами и одна находится в режиме длительного останова. В качестве технических средств вычислительных комплексов ИИС РУ используются физически и морально изношенные аппаратные комплексы, системно организованные с использованием не менее морально устаревшего программного обеспечения. В частности, информационно-измерительная и управляющая система реактора ИВГ.1М построена с использованием терминалов на базе 16-разрядных машин: диалоговый вычислительный комплекс (ДВК), агрегатная система средств вычислительной техники (АСВТ-М), терминал вычислительной связи с объектом (СМ-1634) – семейство советских персональных компьютеров середины 80-х – начала 90-х годов XX века. В качестве операционной системы применяется агрегатная система программного обеспечения (АСПО). Данное оборудование представляет собой набор конструктивов высотой 2 метра, занимающих площадь порядка 450 м². Объем оперативной памяти каждой вычислительной машины составляет всего 128 Кбайт, регистрация информации осуществляется на накопители на магнитных лентах. Основным методом вывода информации на экраны операторов является монохромный буквенно-цифровой метод без графического режима. С течением времени остро встает вопрос дальнейшей эксплуатации данного оборудования, так как сокращается количество запасных частей для восстановления работоспособности основного оборудования и сокращается количество обслуживающего персонала, способного устранить возникшие проблемы.

Институтом атомной энергии НЯЦ РК был получен грант Комитета науки Министерства образования и науки Республики Казахстан в рамках конкурса на грантовое финансирование научных исследований на 2012-2014 годы на исследование по теме «Разработка информационно-измерительной системы реакторной установки». В рамках гранта был изучен опыт зарубежных специалистов в области автоматизации технологических процессов и выяснено, что в настоящее время в Российской Федерации проводятся аналогичные работы по модернизации ИИС на Ростовской, Калининской, Белоярской АЭС, а также на зарубежных АЭС («Куданкулам», Индия, и «Темелин», Чехия).

Целью проекта является увеличение показателей надежности РУ ИВГ.1М путем модернизации ИИС. В рамках проекта будет создан макет ИИС с применением современного программного и аппаратного обеспечения, исследован в части характеристик помехозащищенности, надежности, скорости обработки и регистрации, определены эргономические характеристики системы.

В макете ИИС будут использованы: «дисплейный» способ контроля и управления, «дисплейное» задание режимов работы оборудования и регуляторов, экран коллективного пользования, микропроцессорные средства нижнего уровня, высокий уровень автоматизации.

ОБЪЕКТ АВТОМАТИЗАЦИИ

Объектом автоматизации является ИИС исследовательского реактора ИВГ.1М. Реактор представляет собой исследовательский водяной гетерогенный реактор на тепловых нейтронах с легководным замедлителем. Состояние реактора ИВГ.1М определяется и контролируется следующими системами:

- системой управления и защиты (СУЗ), предназначенной для контроля нейтронно-физических параметров реактора, аварийной защиты и управления цепной реакцией деления урана в активной зоне;

- системой автоматического управления (САУ), предназначенной для обеспечения контроля за состоянием агрегатов технологических систем, обработки предупредительных и аварийных сигнала-

лов КИПиА, формирования и выдачи команд аварийного останова реактора в систему управления и защиты;

- системой контрольно-измерительных приборов и автоматики (КИПиА), предназначенной для контроля параметров технологических систем;
- системой контроля герметичности оболочек (СКГО), предназначенной для контроля целостности оболочек сборов твэлов;
- системой дозиметрической контроля (ДК), предназначенной для контроля радиационной обстановки в предпусковой, пусковой и послепусковой период вблизи реактора и на территории технической зоны объекта КИР «Байкал-1».

ИИС должна представлять собой территориально-распределенную, унифицированную по интерфейсам и протоколам систему с тремя уровнями иерархии:

- нижний уровень ИИС (уровень I) – осуществляет функции измерения и сбора данных о технологических параметрах, регистрации, первичной обработки, формирования и выдачи сигналов предупредительной сигнализации и аварийной защиты. Данные устройства включают в себя набор модулей гальванической развязки и сопряжения с источниками сигналов измерительных систем и ПК – совместимых контроллеров промышленного исполнения с повышенной степенью эксплуатационной надежности;
- средний уровень ИИС (уровень II) – осуществляет функции обеспечивающие управление и координацию работы нижнего уровня ИИС, подготовку и настройку измерительных каналов. Средний уровень ИИС обеспечивает согласованный обмен данными между уровнем контроллеров и верхним уровнем ИИС;
- верхний уровень ИИС (уровень III) – осуществляет функции управления ИИС в целом, обеспечивает централизованное хранение данных за любой заданный интервал времени, координацию работы уровней ИИС между собой, информационную поддержку рабочих мест операторов в центральной пультовой реактора, а также визуализацию информации на экране коллективного пользования.

Трехуровневая структура ИИС реактора ИВГ.1М представлена на рисунке 1.

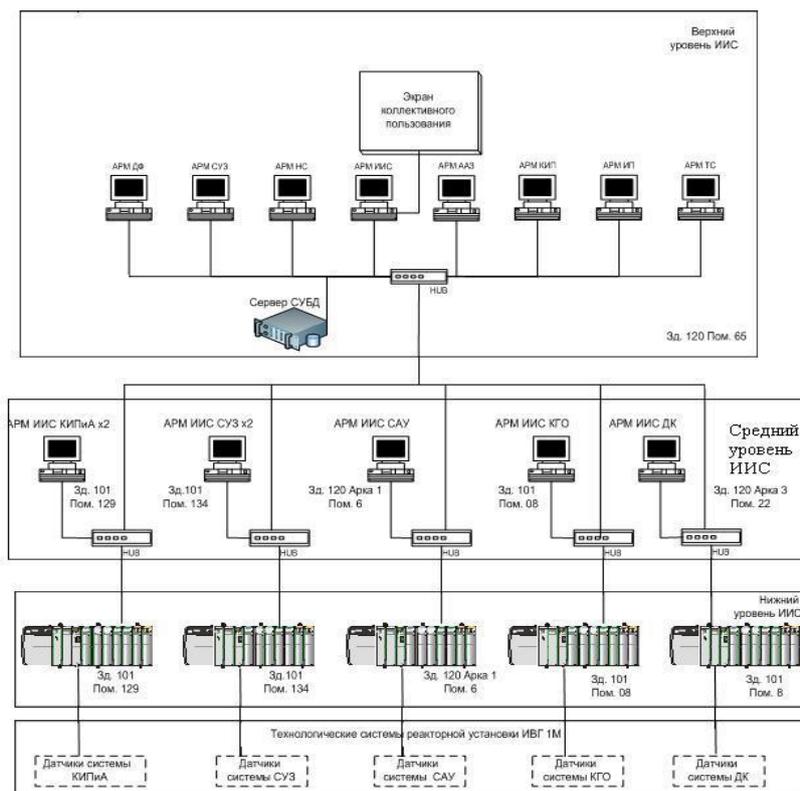


Рис. 1. Трехуровневая структура ИИС реактора ИВГ.1М

КОМПЛЕКС ТЕХНИЧЕСКИХ СРЕДСТВ

В рамках грантового финансирования было приобретено программное и аппаратное обеспечение, необходимое для разработки макета ИИС реактора ИВГ.1М. В качестве оборудования нижнего уровня системы ИИС было приобретено аппаратное обеспечение фирмы Allen-Bradley: шасси ControlLogix 1756-A10 (1 шт.), контроллер ControlLogix 1756-L55M13 (1 шт.), источник питания 1756-PA-70 (1 шт.), модуль связи EtherNet/IP (1 шт.), аналоговый модуль ввода 1756-IF16 (2 шт.), дискретный модуль ввода 1756-IB32 (2 шт.), дискретный модуль вывода 1756-OB32 (2 шт.), съемный клеммный блок (6 шт.), нормализатор сигнала для термосопротивлений (5 шт.), нормализатор сигнала для термопар (11 шт.) и блок питания TDK-Lambda (1 шт.). Модуль связи EtherNet/IP, контроллер ControlLogix 1756-L55M13, аналоговые модули ввода 1756-IF16, дискретные модули ввода/вывода 1756-IB32/1756OB32 и источник питания 1756-PA-70 устанавливаются в шасси ControlLogix 1756-A10, образуя тем самым систему управления ControlLogix 1756. На рисунке 2 показана система управления ControlLogix 1756.

В качестве основы макета системы было выбрано оборудование Allen-Bradley, так как оно занесено в реестр государственной системы обеспечения единства измерений Республики Казахстан и обладает высокими эксплуатационными и техническими характеристиками, в том числе по таким показателям, как коэффициент готовности (Кг), средняя наработка на отказ (То), время восстановления (Тв), назначенный ресурс работы (Трн).

На среднем уровне системы располагаются автоматизированные рабочие места (АРМ) операторов ИИС. По гранту были приобретены две рабочих станции для дежурного физика и оператора технологических систем под управлением операционной системы Windows 7 и специализированным программным обеспечением. Функции среднего уровня системы заключаются в основной обработке информации, визуализации ее на АРМ операторов ИИС и передачи информации на верхний уровень для регистрации на сервере СУБД и отображения на экране коллективного пользования. На рисунке 3 показано рабочее место оператора технологических систем.



Рис. 2. Система управления ControlLogix 1756

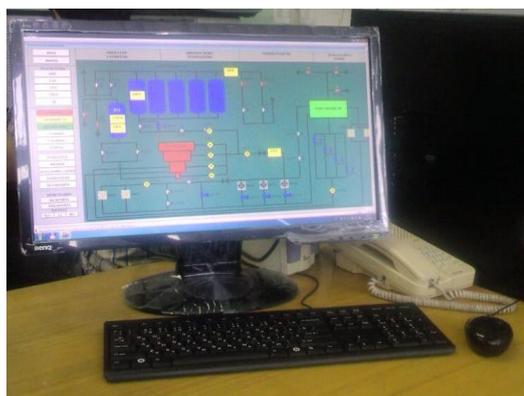


Рис. 3. Рабочее место оператора технологических систем

Верхний уровень системы представляет собой сервер базы данных MSSQL, экран коллективного пользования и контроллер управления экраном. Для этого было приобретено следующее оборудование: сервер HP, телевизор LCD Samsung 40", рабочая станция. На сервере СУБД MSSQL осуществляется регистрация информации, поступающей с АРМ операторов ИИС среднего уровня по сети EtherNet/IP. Экран коллективного пользования предназначен для отображения в режиме реального времени информация по основным параметрам техно-логического процесса. На рисунке 4 представлена структура, разработанного макета ИИС реактора ИВГ.1М.

Данная структура содержит минимальное количество аппаратных средств для создания макета ИИС реактора ИВГ.1М. В будущем планируется дальнейшее развитие системы данного макета, чтобы создать полноценную ИИС реакторной установки ИВГ.1М.

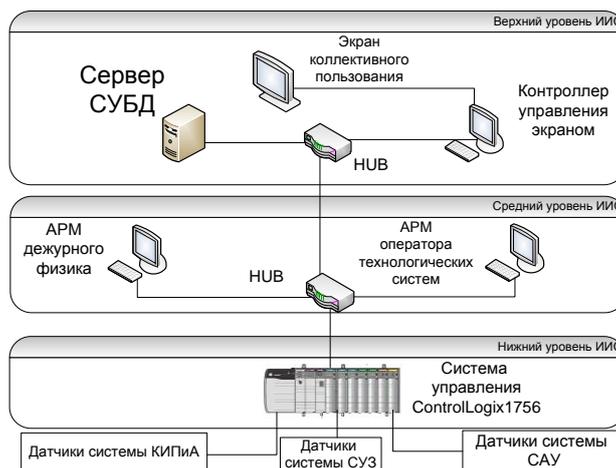


Рис. 4. Структура макета ИИС ИВГ.1М

ПРОГРАММНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ

Для разработки информационно-измерительной системы реактора ИВГ.1М был выбран комплекс программного обеспечения компании Rockwell Automation: RSView32 Works, RSView32 Runtime, RSLogix 5000, RSLinx, а также база данных Microsoft SQL Server 2008.

В качестве средства программирования контроллера выбран программный продукт RSLogix 5000. Выбор обусловлен тем, что RSLogix 5000 поддерживает архитектуру ControlLogix и позволяет провести программирование контроллера ControlLogix серии 1756.

В качестве программного обеспечения АРМ ИИС выбрано программное обеспечение – SCADA (Supervisory Control And Data Acquisition System) система RSView32 производства компании Rockwell Automation. Система RSView32 представляет собой пакет программного обеспечения на основе операционной системы MS Windows, предназначенный для разработки и выполнения прикладных программ по сбору технологических данных, оперативному контролю и управлению технологическими процессами. RSView32 включает инструменты для создания человеко-машинного интерфейса, включая анимированные графические дисплеи реального времени, тренды, а также сводки по сигналам тревоги и событиям системы, методы регистрации технологических данных.

Для интеграции с другими программными продуктами и расширения функциональных возможностей разрабатываемых проектов в RSView32 встроена поддержка таких технологий, как ActiveX, VBA, OLE, ODBC, OPC и DDE.

В качестве средства настройки сетевого взаимодействия между контроллером и АРМ оператора, выбран драйвер прямых связей RSLinx, который позволяет использовать связи на основе наиболее распространенной технологии OPC. Технология OPC определяет 2 класса программ: OPC-сервер (OPC контроллера), непосредственно взаимодействующий с контроллером, и OPC-клиент (OPC АРМ оператора), получающий данные от OPC-сервера для дальнейшей обработки и передающий в OPC-сервер команды управления.

МАКЕТ ИИС РЕАКТОРА ИВГ.1М

С целью разграничения прав доступа операторов и контроля их действий макетом ИИС предусмотрена авторизация пользователей с помощью имени пользователя и пароля. Авторизация пользователя осуществляется при запуске системы, и определяет права пользователя (рисунок 5). После авторизации открывается экран навигации макета ИИС реактора ИВГ.1М, который позволяет перейти на любую мнемосхему системы. На рисунке 6 показан экран навигации макета ИИС ИВГ.1М.

Все мнемосхемы макета ИИС разделены по технологическим подсистемам и функциям операторов пуска реакторной установки. Например, мнемосхема «ТЕХНОЛОГИЯ» отражает состояние технологических систем (рисунок 7).

Все мнемосхемы ИИС имеют общую структуру. В верхней части экрана отображается текущие дата и время, режим работы системы, название мнемосхемы и имя текущего оператора. В любой момент времени система позволяет произвести смену операторов системы нажатием кнопок «ВЫХОД»

и «ВХОД». Кроме того, все мнемосхемы содержат кнопки перехода между мнемосхемами «КИП», «САУ», «СУЗ», «СКГО» и «ДК». Системой предусмотрен вывод дополнительной информации о тревогах (рисунок 8). На данном экране отображается дата, время сигнала тревоги, наименование канала, по которому выводится сообщение сигнала тревоги, и значение данного канала, при котором появляется сигнал тревоги. При подтверждении сигнала тревоги оператором выводится соответствующее сообщение «Сигнал тревоги подтвержден».



Рис. 5. Окно авторизации пользователя



Рис. 6. Экран навигации макета ИИС ИВГ.1М

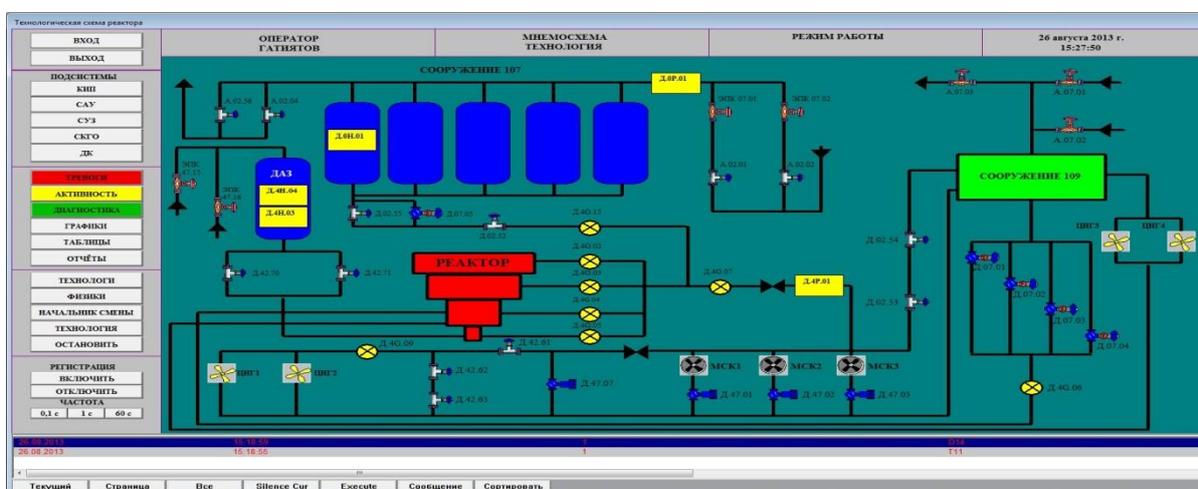


Рис. 7. Технологическая схема реактора ИВГ.1М

Description	Time	Channel ID	Location	Status
05.09.2013 10:53:15 D_1T_001	05.09.2013 10:53:15	D_1T_001	Верхняя АЗ	95
05.09.2013 10:53:13 D_4P_01_1	05.09.2013 10:53:13	D_4P_01_1	Сигнал тревоги подтвержден	8
05.09.2013 10:53:04 D_4P_01_1	05.09.2013 10:53:04	D_4P_01_1	Верхняя ПС	75
05.09.2013 10:52:54 D_1T_001	05.09.2013 10:52:54	D_1T_001	Верхняя ПС	6
05.09.2013 10:52:40 D_4P_01_1	05.09.2013 10:52:40	D_4P_01_1	Нет тревоги	69
05.09.2013 10:52:34 D_1T_001	05.09.2013 10:52:34	D_1T_001	Нет тревоги	75
05.09.2013 10:52:30 D_1T_001	05.09.2013 10:52:30	D_1T_001	Верхняя ПС	75
05.09.2013 10:51:31 D_4P_01_1	05.09.2013 10:51:31	D_4P_01_1	Сигнал тревоги подтвержден	95
05.09.2013 10:51:31 D_1T_001	05.09.2013 10:51:31	D_1T_001	Сигнал тревоги подтвержден	95
05.09.2013 10:51:13 D_1T_001	05.09.2013 10:51:13	D_1T_001	Верхняя АЗ	95

Рис. 8. Экран просмотра регистратора сигналов тревоги

Для более удобного отражения информации для операторов предусмотрено отображение данных системы в виде таблиц и графиков. На этапе разработки проекта датчики и агрегаты системы сгруппированы по типу первичного преобразователя «Давление», «Температура», «Расход», «Клапана», «Задвижки», «Насосы». На рисунке 9 показана мнемосхема «Таблицы», которая отражает значения температуры.

Системой предусматривается создание модуля аварийной защиты и предупредительной сигнализации, значения каналов, превысивших верхнее или нижнее значение уставок, выделяется красным и желтым цветами. Регистрация данных осуществляется на сервер СУБД MSSQL, расположенном на верхнем уровне системы. В нижнем левом углу мнемосхем расположено меню управления периодом регистрации (0,1 с, 1 с, 60 с).

В нижней части экранов располагается таблица сигналов тревог. При возникновении тревоги, в таблице сигналов тревог начинает мигать сообщение, привлекая внимание оператора. После ознакомления о сигнале тревоги, оператор должен подтвердить, нажатием кнопки «Текущий», при этом мигание строки прекратится. Для более подробной информации о сигнале АЗ оператору необходимо нажать на кнопку «Сообщение», в результате открывается всплывающее окно с информацией о причине АЗ или ПС (рисунок 10).



Рис. 9. Мнемосхема «Таблицы»

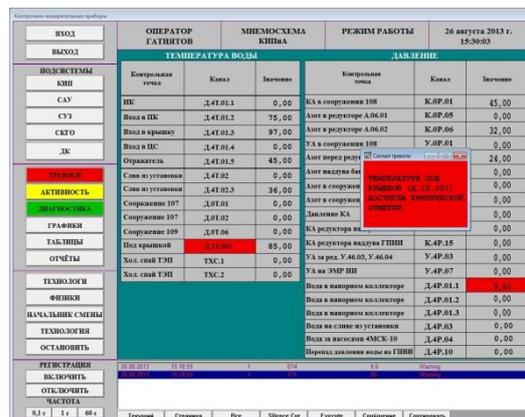


Рис. 10. Сообщение сигнала тревоги

ЗАКЛЮЧЕНИЕ И ВЫВОДЫ

Актуальность разработки проекта определяется важностью ИИС для реализации функций обеспечения безопасности любого ядерного реактора, включая реактор ИВГ.1М. Наличие точной оперативной информации о работе реактора является одним из важнейших условий разумной и адекватной реакции операторов и систем автоматического регулирования на любые ситуации, возникающие как в условиях нормальной эксплуатации, так и в аварийных ситуациях. Поэтому разработка и реализация проекта способствует становлению современной культуры безопасной и надежной эксплуатации не только исследовательского ядерного реактора ИВГ.1М, но и других исследовательских реакторов в Республике Казахстан.

В макете ИИС реактора ИВГ.1М применены эргономически оформленные рабочие места операторов управления реакторной установки, экран коллективного пользования, разработана система аварийной защиты и предупредительной сигнализации, организована регистрация данных на сервер СУБД с использованием резервного пути регистрации при возникновении проблем со связью с сервером. Предложенные решения лежат в основе создания надёжной ИИС реакторной установки с высокими техническими и эксплуатационными характеристиками.

Данная работа уникальна, так как подобные работы и исследования ранее не проводились применительно к ИИС исследовательских реакторов Республики Казахстан. Таким образом, макет ИИС реакторной установки ИВГ.1М демонстрирует возможность создания, исследования и внедрения современных систем измерения и контроля на сложных и опасных объектах.

ЛИТЕРАТУРА

1. ГОСТ 7.32-2001. Отчет о научно-исследовательской работе. Структура и правила оформления.
2. ГОСТ 2.105 ЕСКД. Общие требования к текстовым документам.
3. Руководство по применению RSLinx, 2000 Rockwell Software Inc.
4. Руководство по применению RSLogix 5000, 1999 Rockwell Software Inc.
5. Руководство по применению RSView32, 1999 Rockwell Software Inc.

[IX междунар. симпози. «Фундаментальные и прикл. проблемы науки», Миасс, МСНТ, 2014, т. 2, докл. №3.8](#)

РЕНТГЕНОГРАФИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ОСТАТОЧНЫХ НАПРЯЖЕНИЙ В БЕЗОБОЛОЧКОВЫХ КАРБИДНЫХ ТВЭЛАХ

Дерявко И.И. (Филиал «ИАЭ» РГП НЯЦ РК)

ВВЕДЕНИЕ

Известно (см., напр., [1, 2]), что состояние безоболочковых стержневых карбидных твэлов, прошедших испытания в проточных водородоохлаждаемых технологических каналах реакторов ИВГ.1 и ИРГИТ на двигательном режиме (ДР) реакторов космических установок ЯРД и ЯЭДУ, в значительной степени зависело от конкретных условий испытаний. Так, у твэлов, испытанных в каналах типа ТК300, ТКМ, ТКТ и ТК100 на режимах, заметно сниженных по сравнению с номинальными для режима ДР, обнаруживалось вполне удовлетворительное состояние: поврежденность твэлов поверхностными трещинами и поломки топливных стержней были единичными явлениями, осевые закрутки пучков твэлов в нагревных секциях (НС) были небольшими, возрастание коэффициента гидравлического сопротивления (КГС) трактов охлаждения тепловыделяющих сборок (ТВС) также было небольшим.

А у твэлов, испытанных в каналах типа КЭТ и КЭП на режимах, близких к номинальному режиму ДР, наоборот, наблюдалась весьма существенная деградация исходного состояния. В частности, у твэлов входных (низкотемпературных) секций таких каналов отмечались многочисленные повреждения трещинами и массовые поломки стержней, причем с увеличением количества пусков реактора количество поломок твэлов возрастало, и после 6-7 пусков количество сломанных твэлов достигало ~80 % (а углы закрутки пучков твэлов в НС увеличивались до ~20°). Разрушенные твэлы в первых двух входных НС при этом представляли собой мелкие (длиной 3-15 мм) и слегка перемещенные фрагменты стержней, что значительно – на сотни процентов – повышало КГС на входных участках трактов охлаждения ТВС. В остальных высокотемпературных секциях твэлы или оставались целыми, или разрушались только на крупные (длиной более 30 мм) фрагменты. Здесь следует иметь в виду, что твэлы двух первых входных НС испытывались при температуре ниже 1800 К, т.е. в температурной области макрочрупкого состояния спеченного карбидного материала.

С учетом всего указанного выше интересно отметить, что именно у твэлов входных НС, испытанных как в каналах ТК300, ТКМ, ТКТ и ТК100, так и в каналах КЭТ и КЭП, фиксировалось наиболее заметное послереакторное упрочнение (при измерении на целых стержнях), достигающее в отдельных случаях почти 100 % (см., напр., рисунок 1).

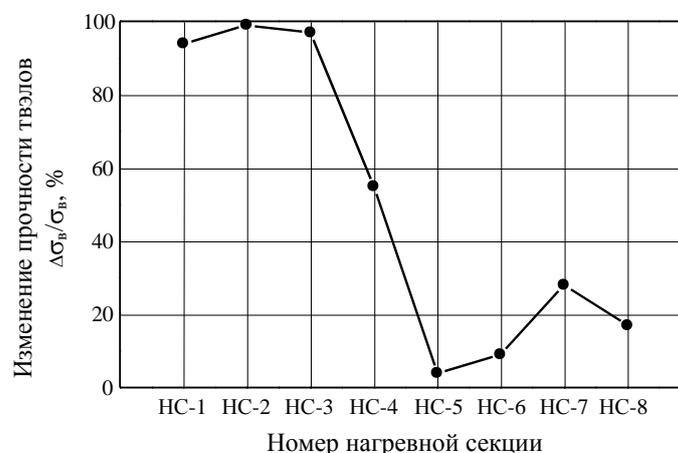


Рис. 1. Усредненные по 8 каналам ТК300 реактора ИВГ.1 данные об изменении прочности твэлов (при кручении на базе 90 мм) по длине ТВС после испытаний в трех пусках реактора

Такое одновременное существование и негативных (поломки), и позитивных (упрочнение) моментов послереакторного состояния твэлов входных НС имело общую причину – наличие у твэла,

испытываемого в температурной области хрупкого состояния, перепада температуры ΔT по его сечению (см. рисунок 2), вызванного интенсивным съемом тепла с поверхности прокачиваемым через ТВС водородом.

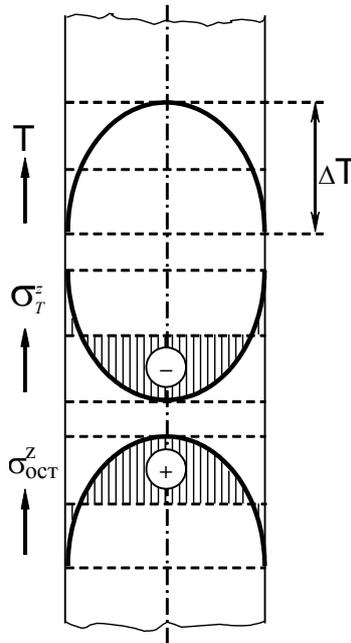


Рис. 2. Схематические иллюстрации к объяснению поломок и упрочнений ТВЭлов

В процессе выхода реактора на стационарный режим радиальный температурный перепад в каждом ТВэле возрастает от нуля до максимума и остается равным этому максимуму в течение всего пуска. Значение перепада ΔT зависит от удельного энерговыделения q_v , теплопроводности материала ТВэла λ и его радиуса R [3, 4]:

$$\Delta T = q_v R^2 / (4\lambda) = q_s R / (2\lambda), \quad (1)$$

где q_s – удельный тепловой поток с поверхности ТВэла.

Этот перепад создает термические макронапряжения σ_T с растягивающей компонентой на поверхности ТВэла (см. эпюру σ_T на рисунке 2). Значения осевых и окружных растягивающих термических напряжений можно найти [4-7] по формуле

$$\sigma_T = \alpha E \Delta T / [2(1 - \nu)] = \alpha E q_s R / [4\lambda(1 - \nu)], \quad (2)$$

где α – коэффициент линейного расширения, E – модуль нормальной упругости, ν – коэффициент Пуассона.

Если напряжения σ_T превысят предел прочности материала ТВэла на растяжение, на поверхности ТВэла возникнут трещины. В дальнейшем произойдет доламывание ослабленного трещинами топливного стержня изгибными, бандажными и вибрационными нагрузками. В этом и состоит суть негативных моментов послереакторного состояния ТВэла.

Суть же позитивных моментов состоит в упрочнении ТВэла за счет возникновения на его поверхности сжимающих остаточных макронапряжений $\sigma_{ост}$ (см. эпюру $\sigma_{ост}$ на рисунке 2). Напряжения $\sigma_{ост}$ возникнут опять же из-за наличия в облучаемом ТВэле радиального перепада температуры ΔT , который вызовет неоднородное по сечению стержня радиационное распухание материала ТВэла: объем периферийных (более холодных) областей ТВэла будет увеличиваться сильнее, чем объем внутренних (более горячих) областей. Это и обеспечит появление сжимающих радиационных остаточных напряжений на поверхности ТВэла и растягивающих внутри, поскольку внутренние области, препятствуя чрезмерному расширению поверхностных областей, создадут в них упругое сжатие, а сами при этом окажутся упруго растянутыми.

Хотя эффект радиационного упрочнения твэлов проточных технологических каналов был обнаружен Власовым К.П. с сотрудниками еще в 1974 году, экспериментального подтверждения причин возникновения эффекта упрочнения и экспериментального доказательства существования напряжений $\sigma_{ост}$ не было вплоть до начала 80-х годов. В связи с этим целью настоящей работы, начатой в 1981 году, являлось экспериментальное доказательство существования остаточных радиационных макронапряжений в твэлах, испытанных в проточных каналах, т.е. доказательство тех утверждений, которые изложены в предыдущем абзаце. Дополнительной целью работы являлось установление предельных уровней возникающих напряжений $\sigma_{ост}$.

МЕТОДИКИ И РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ

В экспериментах, выполнявшихся в начале 80-х годов, участвовали только твэлы каналов ТК300, прошедшие испытания в реакторе ИВГ.1 в серии из трех пусков (ЭП, ИП-1 и ИП-2). Исследуемые твэлы (рисунок 3) представляли собой витые двухлопастные стержни длиной 100 мм, диаметром описанной окружности 2,2 мм, толщиной лопасти 1,24 мм и шагом ее закрутки 30 мм.



Рис. 3. Внешний вид безоболочкового карбидного твэла

Для рентгенографических измерений величины и знака осевых макронапряжений $\sigma_{ост}^z$ на поверхностях таких твэлов использовался разработанный неразрушающий двухсъёмочный метод [8] с фоторегистацией напряжений в специально переоборудованной рентгеновской камере типа КРОС. Метод почти повторял стандартный двухсъёмочный метод [9] с фоторегистацией в рентгенкамере, только углы поворота образца по отношению к первичному пучку выбирались в нем в соответствии с величиной брегговского угла θ используемой линии hkl . Вычисление напряжений $\sigma_{ост}^z$ проводилось по формуле

$$\sigma_{ост}^z = E_{hkl} \Delta_{hkl} / [16L(1 + \nu) \sin^2 \theta], \quad (3)$$

где E_{hkl} – «рентгеновский» модуль Юнга, Δ_{hkl} – смещение линии hkl при переходе от первой съёмки ко второй, L – расстояние от образца до пленки, ν – коэффициент Пуассона.

Уже первые результаты измерений $\sigma_{ост}^z$ в твэлах первых пяти НС восьмисекционных ТВС двух каналов ТК300 показали, что измеряемые напряжения действительно являются радиационными остаточными макронапряжениями. Во-первых, у твэлов всех НС обоих каналов на поверхности присутствовали только сжимающие напряжения, причем весьма заметного уровня – от ~50 до ~250 МПа (см. рисунок 4). При этом наибольшие напряжения были зафиксированы именно у твэлов первых трех входных НС, испытанных при $T_{обл} < T_{х-п}$, где $T_{х-п}$ – температура хрупко-пластического перехода карбидного материала, т.е. у тех твэлов, которые должны приобретать наибольшие упрочнения среди твэлов данного канала. А у твэлов более высокотемпературных НС (средние значения $T_{обл}$ у твэлов четвертых и пятых секций составляли соответственно ~1800 и ~2200 К) уровни напряжений были (за счет частичной релаксации) заметно ниже.

Во-вторых, у всех облученных твэлов экспериментально обнаруживалось преимущественное набухание материала периферийных областей: периоды решетки a^n , измеренные на поверхностях твэлов, были всегда выше среднемассовых периодов решетки \bar{a} , измеренных на порошковых образцах, изготовленных из фрагментов твэлов. Кроме того, для одного из облученных твэлов была построена зависимость изменения периода решетки вдоль радиуса стержня и выяснено, что вид кривой $a = f(R)$ близок к параболической (измерения a_i осуществлялись прицельной съёмкой в различные участки поверхности сильно скошенного среза этого твэла).

В-третьих, при выполнении изохронных (в течение 1 ч) отжигов твэлов первых трех НС одного из каналов ТК300 было установлено (рисунок 5), что напряжения $\sigma_{ост}^z$ отжигаются (исчезают, разряжаются, релаксируют) при заметно различных температурах $T_{отж}$, причем интенсивный отжиг напряжений наблюдается только при $T_{отж} > T_{обл}$. Кроме того, было установлено, что отжиг напряжений сопровождается уменьшением различий в величинах a^n и \bar{a} , и при полном отжиге $\sigma_{ост}^z$ различия между a^n и \bar{a} полностью исчезают. Этот экспериментальный факт следует рассматривать как самое непосредственное подтверждение причин образования радиационных макронапряжений в твэлах.

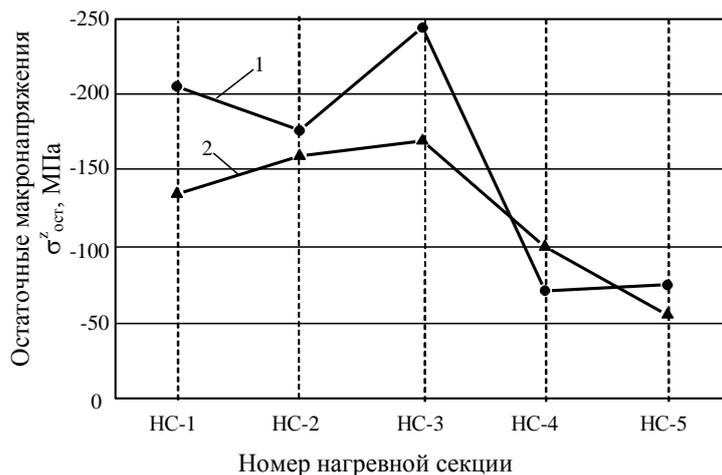


Рис. 4. Уровни рентгенографически измеренных сжимающих осевых напряжений на поверхностях твэлов первых пяти НС каналов ТК300 реактора ИВГ.1

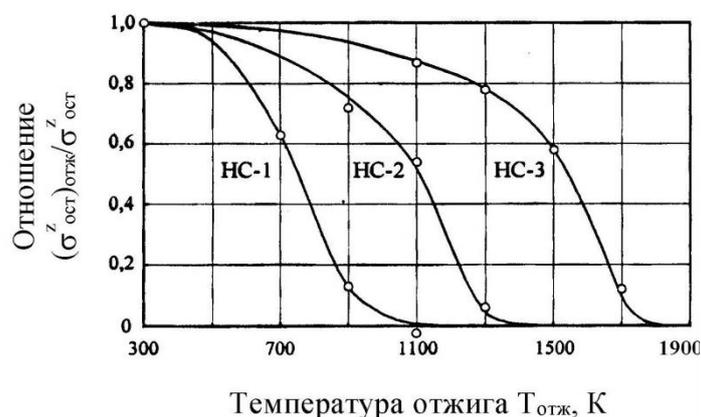


Рис. 5. Температурная устойчивость радиационных макро напряжений $\sigma_{ост}$ в твэлах, облученных в канале ТК300 реактора ИВГ.1 при различных температурах $T_{обл}$

В дальнейшем, используя твэлы только из первых НС, прошедших испытания в шести каналах ТК300, было проведено также рентгенографическое изучение влияния дозы облучения на уровень возникающих напряжений $\sigma_{ост}$. Оказалось (см. рисунок 6), что повышение флюенса нейтронов на порядок приводит к более чем двукратному повышению уровня радиационных макро напряжений. Результаты, представленные на этом рисунке, сразу же заставили высказать опасения за целостность твэлов, участвующих в длительных реакторных испытаниях в проточных каналах. Действительно, при увеличении дозы облучения положительное влияние увеличения сжимающих напряжений на поверхностях твэлов может смениться на отрицательное, когда уровни растягивающих $\sigma_{ост}$ внутри твэлов превысят предел прочности материала на растяжение.

Вопрос о степени опасности предполагаемого чрезмерного нарастания радиационных макро напряжений с ростом дозы облучения долгое время оставался открытым. И только в 1990 году были начаты исследования по экспериментальному выяснению степени этой опасности. Для этого в дополнение к данным рисунка 6 были выполнены рентгенографические измерения величин и знаков остаточных напряжений на поверхностях твэлов, испытанных в каналах ТКМ, ТКТ, ТК100, КЭТ и КЭП реакторов ИВГ.1 и ИРГИТ. Для проведения измерений были отобраны прямые и целые, т.е. без искривлений и без поломок, а также без поверхностных трещин, искажающих результаты рентгенографических измерений макро напряжений, твэлы из низкотемпературных НС.

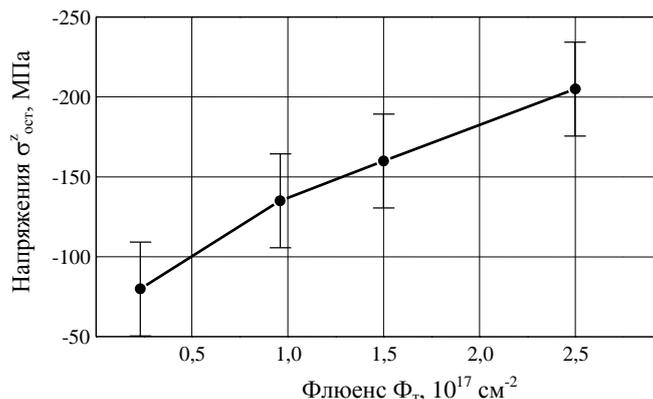


Рис. 6. Рост осевых сжимающих радиационных макронапряжений на поверхности твэла с увеличением флюенса тепловых нейтронов

При проверке отсутствия искривлений твэлов использовалось приспособление КС [10, 11] для измерения угла скатывания топливного стержня с платформы КС. При проверке отсутствия трещин в твэлах вместо трудоемкого метода цветовой дефектоскопии использовалась разработанная экспрессная методика [10], которая позволяла после измерения у всех твэлов данной НС значений упругого прогиба f_m и погонного электросопротивления R отбраковать твэлы с трещинами, т.е. все те топливные стержни, которые обладали одновременно повышенными значениями f_m и R .

В дальнейшем проводилась рентгенографическая отбраковка: из оставшихся твэлов отбраковывались те, которые при рентгенодифрактометрической записи дифракционных линий с большими углами $2\theta_{hkl}$ давали слишком слабые и размытые отражения. И только после этого в отдельных твэлах (например, в твэлах каналов КЭТ, прошедших большое количество пусков) проводилась дополнительная проверка отсутствия трещин методом цветовой дефектоскопии. Через такие этапы отбраковки не прошел, в частности, ни один твэл из канала КЭТ, испытанного в 9 пусках реактора ИВГ.1.

При дифрактометрических измерениях осевых макронапряжений $\sigma^z_{\text{ост}}$ на поверхностях твэлов использовались три дублирующих друг друга метода: неразрушающий многосъемочный метод поворотов (так называемый $\sin^2\psi$ -метод [12]), разрушающий метод суммы главных напряжений [9] и разработанный метод опосредствованного определения радиационных макронапряжений $\sigma_{\text{ост}}$ с использованием результатов измерений периодов a только на порошковых образцах. Во всех трех методах исследуемым участком являлась середина длины стержня.

В $\sin^2\psi$ -методе при определении величины и знака напряжений $\sigma^z_{\text{ост}}$ на гониометрический столик дифрактометра устанавливался держатель (рис. 7) с четырьмя горизонтально расположенными твэлами, образующими вертикальную стенку высотой около 9 мм, и осуществлялись измерения величин и знаков смещений линии $\Delta 2\theta$ при переходе от фокусированной ($2\theta_0$) к расфокусированным ($2\theta_\psi$) съемкам для вычисления напряжений $\sigma^z_{\text{ост}}$ по формуле

$$\sigma^z_{\text{ост}} = -E_{hkl} \text{ctg}\theta_0 (2\theta_\psi - 2\theta_0) / [2(1 - \nu) \sin^2\psi], \quad (4)$$

где ψ – углы поворота столика, отсчитанные от его положения при фокусировке по Бреггу-Брен-танно (в работе использовались три угла ψ_i в области 45°).

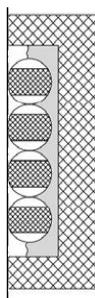


Рис. 7. Схема устройства держателя с четырьмя твэлами

Точность выведения рентгенографируемых поверхностей твэлов на вертикальную ось гониометра контролировалась предварительной съемкой эталона (объекта без макронапряжений). В качестве эталона использовался Al-порошок, нанесенный тонким слоем на поверхности твэлов: при хорошем совпадении рентгенографируемых поверхностей твэлов с осью гониометра фиксировалось отсутствие смещения линии Al с большим углом 2θ . Использовались в качестве эталона и четыре твэла, в которых напряжения были устранены созданием густой сетки неглубоких поверхностных трещин (путем резкого охлаждения их в воде после нагрева до необходимо высокой температуры).

В разрушающем методе суммы главных напряжений при определении величины и знака напряжений $\sigma_{\text{ост}}^z$ осуществлялось измерение величины и знака изменения периода решетки $a^{\text{п}}$ материала поверхности твэла в напряженном состоянии (a^{σ}) и в состоянии без напряжений (a^0) и вычисление $\sigma_{\text{ост}}^z$ по формуле

$$\sigma_{\text{ост}}^z = (\sigma_{\text{ост}}^z + \sigma_{\text{ост}}^{\theta})/2 = -E_{\text{hkl}} (a^{\sigma} - a^0)/(2va^0). \quad (5)$$

Для измерения a^0 использовались два варианта устранения напряжений. В первом варианте напряжения разряжались созданием густой сетки неглубоких поверхностных трещин. А во втором варианте период решетки измерялся на порошке, напильном алмазным надфилем из материала тонкого поверхностного слоя твэла.

В разработанном методе опосредствованного определения величины и знака напряжений $\sigma_{\text{ост}}^z$ использовались результаты измерений периодов a только на порошковых образцах, т.е. результаты измерений указанного в (5) периода a^0 и среднемассового периода \bar{a}^0 . Величины и знаки действующих на поверхности твэлов напряжений $\sigma_{\text{ост}}^z$ рассчитывались по формуле

$$\sigma_{\text{ост}}^z = -E_{\text{ст}} (a^0 - \bar{a}^0)/[(1 - \nu) \bar{a}^0], \quad (6)$$

предполагая, что распределение напряжений $\sigma_{\text{ост}}^z$ по сечению твэла имеет параболический вид. Поскольку статический модуль упругости $E_{\text{ст}}$ у спеченных карбидов сильным образом зависит от пористости структуры [13, 14], то, с целью корректного использования формулы (6), у всех твэлов перед выполнением измерений напряжений $\sigma_{\text{ост}}^z$ были измерены модули $E_{\text{ст}}$ по методике, указанной в [10, 11].

Опосредствованность последнего метода измерений напряжений очевидна: если в стержне возникает градиент периода a по его сечению, не приводящий к возникновению упругих макронапряжений, этот метод будет давать величину и знак тех фиктивных напряжений, которые в принципе могли бы возникнуть под влиянием данного градиента a . Другое дело, что напряжения, найденные по этому методу, хорошо соответствовали напряжениям, найденным по первым двум методам (что лишний раз подтвердило причины образования радиационных остаточных макронапряжений $\sigma_{\text{ост}}$ в твэлах).

Результаты выполненных исследований по измерению $\sigma_{\text{ост}}$ в твэлах каналов ТКМ, ТКТ, ТК100, КЭТ и КЭТ (см. рисунок 8, где для полноты результатов приведены также и данные для твэлов, испытанных в каналах ТК300) показали, что непрерывный рост дозы облучения вплоть до выгораний урана порядка $2 \cdot 10^{18}$ дел./см³ не сопровождается непрерывным ростом сжимающих $\sigma_{\text{ост}}$ на поверхности твэла (и растягивающих $\sigma_{\text{ост}}$ внутри) до чрезмерно высоких значений, способных привести к разрушению стержня на фрагменты. Нарастание неоднородности распухания материала твэла (нарастание $\sigma_{\text{ост}}$), как видно из рисунка, прекращается после выгорания порядка $3 \cdot 10^{17}$ дел./см³ (отмечено пунктиром).

Следует обратить внимание на то, что на рисунке 8 объединены полученные в разные годы (с 1982 года по 1998 год) результаты исследований твэлов из 15 проточных технологических каналов различного типа, прошедших испытания (при различных сочетаниях энергетических и типовых пусков) в трех активных зонах реактора ИВГ.1 и двух активных зонах реактора ИРГИТ; при этом исследование выполнялись как методом фоторегистрации напряжений, так и методами дифрактометрической регистрации.

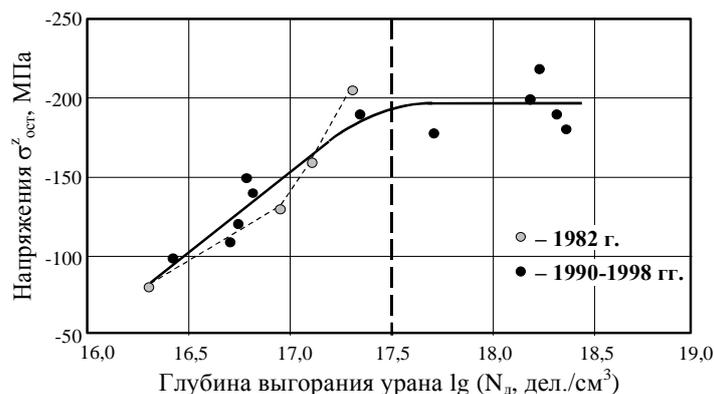


Рис. 8. Дозовая зависимость прироста радиационных напряжений $\sigma_{\text{ост}}^z$ на поверхностях ТВЭлов низкотемпературных НС каналов ТК300, ТКМ, ТКТ, КЭТ, КЭП и ТК100, испытанных в реакторах ИВГ.1 и ИРГИТ

Несмотря на все эти усложняющие особенности исследований, полученные результаты рентгенографических измерений напряжений позволяют утверждать, что увеличение длительности реакторных испытаний (повышение дозы облучения) приводит к повышению сжимающих радиационных макронапряжений на поверхностях ТВЭлов только до определенного уровня, а именно – до примерно 200 МПа, что исключает опасность разрушения карбидных топливных стержней от растягивающих радиационных макронапряжений, действующих в их внутренних областях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выполнены рентгенографические исследования остаточных макронапряжений в безоболочковых стержневых карбидных ТВЭлах, прошедших испытания в проточных водородоохлаждаемых каналах реакторов ИВГ.1 и ИРГИТ на двигательном режиме реактора космической ядерной энергодвигательной установки. С использованием стандартных и разработанных методов исследования напряжений обнаружено существование остаточных макронапряжений в облученных ТВЭлах ЯЭДУ и доказано, что эти напряжения имеют радиационную природу, т.е. вызваны преимущественным растрепуханием поверхностных областей топливных стержней. Экспериментально доказано также отсутствие опасности чрезмерного нарастания радиационных макронапряжений в ТВЭлах с ростом дозы их нейтронного облучения.

ЛИТЕРАТУРА

1. Исследование причин повреждаемости стержневых карбидных ТВЭлов при ресурсных испытаниях в реакторе ИВГ.1 / Деряво И.И. [и др.] // Ядерная энергетика в Республике Казахстан. Перспективы развития : тезисы Междунар. научно-практ. конф., Актау, 24–27 июня 1996.– Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1996. – С. 88–89.
2. Анализ возможностей повышения функциональной работоспособности ТВЭлов реактора ЯРД / Деряво И.И [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2000. – Вып. 1. – С. 88–92.
3. Ланин А. Г. Экспериментальные методы определения термостойкости тугоплавких материалов / А. Г. Ланин, В. Б. Федоров, В. С. Егоров // Теплофизика высоких температур. – 1966. – Т. 6, №6. – С. 865–871.
4. Федик И. И. Температурные поля и термонапряжения в ядерных реакторах. / И. И. Федик, В. С. Колесов, В. Н. Михайлов. – М. : Энергоатомиздат, 1985. – 280 с.
5. Андриевский Р.А. Прочность тугоплавких соединений / Р. А. Андриевский, А. Г. Ланин, Г. А. Рымашевский. – М. : Металлургия, 1975. – 232 с.
6. Займовский А. С. Тепловыделяющие элементы атомных реакторов / А. С. Займовский, В. В. Калашников, И. С. Головин. – М. : Атомиздат, 1966. – 520 с.
7. Fedik I. I. High temperature carbide structures in nuclear power / I. I. Fedik // Materials science of carbides, nitrides and borides (ed. by Y.G. Gogotsi and R.A. Andrievski). – Dordrecht, 1999, Kluwer Academic Publishers. – Series 3. – Vol. 68. – P. 337–342.

8. А.с. №737818 СССР, МКИ G01N 23/205. Способ измерения напряжений / И. И. Дерявко, А. Г. Ланин (СССР). – №2553671/18-25 ; заявлено 12.12 1977 ; опубл. 30.05.1980, бюл. №20. – 5 с.
9. Русаков А. А. Рентгенография металлов / А.А. Русаков. – М. : , Металлургия, 1977. – 480 с.
10. Дерявко И. И. Экспрессные методики для послереакторного исследования безоболочковых стержневых карбидных твэлов / Дерявко И.И [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2001. – Вып. 4. – С. 88–94.
11. Дерявко И. И. Методики послереакторного исследования твэлов ЯЭДУ / И. И. Дерявко // Ядерная и радиационная физика : материалы VIII Междунар. конф., Алматы, 20–23 сент. 2011. – Алматы, ИЯФ НЯЦ РК, 2011. – С. 84–89.
12. Комяк Н. И. Рентгеновские методы и аппаратура для определения напряжений / Н. И. Комяк, Ю. Г. Мясников. – Л. : Машиностроение, 1972. – 85 с.
13. Lanin A. G. Strength and thermal strength resistance of refractory compounds / A. G. Lanin // Materials science of carbides, nitrides and borides (ed. by Y.G. Gogotsi and R.A. Andrievski). – 1999, Dordrecht, Kluwer Academic Publishers. – Series 3. – Vol. 68. – P. 305–322.
14. Белов В. С. Влияние пористости на модуль Юнга карбида циркония / В. С. Белов В.С [и др.] // Методы и средства исследования материалов и конструкций, работающих под воздействием радиации. – 1973. – Вып. 1. – С. 112–114.

[IX междунар. симпоз. «Фундаментальные и прикл. проблемы науки», Миасс, МСНТ, 2014, т. 2, докл. №3.7](#)

КОНТРОЛЬ КОРРОЗИИ ДЕТАЛЕЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО РЕАКТОРА ИВГ.1М ПО ИХ ОБРАЗЦАМ-СВИДЕТЕЛЯМ

Деряво И.И., Коянбаев Е.Т., Даулеткелдыев А.Д., Кожасметов Е.А. (Филиал «ИАЭ» РГП НЯЦ РК)

ВВЕДЕНИЕ

В целях обеспечения требований по безопасной эксплуатации ядерных установок на модернизированном реакторе ИВГ.1М (а до модернизации – и на реакторе ИВГ.1) проводились и проводятся периодические проверки их технического состояния, причем для отслеживания коррозионного состояния деталей центральной сборки как реактора ИВГ.1, так и реактора ИВГ.1М использовались и используются одни и те же образцы-свидетели стержневого типа из нержавеющей стали марки 08X18H10T, бериллия, титан-гадолиниевого сплава ТГ702 (Ti+9%Gd) и цирконий-ниобиевого сплава Э110 (Zr+1%Nb), установленные в ячейки бериллиевого вытеснителя реактора ИВГ.1 еще в 1975 году. Последнее обусловлено тем, что конструкция центральной сборки реактора ИВГ.1 практически полностью сохранена в реакторе ИВГ.1М. Форма образцов-свидетелей в вытеснителе реактора – стержни длиной ~56 мм и гантелевидные стержни длиной ~28 мм. Все бериллиевые образцы-свидетели защищены одним из трех типов покрытий: белым эмалевым, черным оксидным или серым оксидным (покрытия созданы методами анодирования).

После замены в модернизированном реакторе ИВГ.1М газоохлаждаемых технологических каналов на водоохлаждаемые технологические каналы ВОТК в 1990 году состав образцов-свидетелей реактора был расширен: для отслеживания коррозионного состояния деталей каналов ВОТК в специальном канале водяного контура КВК-300 (размещенном вне корпуса реактора) были установлены образцы-свидетели пластинчатого типа из нержавеющей стали марки 12X18H10T и алюминий-магниевого сплава АМг6М (Al+6%Mg). Образцы-свидетели в канале КВК-300 были вырезаны из 12X18H10T-трубы $\varnothing 72 \times 2$ мм и АМг6М-трубы $\varnothing 76 \times 2$ мм, поэтому их форма – слегка изогнутые прямоугольные пластины (размерами ~50×20×2 мм) с центральным отверстием под стержни крепления в кассете канала КВК-300.

Поскольку и детали центральной сборки реактора, и детали каналов ВОТК в межпусковые периоды постоянно находятся в неподвижной дистиллированной воде при комнатной температуре (а в кратковременные пусковые периоды – в протоке дистиллированной воды при температуре до 80 °С), то находящиеся в этой же воде образцы-свидетели позволяют надежно отслеживать коррозионное состояние деталей реактора из нержавеющей сталей, бериллия и титан-гадолиниевого, цирконий-ниобиевого и алюминий-магниевого сплавов; само же отслеживание осуществляется периодически освидетельствованиями состояния образцов-свидетелей путем их визуального обследования и измерения коррозионных изменений масс.

СОДЕРЖАНИЕ ПРОВЕДЕННЫХ ОСВИДЕТЕЛЬСТВОВАНИЙ ОБРАЗЦОВ

К настоящему времени проведено восемь плановых периодических освидетельствований коррозионного состояния образцов-свидетелей реакторов ИВГ.1 и ИВГ.1М. Поскольку в 1975 году образцы-свидетели были установлены в реактор ИВГ.1 без измерения исходных значений их масс, то в первом освидетельствовании (в мае 1982 года) было проведено только визуальное обследование 08X18H10T-, Be-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов, выгруженных из ячейки Е вытеснителя реактора. После этого все образцы в ячейке Е были заменены аттестованными по исходной массе Be-образцами в количестве 32 штук. Во втором освидетельствовании (в сентябре 1989 года) было снова проведено только визуальное обследование всех 08X18H10T-, Be-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов, выгруженных из ячеек Д, Ж и К вытеснителя реактора. Менее чем через год этот реактор был модернизирован в реактор ИВГ.1М, к водяному контуру которого был подсоединен канал КВК-300, укомплектованный аттестованными по исходной массе 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцами.

В третьем освидетельствовании (в ноябре 1994 года) было проведено визуальное обследование всех 08X18H10T-, Be-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов, выгруженных из ячеек Д, Ж и К вытеснителя реактора ИВГ.1М, и всех 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов, выгруженных из канала КВК-300. После

этого 12 Ве-образцов в ячейках Д, Ж и К были заменены 12 аттестованными по массе Ве-образцами (по четыре образца в каждой ячейке), кроме того, у всех 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов канала КВК-300 были выполнены измерения коррозионных изменений масс.

В четвертом освидетельствовании (в ноябре 2001 года) было проведено визуальное обследование всех 08X18H10T-, Ве-, (Ti,Gd)-, (Zr,Nb)-, 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов, выгруженных из вытеснителя реактора и канала КВК-300, а также измерение коррозионных изменений масс у всех 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов из канала КВК-300 и у тех тридцати двух и двенадцати Ве-образцов из вытеснителя, которые были аттестованы по исходной массе и установлены в реактор соответственно в 1982 и 1994 годах. Содержание пятого освидетельствования образцов (в сентябре 2004 года) повторило содержание четвертого освидетельствования.

Сразу после пятого освидетельствования испытания были приостановлены на полгода (с декабря 2004 года по июнь 2005 года) для выполнения ревизии всех образцов во всех ячейках вытеснителя, в ходе которой были проведены частичные замены отдельных испытанных Ве-образцов свежими. После таких замен ячейки Д, Е, Ж и К оказались заполненными бериллиевыми образцами, имеющими существенно различные длительности испытаний: 22 свежих аттестованных образца, 12 аттестованных образцов после 10-летних испытаний, 32 аттестованных образца после 22,5-летних испытаний и 31 неаттестованный образец после 29,6-летних испытаний.

После этого в связи с размещением на испытания 22 свежих аттестованных образцов были дважды проведены (в июле 2006 года и в мае 2007 года) дополнительные визуальные освидетельствования и измерения масс всех Ве-образцов, основной целью которых являлось уточнение характера изменения их коррозионного состояния на начальной (в первые один-два года) стадии испытаний в воде.

В шестом освидетельствовании (в ноябре 2007 года) было проведено визуальное обследование всех 08X18H10T-, Ве-, (Ti,Gd)-, (Zr,Nb)-, 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов, а также измерение коррозионных изменений масс у всех Ве-, 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов. После этого в июле 2009 года было проведено дополнительное измерение коррозионных изменений масс Ве-образцов из ячейки Е и всех 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов (основной целью этих измерений являлось уточнение наличия смыва продуктов коррозии с Ве-образцов при испытаниях длительностью более 20 лет). Содержания седьмого и восьмого освидетельствований образцов (в сентябре 2010 года и в сентябре 2013 года) полностью повторили содержание предыдущего (шестого) освидетельствования. В седьмом освидетельствовании в сентябре 2010 года, как и в шестом освидетельствовании, было проведено визуальное обследование всех Ве-, 08X18H10T-, (Ti,Gd)-, (Zr,Nb)-, 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов, а также измерение коррозионных изменений масс у всех Ве-, 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов. Содержание восьмого освидетельствования образцов в сентябре 2013 года полностью повторило содержание обоих предыдущих (седьмого и шестого) освидетельствований.

Из сказанного видно, что в ходе выполнения периодических освидетельствований у одних образцов определялись как качественные показатели коррозии (состояние поверхностей), так и количественные (привесы образцов), а у других – только качественные или только количественные. Так, у всех 08X18H10T-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов из вытеснителя реактора определялись только качественные показатели (в освидетельствованиях до 2005 года то же самое относится и к неаттестованным по массе Ве-образцам). Наоборот, у всех 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов из канала КВК-300 определялись и качественные, и количественные показатели коррозии (то же самое относится и ко всем аттестованным по массе Ве-образцам, а в освидетельствованиях после 2005 года – и к неаттестованным Ве-образцам).

КАЧЕСТВЕННЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ КОРРОЗИИ ОБРАЗЦОВ В ВЫТЕСНИТЕЛЕ РЕАКТОРА

Так как в ходе коррозионных испытаний образцов в вытеснителе проводились и другие (кроме уже указанных) замены образцов, то к моменту проведения последнего освидетельствования в 2013 году четыре ячейки вытеснителя содержали в общей сложности 113 образцов (сто один Ве-образец и двенадцать 08X18H10T-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов).

При визуальном обследовании выгруженных образцов (после их обезвоживания в спирте, просушки и раскладывания рядом с ними исходных образцов того же материального состава) было в очередной раз зафиксировано, что у 08X18H10T-, (Ti,Gd)- и (Zr,Nb)-образцов (цилиндрических и по-

луцилиндрических образцов длиной ~56 мм) после 37,5-летних испытаний обнаруживаются весьма незначительные коррозионные изменения цвета их поверхностей: светлая блестящая поверхность образцов приобрела слегка матовый налет светло-серого или неяркого белого оттенков. Типичный вид этих образцов представлен на рисунке 1. У всех образцов налет имел прочное сцепление с поверхностью образца: налет нельзя было удалить, например, путем протирки образцов бязевой тканью. Полученный результат стабильно повторялся во всех восьми визуальных обследованиях этих образцов, когда длительность их испытаний в воде увеличивалась с 7,2 года в 1982 году до 37,5 лет в 2013 году.

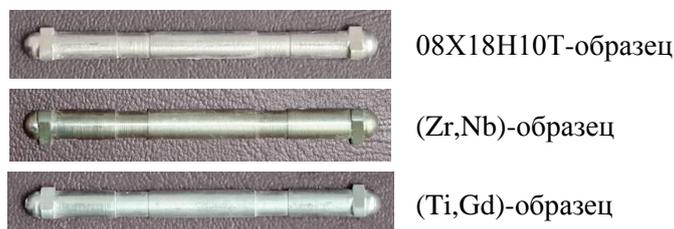


Рис. 1. Внешний вид образцов из стали и сплавов после 37,5-летних испытаний в воде

При таком же обследовании Be-образцов (как коротких (~28 мм) гантелевидных, так и длинных (~56 мм) цилиндрических и полуцилиндрических) фиксировались более заметные коррозионные изменения цвета их покрытий, причем и характер, и интенсивность этих изменений были различными у покрытий различного типа. Поскольку в визуальном обследовании 2013 года участвовали образцы с существенно различной длительностью испытаний в воде (2,5, 3,4, 8,0, 18,0, 30,5 и 37,5 лет), то в очередной раз была подтверждена следующая ранее обнаруженная тенденция коррозионного изменения цвета каждого из типов покрытий [1-3] с увеличением длительности испытаний τ (наработок τ).

У образцов с серым оксидным покрытием (именно таким типом покрытия защищены бериллиевые детали центральной сборки реактора) изменение цвета покрытия с увеличением τ (см. рисунки 2 и 3) было наименее заметным: исходный серый цвет лишь частично искажался налетом белого или светло-серого оттенка (при этом видимых изменений сплошности покрытия обнаружено не было).



Рис. 2. Короткие (~28 мм) Be-образцы до (вверху) и после (внизу) 30,3-летних испытаний

У образцов с эмалевым покрытием исходный молочно-белый матовый цвет эмалея с увеличением τ переходил в серый матовый с участками желто-коричневого оттенка, а затем в почти сплошной желто-коричневый оттенок (причем несплошности этого оттенка были видны как цепочки темных точек и/или темных узких полос, ориентированных вдоль длины образца). А у образцов с

черным оксидным покрытием изменение цвета было максимально заметным: на исходной черной блестящей поверхности сначала появлялся сплошной светло-серый матовый налет, который со временем переходил в почти белый, оставаясь иногда сплошным, а иногда приобретая несплошности в виде цепочек темных точек и/или темных узких полос, ориентированных вдоль образца.



серое оксидное покрытие белое эмалевое покрытие черное оксидное покрытие

Рис. 3. Длинные (~56 мм) Be-образцы до (вверху) и после (внизу) 37,5-летних испытаний

В целом визуальное обследование указало на вполне удовлетворительное коррозионное состояние поверхностей всех бериллиевых образцов. При этом следует иметь в виду, что коррозионному повреждению подвергается не столько сам материал образца, сколько материал его защитного покрытия.

КОЛИЧЕСТВЕННЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ КОРРОЗИИ БЕРИЛЛИЕВЫХ ОБРАЗЦОВ

Количественные показатели коррозии образцов определялись по их привесам Δm с увеличением наработки τ . Во взвешиваниях образцов в освидетельствовании 2013 года участвовали все Be-образцы из вытеснителя реактора, хотя исходные значения масс были только у 72 образцов (66 коротких гантелевидных и 6 длинных стержневых) а у 29 бериллиевых образцов, установленных на испытания в 1975 году, такие данные отсутствовали.

Очевидно, что из всех результатов определения удельных привесов $\Delta m/S$ (S – площадь поверхности образца) у Be-образцов наибольший интерес для определения их коррозионной стойкости представляли данные у тех аттестованных 66 коротких гантелевидных образцов, которые были установлены на испытания в 1982, 1994 и 2005 годах, т.е. у 32 образцов в ячейке Е (с наработками 30,5 лет), 12 образцов в ячейках Д, Ж и К (с наработками 18 лет) и 22 образцов в ячейке К (с наработками 8 лет).

Результаты определения $\Delta m/S$ именно у этих 66 образцов представлены на рис. 4, причем в этот рисунок внесены также и данные, полученные у них во всех предыдущих освидетельствованиях. В частности, для 32 образцов из ячейки Е – это данные по их освидетельствованиям в 2001, 2004, 2005, 2006, 2007 (дважды), 2009 и 2010 годах после испытаний длительностями соответственно 19,5, 22,3, 22,5, 23,6, 24,3, 24,7, 26,3 и 27,5 лет (правая группа точек); для 12 образцов из ячеек Д, Ж и К – это данные по их освидетельствованиям в 2001, 2004, 2005, 2006, 2007 (дважды) и 2010 годах после испытаний длительностями соответственно 7,0, 9,8, 10,0, 11,1, 11,8, 12,2 и 15,0 лет (средняя группа точек); для 22 образцов из ячейки К – это данные по их освидетельствованиям в 2006 (дважды), 2007 (дважды) и 2010 годах после испытаний длительностями соответственно 0,6, 1,1, 1,8, 2,2 и 5,0 лет (левая группа точек).

Как видно из рисунка 4, привесы образцов имеют устойчивую тенденцию к повышению с увеличением длительности испытаний только при наработках не более 22 лет), после чего наблюдается их снижение. Зафиксированное снижение привесов образцов следует рассматривать как результат превалирования процессов смыва продуктов коррозии с образцов над процессами их образования на образцах. Последнее подтверждается тем, что у 29 длинных стержневых Ве-образцов, испытывающихся с 1975 года и имеющих высокие (на уровне 38 лет) наработки, в последние 8 лет испытаний фиксируется вполне заметная потеря масс (см. таблицу 1).

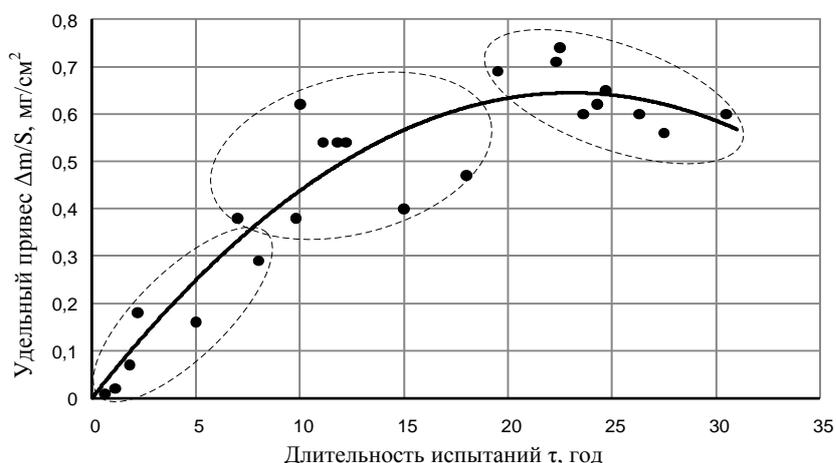


Рис. 4. Кинетика коррозионного изменения масс у Ве-образцов из вытеснителя реактора

Можно также предположить, что превалирование процессов смыва продуктов коррозии над процессами их образования обусловлено не столько интенсификацией процессов смыва, сколько снижением интенсивности процессов образования продуктов коррозии. В любом случае данные, представленные на рисунке 4, указывают на высокую коррозионную стойкость бериллиевых образцов с покрытиями. Действительно, показатель коррозионного изменения массы ($K_M = \Delta m/(S\tau)$) у бериллиевых образцов, который, как легко определить из кривой на этом рисунке, является невысоким ($0,05 \text{ мг}/(\text{см}^2\cdot\text{год})$) даже на начальной (в первые 10 лет) стадии испытаний, убывает далее значительным образом: после 20 лет показатель K_M составляет уже около $0,03 \text{ мг}/(\text{см}^2\cdot\text{год})$, а к концу испытаний падает до примерно $0,02 \text{ мг}/(\text{см}^2\cdot\text{год})$.

Таблица 1. Изменения масс у 29 не аттестованных в исходном состоянии Ве-образцов из ячеек Д, Ж и К

Дата проведенного освидетельствования	Июнь 2005 г.	Июль 2006 г.	Май 2007 г.	Ноябрь 2007 г.	Сентябрь 2010 г.	Сентябрь 2013 г.
Наработка τ , год	29,5	30,6	31,3	31,7	34,5	37,5
Прирост наработки $\Delta\tau$, год	0	+1,1	+1,8	+2,2	+5,0	+8,0
Масса образца m , г	1,2846	1,2841	1,2845	1,2840	1,2837	1,2838
Коррозионный привес Δm , мг	0	-0,5	-0,1	-0,6	-0,9	-0,8
Удельный привес $\Delta m/S$, мг/см ²	0	-0,06	-0,01	-0,07	-0,10	-0,09

КАЧЕСТВЕННЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ КОРРОЗИИ ОБРАЗЦОВ В КАНАЛЕ КВК-300

Освидетельствование 50 стальных и 155 алюминий-магниевых образцов из канала КВК-300, проведенное в сентябре 2013 года, в методическом плане полностью повторило сделанное в шести предыдущих освидетельствованиях, что позволило выполнить совместный анализ результатов длительных (общей продолжительностью 22,9 года) коррозионных испытаний этих образцов в воде.

При визуальном обследовании образцов было установлено, что состояние поверхностей как у 12X18Н10Т-образцов (рисунок 5), так и у пассивированных (Al,Mg)-образцов (рисунок 6) после испытаний 22,9-летних испытаний осталось вполне удовлетворительным.

Эти образцы содержали в основном только неяркие следы местной коррозии в виде пятен двух цветовых оттенков – от слабого светло-желтого до слабого светло-серого у стальных и от серого матового до желто-коричневого у пассивированных алюминий-магниевых образцов. В целом степень коррозионного повреждения поверхностей (количество и размеры пятен, а также интенсивность окраски пятен) у пассивированных (Al,Mg)-образцов визуально воспринималась как более высокая, чем у 12X18Н10Т-образцов.

Степень коррозионного повреждения поверхностей у всех непассивированных (Al,Mg)-образцов (рисунок 7) была, если судить по интенсивности желто-коричневой окраски поверхности, заметно выше, чем у пассивированных, причем практически у всех непассивированных образцов имела место общая коррозия.



Рис. 5. Типичный внешний вид 12X18Н10Т-образца после 22,9 лет испытаний



Рис. 6. Типичный внешний вид пассивированного (Al,Mg)-образца после 22,9 лет испытаний



Рис. 7. Типичный внешний вид непассивированного (Al,Mg)-образца после 22,9 лет испытаний

Полученные результаты визуального обследования 12X18Н10Т- и (Al,Mg)-образцов практически полностью совпадали с результатам аналогичных обследований во всех предыдущих освидетельствованиях [4]. Это косвенным образом указало на то, что основные процессы коррозионного повреждения как 12X18Н10Т-, так и (Al,Mg)-образцов прошли еще до первого освидетельствования, выполненного в 1994 году после их 4,5-летних испытаний, то есть в первые один-три года нахождения в воде.

КОЛИЧЕСТВЕННЫЕ ПОКАЗАТЕЛИ КОРРОЗИИ СТАЛЬНЫХ И АЛЮМИНИЙ-МАГНИЕВЫХ ОБРАЗЦОВ

Для количественной оценки показателей коррозии 12X18Н10Т- и (Al,Mg)-образцов в освидетельствовании 2013 года, как и в шести предыдущих, были выполнены измерения их удельных приростов $\Delta m/S$ и скоростей коррозии K_M . Во взвешиваниях участвовали, как и в освидетельствованиях 2007, 2009 и 2010 годов, не все 205 образцов, установленных на испытания в канал КВК-300 в 1990

году, а на 33 образца меньше, так как в конце 2005 года 10 стальных, 10 непассивированных и 13 пассивированных алюминий-магниевых образцов после 15,3-летних испытаний оказались выключенными из дальнейших испытаний в связи с тем, что с их поверхностей при определении глубинных показателей коррозии K_{Π} были удалены (стравлены) накопившиеся продукты коррозии.

Вычисленные из результатов взвешивания 40 стальных и 132 пассивированных алюминий-магниевых образцов значения удельных привесов в очередной раз подтвердили тот зафиксированный во всех предыдущих освидетельствованиях факт, что максимальной коррозионной стойкостью в воде обладают 12X18H10T-образцы, а минимальной – непассивированные (Al,Mg)-образцы. Последнее хорошо иллюстрирует рисунок 7 с совместными данными по результатам всех испытаний образцов в канале КВК-30.

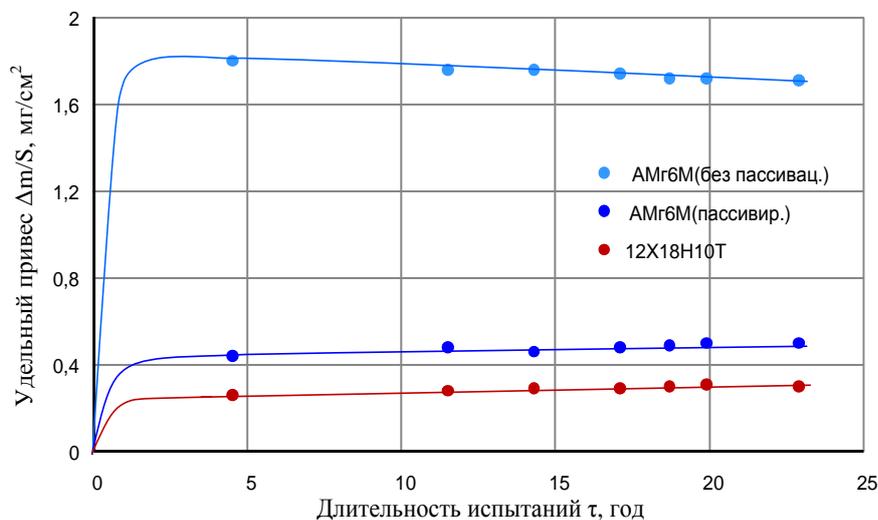


Рис. 8. Кинетика коррозионных изменений масс у 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов канала КВК-300

На рисунке 7 видно, что основные процессы коррозионного повреждения у образцов всех типов прошли в первые один-два года испытаний, то есть еще до первого их освидетельствования. Видно также, что скорости коррозии $\Delta m/(S\tau)$ после первых 4,5 лет испытаний в воде являются весьма невысокими у образцов всех трех типов (0,06, 0,10 и 0,40 мг/(см²·год) соответственно у 12X18H10T- и у пассивированных и непассивированных (Al,Mg)-образцов), а поскольку привесы образцов в дальнейшем почти не изменялись, то эти скорости после первых 11,5, 14,3, 17,1, 18,7, 19,9 и 22,9 лет становились все ниже и ниже, упав к концу испытаний до значений соответственно 0,01, 0,02 и 0,08 мг/(см²·год). Таким образом, результаты освидетельствований всех образцов канала КВК-300 указали на их достаточно высокую коррозионную стойкость в конкретных условиях испытаний.

В дополнение к уже представленным результатам остается указать на результаты измерений глубинных показателей коррозии K_{Π} [5, 6] у образцов канала КВК-300. Эти результаты представляют собой дополнительное свидетельство высокой коррозионной стойкости 12X18H10T- и (Al,Mg)-образцов в воде: после испытаний длительностью 15,3 лет показатели K_{Π} у стальных и алюминий-магниевых (пассивированных и непассивированных) образцов составили [7] соответственно 0,0001, 0,0008 и 0,0018 мм/год. Это означает, что значения глубин Π коррозионного разрушения поверхностей у образцов этих трех типов за более чем 15 лет испытаний весьма незначительны: 1,5 мкм у стальных образцов, 12 мкм у пассивированных и 28 мкм у непассивированных алюминий-магниевых образцов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Обобщены результаты восьми периодических освидетельствований коррозионного состояния образцов-свидетелей из бериллия, нержавеющей сталей, цирконий-ниобиевого, титан-гадолиниевого и алюминий-магниевого сплавов, отслеживающих коррозионное состояние основных деталей реактора ИВГ.1М и его водоохлаждаемых технологических каналов. Методами визуального обследования и измерения коррозионных привесов Δm и скоростей коррозии K_M и K_{Π} выявлена

высокая коррозионная стойкость образцов-свидетелей в дистиллированной воде реактора (на высокую стойкость образцов-свидетелей в воде указывали, прежде всего, их невысокие скорости коррозии K_M и K_{II}). Полученные положительные результаты оценки состояния этих образцов свидетельствовали о возможности дальнейшей безопасной эксплуатации исследовательского реактора ИВГ.1М.

ЛИТЕРАТУРА

1. Контроль состояния узлов, деталей и материалов реактора ИВГ.1М / И. И. Дерявко [и др.] // 20 лет энергетического пуска реактора ИВГ.1 : материалы Научно-практич. конф., Курчатов, Казахстан, 26-28 апр. 1995. – Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1995. – С. 48–51.
2. Радиационная и коррозионная стойкость бериллиевых образцов-свидетелей реактора ИВГ.1М / В. В. Бакланов [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2004. – Вып. 4. – С. 85-89.
3. Контроль состояния деталей активной зоны реактора ИВГ.1М / В. Н. Белоус [и др.] // Исследовательские реакторы в 21 веке : докл. Междунар. конф., Москва, 20-23 июня 2006. – М., ФГУП НИКИЭТ, 2006. – Докл. №98.
4. Жук, Н. П. Курс теории коррозии и защиты металлов / Н. П. Жук. – М. : Metallurgia, 1976. – 472 с.
5. Бакланов, В. В. Коррозионная стойкость в воде образцов алюминиевого сплава и нержавеющей стали / В. В. Бакланов, И. И. Дерявко, Е. В. Малышева // Вестник НЯЦ РК. – 2005. – Вып. 1. – С. 19-22.
6. Фокин, М. Н. Методы коррозионных испытаний / М. Н. Фокин. – М. : Metallurgia, 1986. – 342 с.
7. Отработка методик определения скоростей коррозии алюминий-магниевых образцов в воде / В. В. Бакланов [и др.] // Вестник НЯЦ РК. – 2005. – Вып. 1. – С. 29–33.

СПИСОК АВТОРОВ

- Бакланов В.В., 6
Батырбеков Э.Г., 6
Беляков В.В., 36, 38, 56
Васильев Ю.С., 44, 51, 81, 115
Власенко Ю.П., 48, 64
Вурим А.Д., 6
Гаврилин Ю.И., 48
Ганжа В.В., 41
Гановичев Д.А., 6
Гатиялов К.А., 124
Гныря В.С., 6
Горбаненко О.А., 100
Горбатов А.И., 56
Грознов В.Н., 22
Дараган И.Д., 22, 44
Даулеткелдыев А.Д., 138
Дегтярева Л.С., 44
Денискин В.П., 33, 115
Дериглазов В.И., 48
Дерявко И.И., 59, 95, 105, 111, 130, 138
Дзалбо В.В., 100
Дмитриев Е.С., 48
Дьяков Е.К., 19, 22, 33, 48, 105, 115
Зеленский Д.И., 22, 41, 95, 105
Зуев В.А., 6
Игнашев В.И., 51
Ильенко С.А., 51
Инков А.Ф., 100
Иркимбеков Р.А., 6
Кадников В.П., 41
Кожаметов Е.А., 138
Колбасенков А.Н., 95, 115
Колодешников А.А., 6, 38, 41, 44, 51, 81, 111, 115
Коровиков А.Г., 124
Котов В.М., 36, 48, 56, 64
Коянбаев Е.Т., 6, 138
Ланин А.Г., 105
Маргулис У.Я., 48
Метте В.Л., 85
Нежевенко Л.Б., 33
Нефедов Л.Л., 48
Ольховик Д.А., 124
Павшук В.А., 33, 115
Паршин Н.Я., 33
Перепёлкин И.Г., 105
Пивоваров О.С., 33, 41, 44, 76, 81, 105, 111, 115
Подладчиков Ю.Н., 19, 33
Пономарев-Степной Н.Н., 115
Попов Е.Б., 33
Савчук В.В., 85
Сапатаев Е.Е., 6
Сахаровский В.В., 95
Скаков М.К., 6
Сметанников В.П., 33, 115
Сорокин Б.В., 48, 56
Стороженко А.Н., 105
Тажибаева И.Л., 85
Талызин В.М., 19, 33
Тарасов В.И., 38, 59
Таубин М.Л., 22, 105
Тихомиров Л.Н., 67, 85, 115
Тухватулин Ш.Т., 22, 33, 41, 44, 81, 115
Уласевич В.К., 19, 33, 115
Уренский Н.А., 44, 81
Федик И.И., 19, 33, 105, 115
Хрущ В.Т., 48
Черепнин Ю.С., 28, 33, 36, 85, 88, 105, 115
Чертков Ю.Б., 36, 44, 51, 81, 88
Шеманский В.А., 85
Шестаков В.П., 85
Школьник В.С., 85
Щербатюк В.М., 22, 41

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи предоставляются в электронном виде (на CD, DVD диске или по электронной почте присоединенным [attachment] файлом) в формате MS WORD и печатной копии.

Текст печатается на листах формата А4 (210×297 мм) с полями: сверху 30 мм; снизу 30 мм; слева 20 мм; справа 20 мм, на принтере с высоким разрешением (300-600 dpi). Горизонтальное расположение листов не допускается.

Используются шрифт Times New Roman высотой 10 пунктов для обычного текста и 12 пунктов для заголовков. Пожалуйста, для заголовков используйте стили (Заголовок 1, 2...) и не используйте их для обычного текста, таблиц и подписанных подписей.

Текст печатается через одинарный межстрочный интервал, между абзацами – один пустой абзац или интервал перед абзацем 12 пунктов.

В левом верхнем углу должен быть указан индекс УДК. Название статьи печатается ниже заглавными буквами. Через 3 интервала после названия, печатаются фамилии, имена, отчества авторов и полное наименование, город и страна местонахождения организации, которую они представляют. После этого, отступив 2 пустых абзаца или с интервалом перед абзацем 24 пункта, печатается аннотация к статье на русском языке, ключевые слова и основной текст. В конце статьи, после списка литературы, повторяются блоки «название, авторы, организации, аннотация, ключевые слова» на казахском и английском языке.

Максимально допустимый объем статьи – 10 страниц.

При написании статей необходимо придерживаться следующих требований:

- Статья должна содержать аннотации на казахском, английском и русском языках (130-150 слов) с указанием ключевых слов, названия статьи, фамилии, имени, отчества авторов и полного названия организации, города и страны местонахождения, которую они представляют;
- Ссылки на литературные источники даются в тексте статьи цифрами в квадратных [1] скобках по мере упоминания. Список литературы следует привести по ГОСТ 7.1-2003;
- Иллюстрации (графики, схемы, диаграммы) должны быть выполнены на компьютере (ширина рисунка 8 или 14 см), либо в виде четких чертежей, выполненных тушью на белом листе формата А4. Особое внимание обратите на надписи на рисунке – они должны быть различимы при уменьшении до указанных выше размеров. На обороте рисунка проставляется его номер. В рукописном варианте на полях указывается место размещения рисунка. Рисунки должны быть представлены отдельно в одном из форматов *.tif, *.gif, *.png, *.jpg, *.wmf с разрешениями 600 dpi.
- Математические формулы в тексте должны быть набраны как объект Microsoft Equation или MathType. Химические формулы и мелкие рисунки в тексте должны быть вставлены как объекты Рисунок Microsoft Word. Следует нумеровать лишь те формулы, на которые имеются ссылки.

К статье прилагаются следующие документы:

- 2 рецензии высококвалифицированных специалистов (докторов наук) в соответствующей отрасли науки;
- выписка из протокола заседания кафедры или методического совета с рекомендацией к печати;
- акт экспертизы (экспертное заключение);
- сведения об авторах (в бумажном и электронном виде): ФИО (полностью), наименование организации и ее полный адрес, должность, ученая степень, телефон, e-mail.

Текст должен быть тщательным образом выверен и отредактирован. В конце статья должна быть подписана автором с указанием домашнего адреса и номеров служебного и домашнего телефонов, электронной почты.

Статьи, оформление которых не соответствует указанным требованиям, к публикации не допускаются.

Ответственный секретарь к.ф.-м.н. У.П. Козтаева
тел. (722-51) 2-33-35, E-mail: KOZTAEVA@NNC.KZ

Технический редактор И.Г. Перепелкин
тел. (722-51) 2-33-33, E-mail: IGOR@NNC.KZ

Адрес редакции: 071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 2, зд. 054Б
<http://www.nnc.kz/vestnik>

© Редакция сборника «Вестник НЯЦ РК», 2015

Регистрационное свидетельство №1203-Ж от 15.04.2000 г.
Выдано Министерством культуры, информации и общественного согласия Республики Казахстан

Тираж 300 экз.

Выпуск набран и отпечатан в типографии
Национального ядерного центра Республики Казахстан
071100, Казахстан, г. Курчатов, ул. Красноармейская, 2, зд. 054Б

