

**Батырбеков Э.Г., Вурим А.Д.,
Гайдайчук В.А., Витюк В.А.**

**ИМПУЛЬСНЫЙ
ГРАФИТОВЫЙ
РЕАКТОР:
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ
И ПРИМЕНЕНИЯ
ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ
ТВЭЛОВ И ТВС**



**Батырбеков Э.Г., Вурим А.Д.,
Гайдайчук В.А., Витюк В.А.**

**ИМПУЛЬСНЫЙ ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР:
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПРИМЕНЕНИЯ
ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ТВЭЛОВ И ТВС**

Курчатов - 2023 год

**Батырбеков Э.Г., Вурим А.Д.,
Гайдайчук В.А., Витюк В.А.**

**ИМПУЛЬСНЫЙ ГРАФИТОВЫЙ РЕАКТОР:
ОПЫТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ПРИМЕНЕНИЯ
ДЛЯ ИСПЫТАНИЙ ТВЭЛОВ И ТВС**

Курчатов, 2023

УДК 621.0 (035.3)
ББК 31.4
И54

Одобрено и рекомендовано к изданию научно-техническим советом РГП «Национальный ядерный центр Республики Казахстан». Протокол №6 от 06.10.2023 г.

Рецензенты: Давлетов А.Е. – д.ф.-м.н., профессор, академик НАН РК
Черепнин Ю.С. – д.т.н., профессор

Батырбеков Э.Г., Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Витюк В.А.

Импульсный графитовый реактор: опыт эксплуатации и применения для испытаний твэлов и ТВС: Монография / Эрлан Батырбеков, Александр Вурим, Валерий Гайдайчук, Владимир Витюк. – ООИ «Ишим», 2023. - 208 с.

ISBN 978-601-210-308-3

Монография посвящена значимому вопросу эксплуатации и применения для проведения научных исследований уникальной исследовательской ядерной установки – импульсного графитового реактора, имеющего уникальные характеристики для широкого круга экспериментальных исследований. Рассмотрены аспекты технического и научно-методического обеспечения функционирования реактора и реализации на нем экспериментальных исследований, направленных на определение эксплуатационных пределов ядерного топлива реакторов различного назначения, выработку технических решений по повышению безопасности действующих и проектируемых атомных электростанций.

Монография предназначена для специалистов, работающих в области подготовки и проведения реакторных экспериментов, и студентов старших курсов, специализирующихся в области атомной энергетики и реакторных технологий.

Работа выполнена при финансовой поддержке Комитета науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (Проект программно-целевого финансирования BR21882185 «Исследования в поддержку создания и безопасного функционирования атомной электростанции в Республике Казахстан»).

УДК 621.0 (035.3)
ББК 31.4

(С) Батырбеков Э.Г., Вурим А.Д., Гайдайчук В.А., Витюк В.А., 2023
(С) Курчатov. Национальный ядерный центр Республики Казахстан, 2023

ISBN 978-601-210-308-3



Содержание

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И ТЕРМИНОВ	6
ПРЕДИСЛОВИЕ	9
1. ВВЕДЕНИЕ	11
2. РЕАКТОР ИГР: НЕОБХОДИМОСТЬ, ОСНОВАНИЕ И КРАТКАЯ ИСТОРИЯ СОЗДАНИЯ	13
2.1 Основание для создания реактора	13
2.2 НИОКР в обоснование конструкторских и технологических решений	14
2.3 Основные этапы проектирования, строительства, монтажа и наладки.....	16
2.4 Физические и энергетические пуски реактора после завершения его сооружения.....	19
2.4.1 Физический пуск реактора с проектной активной зоной (7,46 кг ^{235}U).....	19
2.4.2 Энергетический (“горячий”) пуск реактора с проектной активной зоной (7,46 кг ^{235}U).....	20
2.5 Физический пуск реактора с модифицированной активной зоной (9,0 кг ^{235}U).....	22
2.5.1 Результаты физического пуска реактора с модифицированной активной зоной (9,0 кг ^{235}U).....	22
2.5.2 Энергетический (“горячий”) пуск реактора с модифицированной активной зоной (9,0 кг ^{235}U).....	23
3. КОНСТРУКЦИЯ И ОСНОВНЫЕ ТЕХНИЧЕСКИЕ ДАННЫЕ РЕАКТОРА И ЕГО СОСТАВНЫХ ЧАСТЕЙ.....	24
4. СИСТЕМЫ РЕАКТОРА И ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ УСТАНОВКИ	37
4.1 Системы реактора	37
4.2 Экспериментальные установки	42
5. РЕКОНСТРУКЦИИ И МОДИФИКАЦИИ РЕАКТОРА И СИСТЕМ	46
6. ЭКСПЛУАТАЦИЯ РЕАКТОРА	49
6.1 Организационно-технические условия и безопасность.....	49
6.2 Конструкторские и технологические недостатки проектных решений	52

6.3 Экспериментальные устройства: нарушения, отказы, аварийные ситуации и аварии, их причины и последствия.....	54
--	----

7. ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

И ИСПЫТАНИЯ НА РЕАКТОРЕ ИГР	57
7.1 Основные области прикладного применения реактора ИГР	57
7.2 Испытания газоохлаждаемых ТВС реакторов ЯРД.....	59
7.3 Испытания азотных петлевых каналов и ТВС	66
7.4 Ампульные испытания твэлов ВВЭР-1000	72
7.4.1 Общие сведения об ампульных испытаниях твэлов ВВЭР-1000.....	72
7.4.2 Серия 50Ф	75
7.4.3 Серия 56Ф.....	77
7.4.4 Серия 63Ф.....	77
7.4.5 Серия 70Ф.....	78
7.4.6 Серия 92Ф.....	79
7.4.7 Серия 96Ф.....	82
7.4.8 Серия 101Ф.....	96
7.4.9 Серия 102Ф.....	100
7.4.10 Серия 103Ф.....	102
7.4.11 Серия 104Т.....	105
7.4.12 Заключение к разделу об ампульных испытаниях твэлов ВВЭР-1000	108
7.5 Испытания канала КИПР-100.....	112
7.6 ТВС исследовательского реактора ИВВ-2М	114
7.7 Реакторные испытания модельных твэлов реакторов транспортного назначения	118
7.8 Реакторные эксперименты с плавлением топлива и конструкционных материалов реактора ВВЭР-1000.....	118
7.9 Исследования поведения топлива реакторов на быстрых нейтронах БН-800, БРЕСТ-300 и БРЕСТ-ОД-300	124
7.9.1 Ампульные экспериментальные устройства и модельные твэлы	124
7.9.2 Серия 109Ф.....	128
7.9.3 Серия 112Ф.....	129
7.9.4 Серия 117Ф.....	130
7.9.5 Основные результаты ампульных испытаний твэлов реакторов БН-800 и БРЕСТ	135
7.9.6 Испытания твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300.....	136
7.10 Реакторные испытания керметных твэлов	140

7.11 Программа EAGLE	142
7.11.1 Общие сведения о программе EAGLE	142
7.11.2 Эксперименты GP	145
7.11.3 Эксперимент WF.....	146
7.11.4 Эксперимент WF-2	151
7.11.5 Эксперимент FD	154
7.11.6 Эксперименты ID-1, ID-2.....	158
7.11.7 Эксперимент SFD	162
7.11.8 Эксперименты ID-3 и ID-4.....	164
7.11.9 Эксперимент ID-5.....	167
7.11.10 Эксперимент ID-6.....	170
7.11.11 Эксперимент ID-7	174
7.11.12 Основные результаты экспериментов по программе EAGLE	177
8. Расчетно-экспериментальные исследования физических эффектов активной зоны реактора	180
8.1 Совместные исследования РФЯЦ ВНИИТФ (Россия) и НЯЦ РК.....	180
8.2 Работы НЯЦ РК по совершенствованию расчетного моделирования реактора ИГР	181
9. Экспериментальные методики	187
9.1 Мотивация разработок специализированных экспериментальных методик	187
9.2 Спектрометрический (активационный) метод определения энерговыведения в топливных элементах	187
9.3 Методика определения энерговыведения в экспериментальных устройствах по результатам измерений температуры.....	188
9.4 Методики определения массы и положения топлива в ЦЭК реактора ИГР	189
10. Текущее состояние реактора и остаточный срок службы	193
11. Заключение.....	195
Руководители КИР ИГР	198
Список источников	200

Список сокращений и терминов

АН СССР - Академия наук СССР

АО “ГНЦ НИИАР” - Акционерное общество “Государственный научный центр - Научно исследовательский институт атомных реакторов”

АО “НИКИЭТ” - Акционерное общество “Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники”

АО “УМЗ” - Акционерное общество «Ульбинский металлургический завод»

АР - стержень автоматического регулирования СУЗ

АРМ - автоматический регулятор

АУП - ампульное устройство плавления

БИГР - быстрый импульсный графитовый реактор

БН - реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем

БРЕСТ - реактор на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем

БЭК - боковой экспериментальный канал

ВВЭР - водо-водяной энергетический реактор

ВОТК - водоохлаждаемый технологический канал

ВС - вспомогательные системы

Гидра - исследовательский растворный ядерный реактор

ГСПИ - Государственный союзный проектный институт Министерства связи СССР

ГКАТ - Государственный комитет по авиационной технике

ИВВ - исследовательский водо-водяной гетерогенный ядерный реактор

ИВГ - исследовательский ядерный реактор с газовым охлаждением

ИГР - импульсный графитовый реактор

ИНК - источник нейтронов

ИХФ АН СССР - Институт химической физики АН СССР

ЗИИ2-01 - канал измерения физической мощности ядерного реактора импульсный логарифмический

КИП и А - контрольно-измерительные приборы и автоматика

КИПР - канал исследований предельных режимов

КИР ИГР - комплекс исследовательского реактора ИГР

КНК, КНТ - ионизационные камеры деления токовые

КС - компенсирующий стержень системы управления и защиты

КтВ - внутризонная триаксиальная камера деления

КТМС ХА - кабель термопарный, с минеральной изоляцией, в стальной оболочке, хромель-алюмелевый

КЭДН - комптоновский эмиссионный детектор нейтронов

КЭТ - канал экспериментальный технологический
МВО СССР - Министерство высшего образования СССР
МО СССР - Министерство обороны СССР
МСМ - Министерство среднего машиностроения
МЭП СССР - Министерство электронной промышленности СССР
НА - неподвижная ампула
НИИ - научно-исследовательский институт
НИОКР - научно-исследовательские и опытно конструкторские работы
НЧ АЗ - неподвижная часть активной зоны
НЯЦ РК - Национальный ядерный центр Республики Казахстан
ОКБ - опытно-конструкторское бюро
ОУ - облучательное устройство
ПГС - испытательный пневмогидравлический стенд
ПС - пусковой стержень
ПУ - петлевая установка
ПЧ АЗ - подвижная часть активной зоны
ПЭВМ - персональная электронно-вычислительная машина
ПЭУ - петлевая установка
РВД - реактор взрывного действия
РНЦ “Курчатовский институт” - Российский научный центр
“Курчатовский институт”
РР - стержень ручного регулирования
РФЯЦ ВНИИТФ - Российский федеральный ядерный центр -
Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики
СМ СССР - Совет Министров СССР
СНМ - ионизационная камера импульсная
СРК - система радиационного контроля
СТК - система технологического контроля
СУЗ - система управления и защиты
СЭСС - система электроснабжения, связи и сигнализации
ТВС - тепловыделяющая сборка
ТСР - технологическая система реактора
ТТС - транспортно-технологическая систем
ТЭП - термоэлектрический преобразователь
УС - стержень уравнивательный
ЦВР-11 - прибор измерения реактивности
ЦК КПСС - Центральный комитет Коммунистической партии
Советского Союза
ЦМТУ - центральное межрегиональное территориальное управление
ЦЭК - центральный экспериментальный канал
ЯРД - ядерный ракетный двигатель
ЯЭДУ - ядерная энергодвигательная установка

EAGLE - Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities, эксперименты по обоснованию логики предотвращения аварии с повторной критичностью

FCI - Fuel-Coolant Interaction, взаимодействие топлива с теплоносителем

FD - Fuel Disruption, эксперимент с разрушением топлива

GP - Gas Pressurization, эксперимент по измерению содержания примесных газов в топливе

ID - Integral Demonstration, интегральный демонстрационный эксперимент

JAEA - Japan Atomic Energy Agency, Агентство по атомной энергии Японии

JAERI - Japan Atomic Energy Research Institute, Научно-исследовательский институт по атомной энергии Японии

JAPC - Japan Atomic Power Company, Атомно-энергетическая компания Японии

JNC - Japan Nuclear Cycle Development Institute, Японский институт развития ядерного топливного цикла

LOCA - Loss of Coolant Accident, авария с потерей теплоносителя

MYRRHA - Multipurpose Hybrid Research Reactor for High-tech Applications, многоцелевой гибридный исследовательский реактор

NSSR - Nuclear Safety Research Reactor, ядерный реактор для исследований по безопасности

SFD - Short FAIDUS Demonstration, эксперимент для изучения движения расплава вверх по внутренней трубе ТВС

SPERT - Special Power Excursion Reactor Test, исследовательский ядерный реактор

TREAT - Transient Reactor Test Facility, исследовательский ядерный реактор

ULOF - Unprotected Loss of Flow, незащищенная потеря теплоносителя

WF - Wall Failure, эксперимент по изучению параметров разрушения стальной стенки расплавом

Предисловие

История эксплуатации реактора ИГР [1], которая, по существу, является историей выполненных на нем экспериментальных исследований, началась в 1961 году, когда состоялся энергетический пуск реактора. С тех пор не только много воды утекло, но и поменялась карта мира, и уже более 30 лет реактор эксплуатируется Национальным ядерным центром Республики Казахстан, при этом справедливым будет добавить, что эксплуатируется весьма успешно.

В настоящее время на реакторе ИГР выполняются сложнейшие исследования, многие из которых могут быть реализованы только на нем благодаря его выдающимся техническим параметрам. При этом специалисты Национального ядерного центра (далее – НЯЦ РК) разработали и освоили уникальные экспериментальные технологии, которые в совокупности с опытом ученых НЯЦ РК и эксплуатационного персонала реактора ИГР обеспечили постоянный высокий интерес к нему со стороны мирового профессионального сообщества. Текущее состояние реактора ИГР, без сомнения, является успешным, несмотря на то что дорога к этому успеху началась практически с «чистого листа» в середине 90-х годов прошлого века, когда были разорваны практически все связи с партнерами из России - авторами всех экспериментальных программ, изготовителями экспериментального оборудования и потребителями экспериментальных результатов, полученных в исследованиях на реакторе во времена СССР. В «багаже» НЯЦ РК в то время оставался только опыт эксплуатации реактора и незначительный задел в области разработки экспериментальных устройств и схем проведения внутриреакторных экспериментов.

Сейчас можно уверенно констатировать, что реактор ИГР не только пережил тяжелые времена, но и приобрел новые уникальные качества, определяющие позитивные перспективы его дальнейшего использования.

В этой связи группа специалистов НЯЦ РК сочла полезным обобщить опыт эксплуатации реактора ИГР и систематизировать информацию о выполненных разработках и достигнутых научных и практических результатах с тем, чтобы сохранить знания, накопленные за годы его применения в качестве одного из самых мощных источников нейтронов в мире, сделать эти знания доступными, в первую очередь, для молодых сотрудников НЯЦ РК, вовлеченных во внутриреакторные эксперименты, проводимые на ис-

следовательских реакторах НЯЦ РК, а также для всех, кому интересна эта информация.

Впервые успешная попытка обобщения истории и опыта применения реактора ИГР была предпринята в обзоре «Импульсный графитовый реактор. Опыт эксплуатации и экспериментальных исследований» [2] в 1997 году В.А. Пахницем, руководившим в те годы реактором ИГР в должности главного инженера. Материалы к обзору готовила рабочая группа, в состав которой входили заместитель главного инженера Ю.М. Казьмин, начальник службы эксплуатации и испытаний В.А. Гайдайчук, начальники смен службы эксплуатации и испытаний А.Г. Левин и А.С. Скивка. Нетрудно догадаться, что в этом обзоре описан опыт применения реактора ИГР, накопленный, преимущественно, во времена бывшего СССР и раннего постсоветского периода, в течение которого, так или иначе, доводились до завершения программы, начатые в 80-х годах.

Этот обзор стал хорошей отправной точкой для подготовки данной книги, особенно в части описания истории создания и эксплуатации реактора. Авторы выражают огромную признательность коллективу реакторного комплекса ИГР, усилиями которого выполнен и продолжает выполняться огромный объем работы по безопасной эксплуатации реактора, проведению на нем передовых экспериментальных исследований, результаты которых сегодня востребованы международным научным сообществом, и представлены в данном труде. Большая заслуга в этом у людей, в разное время руководивших реакторным комплексом ИГР.

Авторы посчитали необходимым показать в заключительной части книги руководителей всех лет, внесших свой начимый вклад в функционирование и развитие ИГР. Вместе с тем, следует отметить особенную роль этой работе Владимира Анатольевича Пахница, который на протяжении пятнадцати лет (с 1986 по 2000 гг.), в том числе определенно не простого для страны периода становления и развития, руководил реакторным комплексом ИГР и сделал очень много для того, чтобы эта установка не только сохранила свои уникальные возможности, но и приносила пользу мировой науке. Памяти этого человека, а также всем бывшим и действующим сотрудникам организаций и предприятий, работавших и работающих на реакторе ИГР, посвящается и адресуется эта книга.

Авторы выражают благодарность за участие в подготовке книги сотрудникам Института атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан Котляру А.Н., Миллеру А.А., Иркимбекову Р.А., Богомоловой И.Н., Должикову С.А., Мухамедову Н.Е.

1. Введение

Импульсный графитовый реактор ИГР (Рисунок 1), который расположен на территории бывшего Семипалатинского испытательного полигона (Рисунок 2) и эксплуатируется в настоящее время Республиканским государственным предприятием «Национальный ядерный центр Республики Казахстан», был создан в 1960 году (год достижения критичности) и начал эксплуатироваться с 1961 года. Реактор относится к классу исследовательских реакторов гомогенного типа с твердой уранграфитовой неохлаждаемой активной зоной, работает в режиме программируемых импульсов мощности и самогасящихся нейтронных вспышек.



Рисунок 1 - Реактор ИГР в настоящее время



Рисунок 2 - Местоположение комплекса исследовательского реактора ИГР на территории СИП

Прототипом реактора ИГР является американский импульсный графитовый реактор TREAT [3], который был построен в 1958 году, однако у последнего интегральная мощность на порядок ниже, чем у ИГР.

Задачи, которые решались и решаются с использованием реактора ИГР, чрезвычайно разнообразны. Они охватывают различные области применения - физика реакторов, реакторные технологии, испытания реакторного топлива в критических тепловых режимах, радиационную стойкость и многое другое.

Акцентируя внимание на внутриреакторных испытаниях твэлов и ТВС энергетических реакторов, следует отметить, что они остаются одним из общепризнанных и надежных методов получения экспериментальной информации для верификации существующих и разрабатываемых компьютерных кодов, описывающих поведение топлива в энергетических реакторах на различных режимах, включая аварийные, а также для прямой экспериментальной оценки работоспособности твэлов и тепловыделяющих сборок [4, 5, 6, 7, 8, 9, 10, 11].

Эксплуатационные характеристики исследовательского реактора ИГР в совокупности с всесторонним опытом внутриреакторных исследований, накопленным эксплуатирующим персоналом и изложенным в экспериментальных методиках [12, 13, 14, 15, 16, 17, 18], позволяют реализовывать программы изучения процессов развития тяжелых аварий ядерных реакторов в масштабах модельных ТВС вплоть до полного расплавления топливной композиции, последующего взаимодействия расплава с материалами и конструктивными элементами активной зоны исследуемых реакторов, в том числе в условиях моделирования остаточного энерговыделения в образовавшемся расплаве.

В целом, за время жизни реактора ИГР, получено большое количество экспериментальной информации, накоплен значительный опыт его эксплуатации, как и использования петлевых установок и стендового оборудования, который актуален и востребован и в настоящее время. Все это предопределяет целесообразность попытки объединения архивных и современных материалов, относящихся к различным этапам существования реактора ИГР, в рамках одного документа.

В настоящей книге описаны основные этапы сооружения реактора, приведены сведения о его конструкции, физико-технических характеристиках, эксплуатационных особенностях и условиях обеспечения безопасной работы, дана информация о направлениях экспериментальных исследований, стендовых и петлевых установках, испытанных объектах и основных результатах экспериментальных программ и отдельных испытаний по различным направлениям совершенствования объектов использования атомной энергии.

При написании этой книги была использована информация из большого количества источников, при этом перечень ссылок на эти документы представляет самостоятельный интерес и является безусловно полезным как документальное свидетельство богатейшей истории не только реактора ИГР, но и правопреемника этой истории – Республиканского государственного предприятия «Национальный ядерный центр Республики Казахстан».

2. Реактор ИГР: необходимость, основание и краткая история создания

2.1 Основание для создания реактора

Необходимость создания реактора ИГР стала очевидной в 50-х годах, когда была поставлена задача экспериментальных исследований нестационарных физических процессов, происходящих в импульсных реакторах. На новом реакторе предполагалось проводить изучение динамики и безопасности при больших значениях вводимой положительной реактивности, а также исследовать поведение топливных и конструкционных элементов при высоких скоростях изменения мощности энерговыделения и температуры.

Основанием для создания реактора ИГР стало Постановление ЦК КПСС и СМ СССР № 518-246 от 13 мая 1958 года, которым предусматривалось построить на объекте № 905 МО СССР экспериментальную установку с высокотемпературным гомогенным графитовым реактором.

Исторически, от первого совещания об организации работы по созданию реактора “Доуд-3”, которое провел академик И.В. Курчатов 19 декабря 1957 года (“сделать реактор до моего третьего удара”), и выхода Постановления о создании, до энергетического (“горячего”) пуска реактора ИГР в 1961 году прошло три года. Примечательно, что уже во второй половине мая 1958 года была произведена посадка на местности реакторного здания, в июне - отрывка котлована, а 19 октября 1959 года комиссия под председательством М.А. Казаченко приняла в эксплуатацию первоочередной общестроительный комплекс объекта с технологическим оборудованием. Об этом впоследствии, 22.10.1959 г., было доложено акад. А.П. Александрову и выражена просьба о принятии срочных мер по организации пускового персонала для проведения физического пуска реактора. Вскоре после выхода Постановления ЦК КПСС и СМ СССР № 711-339 от 30.06.1958 г. о создании ядерного ракетного двигателя было принято решение об испытаниях твэлов ЯРД на реакторе ИГР, и вслед за этим академики И.В. Курчатов и М.В. Келдыш в своей переписке с руководством МО СССР настаивали на подготовке персонала для эксплуатации и испытаний, на оказании всемерной технической и организационной помощи для обеспечения ввода в действие реактора и его экспериментальных систем в кратчайшие сроки.

В 1959-1961 гг. в создании реактора, кроме Института атомной энергии АН СССР, прилагавшего наибольшие усилия, участвовал большой ряд организаций и предприятий различных министерств и ведомств СССР, основными из которых являлись: Министерство среднего машиностроения; НИИ № 8 МСМ; НИИ № 1011 МСМ; ГСПИ № 12 МСМ; предприятия п/я 1055, п/я 123, п/я 40, п/я 14 Главного монтажного управления МСМ; Министерство

Глава 2. Реактор ИГР

обороны; 6 и 12 управления МО; в/ч 52605; в/ч 31516; Госкомитет по авиационной технике; НИИ № 1 ГКАТ; ОКБ № 670 ГКАТ; ИХФ АН СССР; МЭП и МВО СССР и др. Благодаря такому объединению организаций-участников, их напряженной работе, вниманию и непосредственному участию высшего руководства организаций, стало возможным уже в 1962 году провести первую серию испытаний твэлов ЯРД на реакторе ИГР.

Эти краткие сведения показывают, какое важное значение придавалось скорейшему созданию реактора ИГР и дальнейшему его использованию для испытаний топлива.

Научное руководство созданием реактора ИГР было возложено на С.М. Фейнберга, чл.-корр. АН СССР, профессора, начальника сектора № 14 ИАЭ им. И.В. Курчатова.

Первым начальником Экспедиции № 361 - главным инженером объекта ИГР был назначен Б.В. Петунин. Непосредственное руководство созданием комплекса реактора ИГР осуществлял зам. начальника Экспедиции № 361 М.А. Казаченко.

2.2 НИОКР в обоснование конструкторских и технологических решений

Сооружению реактора предшествовал ряд расчетных исследований и экспериментальных отработок и проверок, которые были положены в основу при разработке конструкции составных частей реактора и технологии их изготовления. Одновременно, результаты исследований позволили обосновать работоспособность основных элементов реактора и безопасную эксплуатацию реактора в целом. Последующий длительный (свыше 60 лет) период использования реактора подтвердил правильность принципиальных конструкторских и технологических решений.

В Таблице 1 приведены основные НИОКР, выполненные на этапах разработки и создания реактора.

Таблица 1. НИОКР при разработке и создании реактора ИГР

№ п/п	Наименование, задача и период проведения работы	Результаты работы, информационный источник
1	2	3
1	Физические расчеты реактора (май, 1958)	Определены нейтронно-физические характеристики реактора: эффективный коэффициент размножения - 1.281, 1.077, 0.916 для температуры 300, 1400, 3000 К соответственно; эффективность органов регулирования с различной концентрацией гадолиния при указанной температуре; энерговыделение в активной зоне - 3.28×10^9 кал за 100 с работы, что соответствовало 4.26×10^{20} делений; ослабление потока нейтронов при прохождении им активной зоны до ионизационной камеры $\sim 10^4$; выброс активности за счет ИРГ после 24-часового останова реактора - 5000 Ки и др. данные.

Продолжение таблицы 1

№ п/п	Наименование, задача и период проведения работы	Результаты работы, информационный источник
1	2	3
2	Разработка метода пропитки графита водным раствором уранилдинитрата для получения равномерного распределения урана в графитовых блоках активной зоны (1958)	Получена концентрация урана, обогащенного до 90% ^{235}U , в графите 3,1 г/кг. Неравномерность распределения урана в графитовом блоке составила 2,3...2,7. Количество ^{235}U в блоке (твэле) 5,02...6,167 г. Более поздние исследования, которые были выполнены в процессе подготовительных работ к конверсии ИГР на низкообогащенное топливо, не подтвердили эту информацию. Было экспериментально показано, что распределение урана в графитовом блоке является практически равномерным.
3	Исследование термостойкости уранграфитовых элементов активной зоны для определения пределов работоспособности (1958, 1975, 1978, 1979)	Значения термических напряжений в экспериментальном графитовом образце, не имеющем никаких признаков разрушения, составляют 120...330 кгс/см ² . Расчетная оценка допускаемых термонапряжений по экспериментальным данным для режима нейтронной вспышки с разогревом до 2500°C дает значения 210...580 кгс/см ² [27]. Установлена предельная эксплуатационная температура активной зоны в 1400 К.
4	Расчет теплового расширения графитовых колонн кладки реактора (1959)	Определены линейные перемещения и искривления “холодных” и “горячих” колонн кладки активной зоны и отражателя, даны рекомендации оптимального размещения колонн и замкового крепления их верхних торцов.
5	Расчет перемещения органов регулирования в режимах длительного поддержания мощности и режиме максимальной мощности при реализации нейтронной вспышки (1958)	Определена временная зависимость между мощностью, энерговыделением и вносимой реактивностью органов регулирования с учетом температуры, рассчитаны значения реактивности при режимах с гашением и без гашения реактора. Установлено, в частности, что характерное время срабатывания органов регулирования для получения максимальной мощности и гашения реактора составляет по порядку величины 10^{-2} с.
6	Испытания графитовых стержней регулирования на деформируемость и сопротивление отрыву при высокой температуре (1960)	Подтверждено, что конструкция стержня удовлетворяет требованию прочности при следующих условиях: рабочая среда - аргон, гелий; температура среды - 2500°C, длительность испытаний стержня при 2500°C - 100 часов; количество теплосмен с нагревом от 1000°C до 2500°C - 5; величина статической растягивающей нагрузки - 10 кг. Изменений формы, размеров, качества поверхности, резьбы, свинчивания, а также наличие видимых искривлений детали стержня не обнаружено.

Глава 2. Реактор ИГР

Окончание таблицы 1

№ п/п	Наименование, задача и период проведения работы	Результаты работы, информационный источник
1	2	3
7	Исследования системы регулирования (1959)	Разработана и обоснована методика регулирования на базе нелинейного профильного элемента следящей системы перемещения компенсирующих стержней, обеспечившая отклонение нейтронной мощности от заданного уровня не более 5%.

2.3 Основные этапы проектирования, строительства, монтажа и наладки

В Таблице 2 приведены сведения об основных этапах строительства реактора ИГР.

Таблица 2. Этапы строительства реактора ИГР

№ п/п	Наименование	Срок выполнения	Исполнитель
1	2	3	4
1	Разработка генерального плана установки ДОУД-3	июль 1958	п/я 2511
2	Рабочее проектирование архитектурно-строительной части реакторного здания (здания 1)	июнь 1958	п/я 2511
3	То же, теплотехнической и технологической части здания 1	сентябрь 1958	п/я 2511
4	То же, электротехнической части здания 1	сентябрь 1958	п/я 2511
5	То же, КИП и А части	ноябрь 1958	п/я 2511
6	Разработка конструкторской документации реактора	май ... ноябрь 1958	п/я 788
7	Разработка технологического процесса на монтаж реактора	июнь 1958	п/я 788
8	Посадка и разбивка здания 1 на местности в соответствии с генпланом [34]	май 1958	в/ч 52605, в/ч 31516, в/ч 67256
9	Производство основных строительных работ по зданию 1 и передача его под монтаж первой очереди	декабрь 1958	в/ч 31516, п/я 1055, п/я 3393
10	Завершение строительства и прием в эксплуатацию главного зала (зала размещения реактора)	октябрь 1959	Эксп. № 361, в/ч 52605, в/ч 01801
11	Монтаж основных металлоконструкций реактора (бункера, опорной плиты, бака, корпуса и др.)	октябрь 1959	п/я 1055, п/я 3393

Окончание таблицы 2

№ п/п	Наименование	Срок выполнения	Исполнитель
1	2	3	4
12	Завершение общестроительного комплекса объекта 361 и прием в наладку технологического оборудования	октябрь 1959	п/я 3393, Эксп. № 361, в/ч 31516, в/ч 67256, в/ч 52605, в/ч 92888
13	Монтаж и демонтаж макетной графитовой кладки, не содержащей урана в активной зоне	май 1960	п/я 3393, п/я 1055, п/я 788
14	Монтаж проектной графитовой кладки активной зоны и отражателя	май...июнь 1960	п/я 3393, п/я 1055, п/я 788
15	Разработка программы первоочередных измерений после монтажа кладки реактора при "нулевой" мощности и программы физического пуска	апрель 1960	п/я 3393
16	Физический пуск	7 июня 1960	п/я 3393
17	"Горячий" (энергетический) пуск	1 августа 1961	п/я 3393
18	Реконструкция реактора	сентябрь 1966 - - ноябрь 1967	п/я 3393
19	Физический пуск после реконструкции	20 октября 1967	п/я 3393
20	"Горячий" (энергетический) пуск после реконструкции	5 марта 1968	п/я 3393

Рисунки 3, 4 и 5 иллюстрируют состояние комплекса реактора ИГР в разные годы его строительства.



Рисунок 3 - 1962 год. Здание реактора



Рисунок 4 - 1967 год. Здание реактора с пристройками технологических систем



Рисунок 5 - 1985 год. Практически законченный строительством КИР ИГР

2.4 Физические и энергетические пуски реактора после завершения его сооружения

2.4.1 Физический пуск реактора с проектной активной зоной (7,46 кг ^{235}U)

Работы по подготовке и проведению физического пуска реактора ИГР были выполнены в период с 15 мая по 25 июня 1960 года. 7 июня 1960 года реактор был выведен в критическое состояние при поднятой подвижной части активной зоны до отметки 772,5 мм и полностью введенных в активную зону стержнях регулирования Р1...Р8, что соответствовало одному из штатных рабочих состояний реактора. Аварийная защита обеспечивалась 3-мя выведенными из активной зоны и отражателя стержнями аварийной защиты. В последующем достигалась критичность реактора при различных состояниях активной зоны и органов регулирования, были проведены физические измерения и получены экспериментальные значения нейтронно-физических характеристик реактора. Основным результатом физического пуска явилось экспериментальное подтверждение избыточной реактивности реактора в 0,2, установленной проектным заданием для активной зоны с загрузкой 7,46 кг по ^{235}U . Измеренное значение избыточной реактивности в штатном положении (без стержней) составило $0,19 \pm 0,02$. После того, как была выявлена возможность достройки (увеличения толщины) бокового отражателя, и последнее было осуществлено, избыточная реактивность составила $0,21 \pm 0,02$.

Физическому пуску реактора предшествовал ряд программных, технических и организационных мероприятий, обеспечивших безопасное проведение работы и достижение заданных характеристик реактора. В Таблице 3 приведены основные работы, выполненные на этапах подготовки и проведения физического пуска.

Таблица 3. Этапы подготовки и проведения физического пуска реактора ИГР

№ п/п	Наименование	Срок выполнения
1	2	3
1	Разработка программы физического пуска реактора	июль 1959
2	Разработка инструкции по проведению "холодного" физического пуска	февраль 1960
3	Разработка порядка проведения монтажа и доведения до критического состояния реактора	февраль 1960
4	Разработка порядка монтажа кладки и доведения до критического состояния реактора	март 1960
5	Назначение комиссии по проверке готовности к физическому пуску реактора	26 марта 1960

Окончание таблицы 3

№ п/п	Наименование	Срок выполнения
1	2	3
6	Расстановка персонала и выпуск графика монтажных работ при доведении реактора до критического состояния	16 мая 1960
7	Проверка готовности реактора РВД и обслуживающего персонала к физическому пуску	17 мая 1960
8	Демонтаж макетной кладки и подготовка нижнего отражателя для штатной кладки	20 - 24 мая 1960
9	Монтаж штатной кладки	28 мая - 4 июня 1960
10	Достижение критичности при нижнем положении подвижной части активной зоны	6 июня 1960
11	Достижение критичности при верхнем положении подвижной части активной зоны	7 июня 1960
12	Выпуск технического решения о подготовке “горячего” (энергетического пуска)	

2.4.2 Энергетический (“горячий”) пуск реактора с проектной активной зоной (7,46 кг ^{235}U)

28 июня 1961 года комиссией под председательством Н.Н. Пономарева-Степного была проведена проверка готовности реактора к “горячему” пуску. Из технологических систем были подготовлены водяные контуры охлаждения корпуса реактора, столика подвижной части активной зоны и газовакуумный контур. 18 июля 1961 г. акад. Александров А.П. запросил у руководства Госкомитета по использованию атомной энергии разрешение на проведение первого этапа “горячего” пуска ИГР с разогревом активной зоны до 1000°C.

1 августа 1961 года был проведен первый “горячий” пуск реактора, и температура активной зоны на пуске составила 1007°C. Функцию пускового органа выполняла подвижная часть активной зоны, перемещением которой до отметки 714 мм реактор был выведен в критическое состояние при нижнем положении остальных стержней, а затем с отметки 490 мм до 1125 мм подвижная часть кладки была поднята с максимальной скоростью и последующим включением компенсирующих стержней и автоматического регулятора. Длительность пуска составила 5 мин.

Основными результатами пуска были следующие:

1) в измерительном канале б-8 получен флюенс тепловых нейтронов $1,98 \times 10^{16} \text{ см}^{-2}$, что обеспечивало, по расчетным оценкам, получение флюенса в центральном экспериментальном канале $3,85 \times 10^{16} \text{ см}^{-2}$. Это значение флюенса позволяло проводить испытания твэлов по программе ЯРД, из условий которых плотность потока тепловых нейтронов составляла $5 \times 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, а длительность – 10 с;

2) подтверждена безопасная работа технологических контуров реактора, измерены их теплотехнические характеристики;

3) определена интегральная эффективность подвижной части кладки при разогреве, установлена необходимость увеличения скорости перемещения кладки как пускового органа в 1,5 раза;

4) измерена радиационная обстановка и получены значения мощности дозы и активности на различных отметках реактора и в рабочих помещениях, в частности, интегральная доза гамма-излучения на верхнем перекрытии реактора (плите биологической защиты - «биоплите») составила $0,3...0,4 \times 10^{-2}$ Гр.

Кроме того, были получены данные о распределении плотности потока нейтронов, температурной зависимости реактивности, связи между активацией детектора, абсолютным значением потока нейтронов, разогревом кладки и показаниями ионизационных камер, а также ряд других эксплуатационных сведений.

“Горячий” пуск реактора был проведен в соответствии с программой, утвержденной Н.А. Доллежалем и С.М. Фейнбергом в ноябре 1960 г.

Вид плиты биологической защиты реактора с приводами стержней регулирования СУЗ и элементами экспериментального оборудования по состоянию на 1962 год показан на Рисунке 6.

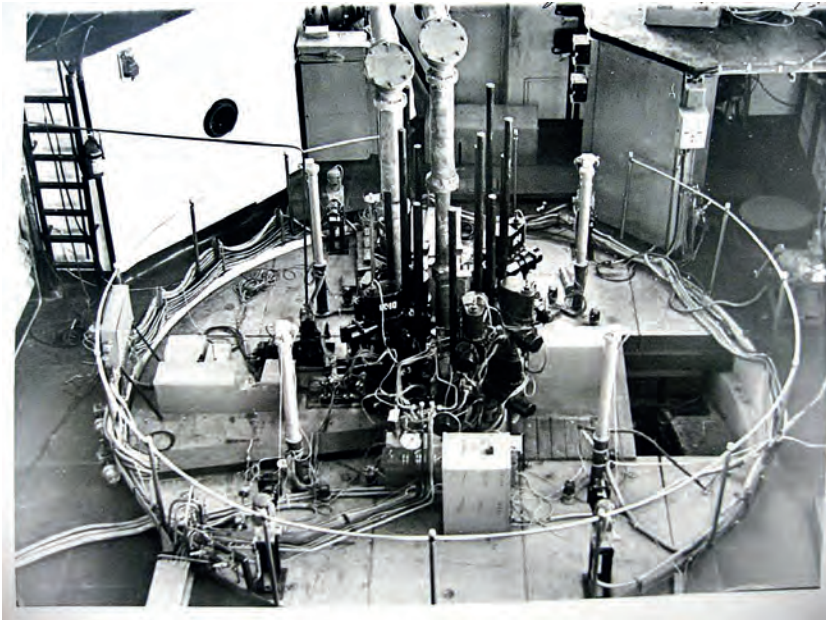


Рисунок 6 - Реактор ИГР в 1962 году.
Вид на приводы стержней регулирования СУЗ

2.5 Физический пуск реактора с модифицированной активной зоной (9,0 кг ^{235}U)

2.5.1 Результаты физического пуска реактора с модифицированной активной зоной (9,0 кг ^{235}U)

22 декабря 1966 года было принято решение о модификации активной зоны реактора, и в сентябре 1967 года она была проведена. Результатом этой работы явилось увеличение диаметра центрального экспериментального канала со 180 мм до 290 мм и увеличение загрузки активной зоны по ^{235}U с 7,46 до 9,0 кг.

Работа по программе физического пуска, утвержденной акад. Александровым А.П., была начата 19 октября 1967 года и проводилась в два этапа: первый - до 30.10.1967, после завершения монтажа кладки реактора, второй - с 01.12.1967 по 12.12.1967, после реконструкции центрального экспериментального канала.

20 октября 1967 года был проведен первый физический пуск при полном подъеме и совпадении верхней и нижней границ подвижной и неподвижной частей активной зоны. Реактор был выведен в критическое состояние посредством временных стержней РС, изготовленных из кадмия в алюминиевой оболочке. В последующем временные стержни были заменены штатными - из графита с окисью гадолиния, и эксперименты были продолжены.

В процессе физического пуска были определены критические состояния реактора при различных положениях органов регулирования и избыточная реактивность реактора в “холодном” состоянии, которая составила $18 \pm 2 \beta_{\text{эф}}$, - это оказалось значительно ниже расчетной величины - $30,9 \beta_{\text{эф}}$. Для достижения последней: была увеличена высота подвижной части с 1330 мм до 1463 мм; в центре подвижной части активной зоны дополнительно были установлены 4 пропитанных ураном колонны; центральная втулка внутренним диаметром 360 мм была заменена на крестообразную втулку внутренним диаметром 290 мм; глубина центрального канала была уменьшена на 450 мм; подготовлен съемный отражатель сечением 400×400 мм, высотой 500 мм и внутренним отверстием 200×200 мм.

После указанных конструктивных изменений был проведен второй этап физического пуска, в результате чего реактивность реактора в “холодном” состоянии составила $29,4 \pm 0,5 \beta_{\text{эф}}$.

В настоящее время избыточная реактивность реактора составляет $27 \beta_{\text{эф}}$ — это значение было получено расчетным путем в ходе работ по оценке возможности конверсии реактора на низкообогащенное топливо.

2.5.2 Энергетический (“горячий”) пуск реактора с модифицированной активной зоной (9,0 кг ^{235}U)

18 декабря 1967 года комиссией, возглавляемой Н.Н. Пономаревым-Степным, была проверена готовность реактора к “горячему” пуску, на основании чего акад. Александров А.П. дал разрешение на его проведение. Началу работ по программе “горячего пуска” предшествовали:

- 1) монтаж крышки и герметизация корпуса реактора;
- 2) установка штатных стержней и оборудования СУЗ;
- 3) монтаж блока управления мощности реактора и более совершенной схемы аварийной защиты и блокировок;
- 4) монтаж и наладка аппаратуры физических измерений.

Основной задачей пуска являлась проверка работоспособности реактора после его реконструкции.

5 марта 1968 года в пуске 1Ф-5 реактор был выведен на мощность с разогревом активной зоны до 980°C по поз. г-9.

При выполнении программы пуска были определены критические состояния при различных положениях стержней регулирования, токи ионизационных камер для самогасящейся вспышки и регулируемого импульса, температура активной зоны и отражателя, давление в корпусе реактора, параметры технологических контуров и др.

После недельной выдержки был проведен визуальный осмотр кладки - каких-либо трещин, сдвигов, разворотов блоков, искривлений колонн, изменений зазоров и других дефектов обнаружено не было.

В последующем, с 17.06 по 30.08.1968, была проведена физическая серия пусков 2Ф, в результате которой были получены нейтронно-физические, теплофизические, радиационные, теплотехнические и др. эксплуатационные характеристики реактора, основные из которых приведены ниже, в разд. 3.

3. Конструкция и основные технические данные реактора и его составных частей

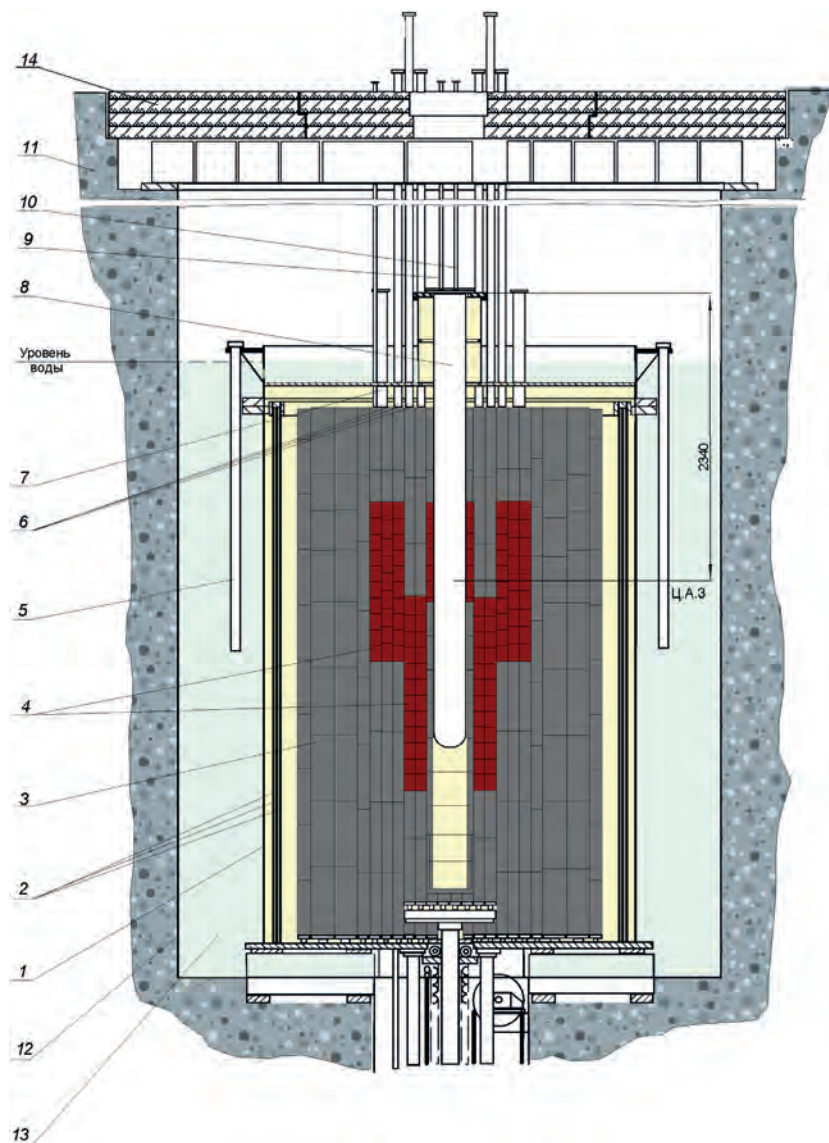
Реактор ИГР является импульсным исследовательским ядерным реактором на тепловых нейтронах с гомогенной уранграфитовой активной зоной. Графит активной зоны является хорошим замедлителем, обладает большой теплоемкостью, стоек при высокой температуре и термических ударах, хорошо отводит и поглощает тепло от урановых частиц топлива. Эти свойства графита позволили обойтись без специальной системы охлаждения активной зоны (контура теплоносителя) и достичь высокой плотности нейтронного и гамма-излучения, а также высокой рабочей температуры активной зоны и энерговыделения [19].

Среди импульсных реакторов большой интегральной мощности реактор ИГР обладает самым высоким флюенсом тепловых нейтронов, составляющим $3,7 \times 10^{16}$ см⁻², и интегральной дозой гамма-излучения за пуск - $4,78 \times 10^5$ Гр в значительной по объему экспериментальной полости в центре реактора, которая имеет диаметр 228 мм и высоту 3825 мм.

Конструктивно реактор представляет собой (Рисунки 7, 8) кладку из графитовых блоков (Рисунок 9), собранных в колонны (Рисунки 10, 11), которая размещена в стальном (сталь 20К) цилиндрическом корпусе с гелиевой средой.

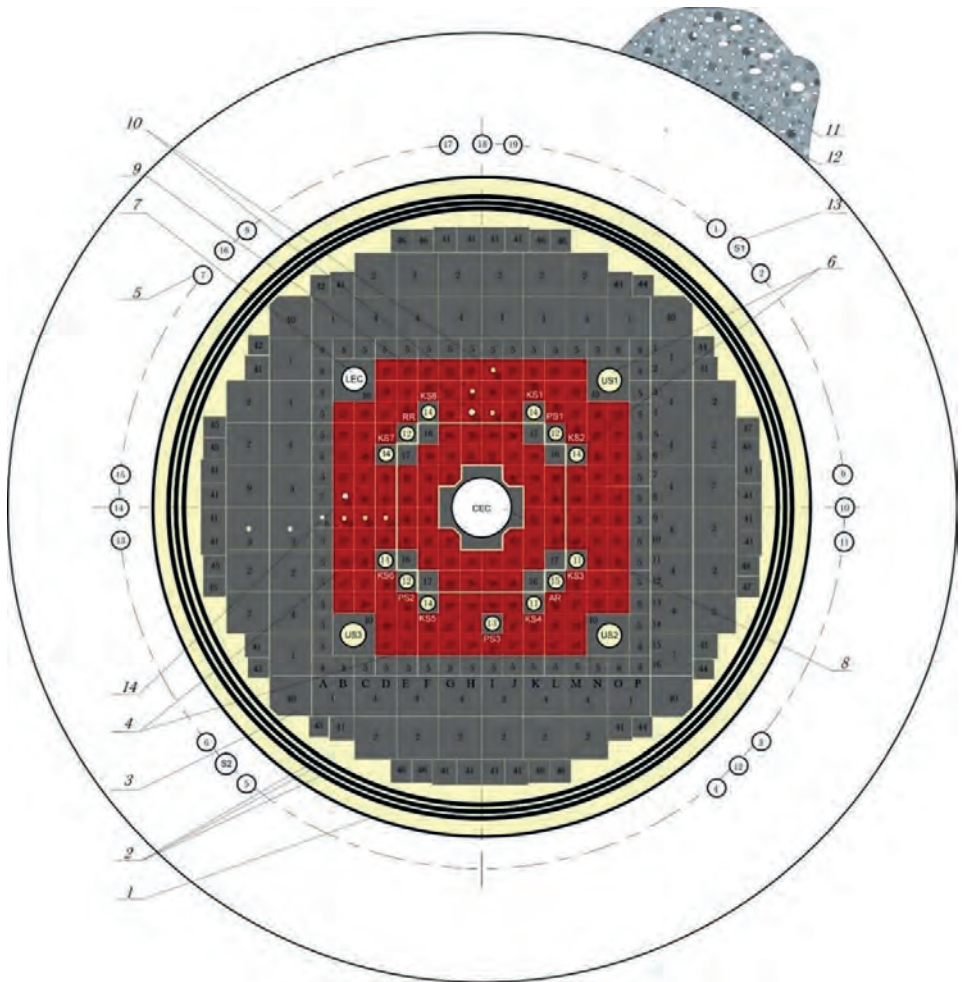
Корпус расположен в баке с охлаждающей водой. Графитовые блоки активной зоны реактора пропитаны водным раствором динитрата уранила $UO_2(NO_3)_2$ с итоговой концентрацией 3,1 грамма урана на один килограмм графита. Активная зона состоит из неподвижной и подвижной частей, окруженных боковыми и торцевыми графитовыми отражателями. Реактор имеет центральный и боковой экспериментальные каналы, которые оснащены петлевыми водоохлаждаемыми устройствами (ампулами). Рабочими органами управления и защиты реактора являются 16 графитовых стержней регулирования с поглотителем из окиси гадолиния.

Реактор включает в себя ряд технологических систем, которые обеспечивают вакуумирование и наполнение корпуса гелием, отвод тепла от корпуса реактора и ампул экспериментальных каналов, управление и аварийную защиту реактора, технологический и радиационный контроль эксплуатационных пределов и условий безопасной работы реактора.



1 – кожух; 2 – экран боковой (три обечайки); 3 – отражатель; 4 – активная зона (неподвижная и подвижная части); 5 – канал ионизационной камеры; 6 – канал стержня регулирования; 7 – боковой экспериментальный канал; 8 – центральный экспериментальный канал; 9 – канал физических измерений; 10 – канал термоэлектрического преобразователя; 11 – биологическая защита; 12 – бак; 13 – полость охлаждающей воды; 14 – перекрытие верхнее

Рисунок 7 - Реактор ИГР: вертикальное сечение



1 – кожух; 2 – экран боковой (три обечайки); 3 – отражатель; 4 – активная зона (неподвижная и подвижная части); 5 – канал ионизационной камеры (19 шт.); 6 – канал стержней регулирования (16 шт.); 7 – боковой экспериментальный канал; 8 – центральный экспериментальный канал; 9 – канал физических измерений; 10 – канал термоэлектрического преобразователя (9 шт.); 11 – биологическая защита; 12 – бак; 13 – канал счётчика нейтронов (2 шт.); 14 – канал источника нейтронов

Рисунок 8 – Реактор ИГР: горизонтальное сечение



Блок активной зоны первой загрузки



Блок активной зоны первой загрузки



Блок активной зоны второй загрузки



Блок бокового отражателя второй загрузки



Втулки, центрирующие графитовые блоки второй загрузки



Блок активной зоны второй загрузки

Рисунок 9 – Графитовые блоки и втулки активной зоны реактора ИГР

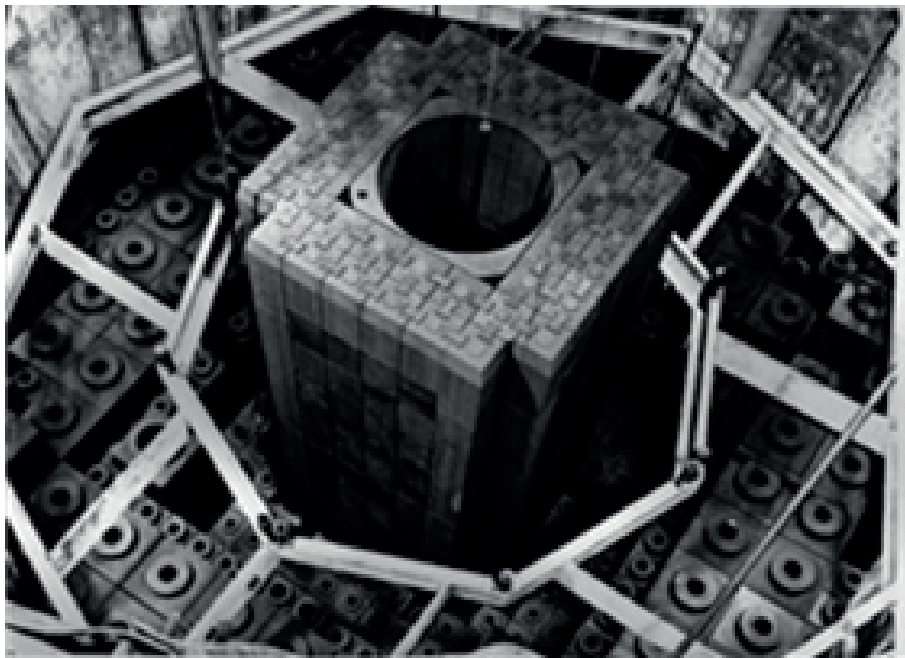


Рисунок 10 – Монтаж первой активной зоны реактора ИГР

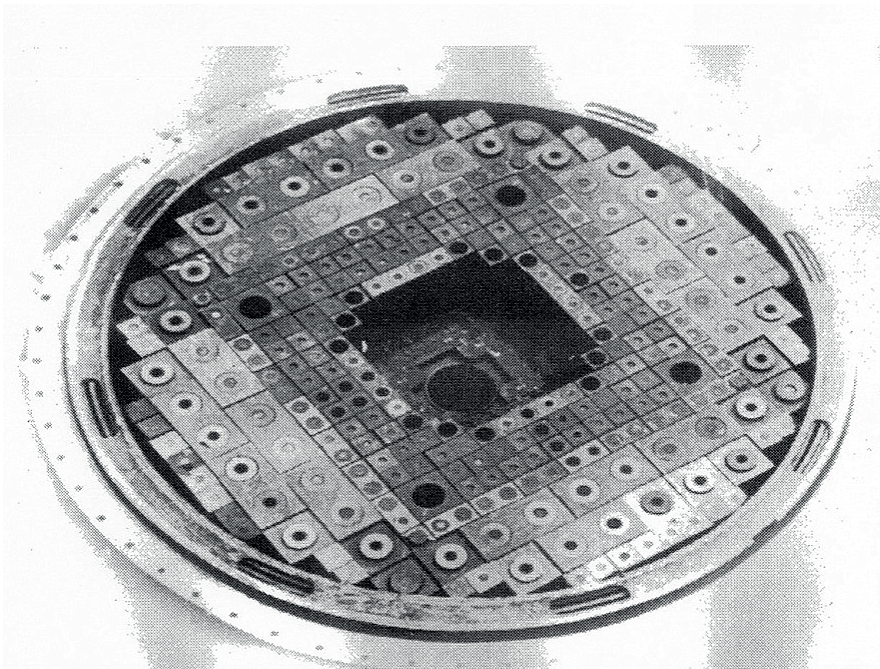


Рисунок 11 - Кладка реактора ИГР после модернизации (1967 год)

Основными режимами работы реактора являются нерегулируемый импульсный режим - режим самогасящейся нейтронной вспышки, и регулируемый режим. Для осуществления режима самогасящейся вспышки реактору сообщается некоторая реактивность, превышающая долю запаздывающих нейтронов, которая определяет форму, амплитуду и полуширину вспышки; гашение вспышки происходит вследствие отрицательного температурного эффекта реактивности. Регулируемый режим осуществляется перемещением рабочих органов СУЗ, компенсирующих отрицательный температурный эффект реактивности по заданному закону. Форма, амплитуда (уровень мощности) и длительность регулируемого режима могут быть самыми различными (Рисунки 12, 13) и определяются динамическими характеристиками приводов стержней регулирования, характеристиками автоматического регулятора мощности (АРМ) и задачами испытаний. Энерговыведение в активной зоне реактора ограничено и, согласно паспортным данным, составляет $5,2 \text{ ГДж}^1$ (эксплуатационный предел, соответствующий флюенсу тепловых нейтронов $3,7 \times 10^{16} \text{ см}^{-2}$ в центральном экспериментальном

¹ Принято, что при работе на постоянной мощности $1 \text{ у.е.} = 250 \text{ МВт}$ в течение 21 секунды полное энерговыведение составляет $5,2 \text{ ГДж}$, температура АЗ по термопаре колонны «Г-9» достигает 1100°C , что соответствует среднеобъемной температуре АЗ 908°C . Для нагрева графита на 908°C необходима удельная энергия $1,33 \times 10^3 \text{ Дж/г}$, а для нагрева активной зоны массой 3232 кг на 908°C необходима энергия $4,296 \text{ ГДж}$, что заметно ($\sim 20 \%$) расходится с величиной $5,2 \text{ ГДж}$ [Горин Н.В., А.Д. Вурим, В.А. Гайдайчук и др. Обзор результатов исследований импульсного реактора ИГР // Изв. Челябинского научного центра. – Челябинск, 2004. – вып.1 (22). – с. 37-61].

Глава 3. Конструкция и основные технические данные

канале реактора). Следует отметить, что при проведении расчетов в обоснование возможности конверсии реактора ИГР на топливо с низкообогащенным ураном, были получены результаты, ставящие под сомнение корректность методов определения энерговыделения в реакторе при его больших значениях - реальное значение энерговыделения может существенно превышать установленный эксплуатационный предел.

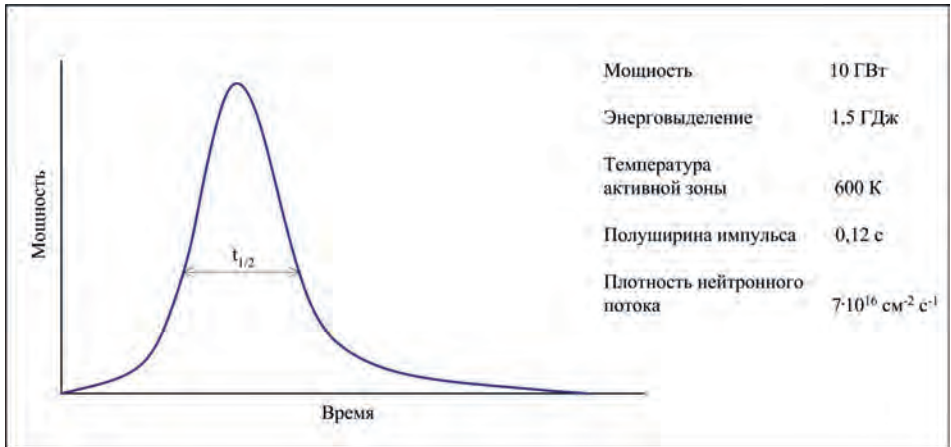


Рисунок 12 - Нерегулируемый режим (самогасящаяся вспышка)

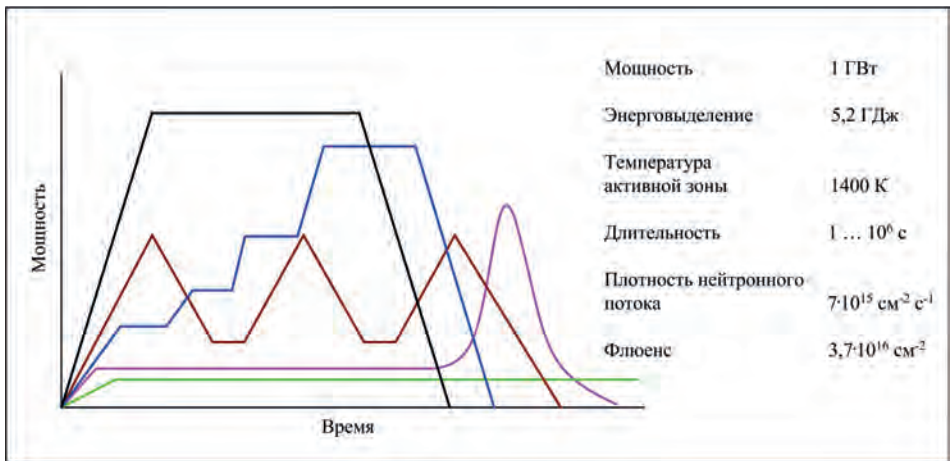


Рисунок 13 - Регулируемый режим

В Таблице 4 приведены основные технические данные реактора ИГР и его составных частей из числа тех, которые традиционно приводятся в различных документах, описывающих реактор ИГР. Эти характеристики, в большей степени, соответствуют состоянию реактора со свежей активной зоной с высокообогащенным топливом.

Глава 3. Конструкция и основные технические данные

Таблица 4. Параметры реактора ИГР со свежим топливом
(после реконструкции активной зоны)

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра	Примечание
1	2	3	4
1	<u>Нейтронно-физические</u>		
1.1	Ядерные концентрации элементов в активной зоне, см ⁻³ : ²³⁵ U ²³⁸ U углерода	$1,00 \times 10^{19}$ $1,10 \times 10^{18}$ $8,04 \times 10^{22}$	
1.2	Ядерное отношение «углерод / ²³⁵ U»	8040	
1.3	Геометрический параметр, см ⁻²	7×10^{-4}	
1.4	Длина диффузии, см	12,6	при 300 К
1.5	Возраст нейтронов, см ²	376	при 300 К
1.6	Время жизни мгновенных нейтронов, с	$0,965 \times 10^{-3}$	при 300 К
1.7	Эффективная доля запаздывающих нейтронов, $\beta_{эф}$	0,00685	при 300 К
1.8	Коэффициент размножения для бесконечной среды, k_{∞}	1,985	при 300 К
1.9	Эффективный коэффициент размножения, $k_{эф}$	1,275	при 300 К
1.10	Избыточная реактивность, %($\beta_{эф}$)	21,6 (31,6)	при 300 К
1.11	Температурный коэффициент реактивности, ($\delta k/k$)/К ($\beta_{эф}/K$) при температуре 310 - 470К	$-2,1 \times 10^{-4}$ (-0,03)	
1.12	Тепловой коэффициент реактивности, $\beta_{эф}/$ Дж при 5,2 ГДж	$-1,5 \times 10^{-9}$	
1.13	Максимальная плотность потока тепловых нейтронов, см ⁻² ·с	7×10^{16}	в ЦЭК
1.14	Максимальный флюенс тепловых нейтронов, см ⁻²	$3,7 \times 10^{16}$	в ЦЭК
1.15	Аксиальный коэффициент неравномерности потока тепловых нейтронов	1,15	в ЦЭК
1.16	Максимальный флюенс быстрых (>2,9 МэВ) нейтронов, см ⁻²	$1,1 \times 10^{15}$	в ЦЭК

Глава 3. Конструкция и основные технические данные

Продолжение таблицы 4

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра	Примечание
1	2	3	4
1.17	Аксиальный коэффициент неравномерности потока быстрых нейтронов	1,24	в ЦЭК
1.18	Максимальная мощность дозы гамма-излучения, рад/с	$2,18 \times 10^6$	в ЦЭК
1.19	Интегральная доза гамма-излучения (за пуск), рад	$4,78 \times 10^7$	в ЦЭК
2	<u>Теплофизические</u>		
2.1	Максимальное энерговыделение, ГДж	5,2	
2.2	Мощность в импульсном нерегулируемом режиме (пиковая) с энерговыделением до 1,5 ГДж, ГВт	10	
2.3	Полуширина импульса минимальная, с	0,12	
2.4	Мощность в регулируемом режиме с энерговыделением до 5,2 ГДж, ГВт	1	
2.5	Длительность регулируемого режима, ограниченная энерговыделением 5,2 ГДж, с	1 - 10^6	
2.6	Максимальная скорость изменения мощности в регулируемом режиме (на подъеме и спаде мощности), ГВт/с	0,5	
2.7	Температура активной зоны (эксплуатационный предел по поз. г-9), К	1400	
2.8	Скорость изменения температуры активной зоны, К/с	520	
2.9	Удельная теплоемкость активной зоны, кДж/кг·К	0,74	
2.10	Давление рабочей среды - гелия в газовой полости, торр, изб.	60	
2.11	Объем гелия в газовой полости, м ³	28	
3	<u>Регулирование</u>		
3.1	Эффективность органов (стержней) регулирования, % ($\beta_{эф}$)	24 (34)	
3.2	Температурный эффект реактивности при разогреве активной зоны до 1400 К, %	- 12,3	

Глава 3. Конструкция и основные технические данные

Продолжение таблицы 4

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра	Примечание
1	2	3	4
3.3	Максимальная вводимая реактивность (эксплуатационный предел), % ($\beta_{эф}$)	3,42 (5)	
3.4	Скорость введения реактивности, %/с ($\beta_{эф}/с$)	2,3 (3,4)	
3.5	Точность реализации нерегулируемого режима (самогасящейся нейтронной вспышки), %: по пиковому значению мощности по полуширине импульса	3 1	
3.6	Точность реализации регулируемого режима по уровню мощности, %: на стационарных участках на нестационарных участках	2 8	
3.7	Постоянная времени аварийного сигнала, с	0,04	
3.8	Время быстрого (аварийного) останова, с	≤ 1	
3.9	Скорость движения органов регулирования, м/с	0,22	
4	<u>Конструктивные</u>		
4.1	Активная зона: горизонтальное сечение, м высота, м объем, м ³ масса, кг горизонтальное сечение подвижной части, м высота подвижной части, м топливо плотность, кг/м ³ обогащение, % концентрация урана в графите, г/кг загрузка ²³⁵ U, кг количество топливных уранграфитовых колонн количество графитовых колонн без топлива зазор между колоннами, мм	1,4×1,4 1,33 1,89 3232 0,8×0,8 1,46 графит, пропитанный уранилдинитратом 1710 90 3,1 9,0 147 21 2	марка графита - 11-03

Глава 3. Конструкция и основные технические данные

Продолжение таблицы 4

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра	Примечание
1	2	3	4
4.2	Топливные элементы (ТВЭЛы): блок горизонтальным сечением и высотой, мм	98×98×133(146)	98×95×133 в 16 колоннах на границе неподвижной и подвижной частей активной зоны
	количество блоков в активной зоне	1440	1004 в НЧ АЗ и 436 в ПЧ АЗ
	содержание ²³⁵ U в блоке, г	5,02...6,167	
	стержень диаметром и высотой, мм	32×133 (147)	829 в НЧ АЗ и 396 в ПЧ АЗ
	количество стержней в активной зоне	1225	
	содержание ²³⁵ U в стержне, г	0,551...0,937	
	штулка наружным и внутренним диаметром и высотой, мм	32×15(20)×133(147)	
количество штулок	50		
содержание ²³⁵ U в штулке, г	0,441...0,796		
шаг решетки, мм	100		
4.3	Замедлитель	графит марки 11-03	
4.4	Отражатель боковой:		
	диаметр описанной окружности, м	2,8	
	высота, м	4,367	
	толщина, м	1,092	
	объем, м ³	16	
	масса, кг	26210	
	материал	графит марки ГМЗ	
плотность графита, кг/м ³	1650		
количество колонн из блоков горизонтальным сечением 200×200 мм	60		
количество колонн из блоков горизонтальным сечением 100×100 и 110×110 мм	84 и 24		
зазор между колоннами, мм	2		
4.5	Отражатель нижний:		
	высота неподвижной/подвижной частей, м	2,275/0,92	
	горизонтальное сечение подвижной части, м	0,8×0,8	
	объем неподвижной/подвижной частей, м ³	2,34/0,35	
масса неподвижной/подвижной частей, кг	3830/575		

Глава 3. Конструкция и основные технические данные

Продолжение таблицы 4

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра	Примечание
1	2	3	4
	количество колонн неподвижной части из блоков горизонтальным сечением 100×100 мм количество колонн подвижной части из блоков горизонтальным сечением 100×100 мм зазор между колоннами подвижной и неподвижной частей, мм	107 40 5	
4.6	Отражатель верхний: высота неподвижной/подвижной частей, м объем неподвижной/подвижной частей м ³ масса неподвижной/подвижной частей, кг	0,795/0,16 0,82/0,06 1335/100	
4.7	Отражатель верхний подвесной: горизонтальное сечение, м высота, м центральное отверстие, м съёмная вставка сечением, м	0,8×0,8 0,5 0,4×0,4 0,2×0,2	
4.8	Тепловые экраны: диаметр/толщина, мм высота, мм материал перфорация 16 отверстиями Ø20 мм, равномерно расположенными по окружности в 8 горизонтальных сечениях, всего отверстий в каждом экране	2822/20 2888/20 2954/20 4540 сталь АК-25 128	
4.9	Корпус: диаметр/толщина обечайки, мм высота обечайки, мм толщина днища/крышки, мм материал обечайки внутренний объем, м ³ рабочее давление, МПа критическое давление, МПа масса, кг	3100/16 4435 60/40 сталь 20К 29,52 0,12 1,8 12750	
4.10	Бак: диаметр/толщина обечайки, мм высота, мм толщина днища, мм	4500/8 7020 10	

Глава 3. Конструкция и основные технические данные

Окончание таблицы 4

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра	Примечание
1	2	3	4
	материал обечайки объем, м ³ масса, кг	сталь 4 110 8274	
4.11	Защита биологическая: стальная сегментная многослойная (перекрытие верхнее) толщиной, мм водная боковая толщиной, мм бетонная боковая толщиной, мм	400 700 500	
5	<u>Измерительные</u>		
5.1	Источник нейтронов (ИНК-3), с ⁻¹	2,04·10 ⁷	
5.2	Количество детекторов счетных каналов (СНМ-11)	2	
5.3	Количество ионизационных камер (КНК, КНТ)	16	
5.4	Количество каналов измерения температуры φ15 мм	9	
5.5	Канал физических измерений φ20 мм	1	
6	<u>Экспериментальные</u>		
6.1	Центральный экспериментальный канал, диаметр/длина, мм	228/3825	
6.2	Боковой экспериментальный канал, диаметр/длина, мм	82/3440	

4. Системы реактора и экспериментальные установки

4.1 Системы реактора

Системами реактора, обеспечивающими его технически правильную и безопасную эксплуатацию, являются: система управления и защиты (СУЗ); технологическая система с водяными и газовыми контурами (ТСР); система технологического контроля (СТК); система радиационного контроля (СРК); транспортно-технологическая система (ТТС); система электроснабжения, связи и сигнализации (СЭСС); вспомогательные системы (ВС).

Система СУЗ предназначена для безопасного управления реактором во всех режимах его работы. Система включает в себя исполнительную, измерительную и логическую части.

Основные технические данные исполнительной части приведены в Таблице 5.

Таблица 5. Технические характеристики исполнительной части СУЗ реактора ИГР

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра	Примечание
1	2	3	4
1	Количество рабочих органов (стержней регулирования), всего в том числе по группам: пусковых компенсирующих ручного регулирования автоматического регулирования уравнивания (компенсации) реактивности экспериментальных устройств аварийной защиты	16 3 8 1 1 3 2	 ПС 1...3 КС 1...8 РР АР УС 1...3 из групп ПС или КС, РР, АР
2	Эффективность стержней регулирования всего, $\beta_{эф}$ в том числе по группам: ПС КС РР АР УС	34 6 19,8 2 1,7 4,5	

Глава 4. Системы реактора

Окончание таблицы 5

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра	Примечание
1	2	3	4
3	Эффективность подвижной части активной зоны, $\beta_{эф}$	10	
4	Диаметр и длина рабочей (поглощающей) части стержней, мм: ПС, КС, РР, АР УС	50×1700 100×84×742	
5	Материал стержней: ПС, КС, РР, АР УС	графит МГ-1 сталь ВЖ-98	ТУ ЦМТУ №3345-53,
6	Материал поглотителя и концентрации: ПС, КС, РР, АР УС	графит ГРВ-2, ГРВ-4 с 2 и 4% масс. окиси гадолиния соответственно графит с 4% масс. окиси гадолиния	
7	Количество колец - поглотителей в стержнях ПС, КС, РР, АР: 50,3×33×20мм, массой 0,048 кг 50,3×42×20 мм, массой 0,020 кг	72 11	
8	Привод стержней: ПС, РР КС, АР УС	рейка - шестерня, редуктор, электродвигатель МИ-12ФТ, тахогенератор рейка - шестерня, редуктор, электродвигатель МИ-12ФТ, тахогенератор, ЭМУ-5А трос, редуктор, электродвигатель УР7	

Основные технические данные измерительной части приведены в Таблице 6.

Таблица 6. Технические характеристики измерительной части СУЗ реактора ИГР

№ п/п	Наименование	Значение
1	Количество импульсных логарифмических каналов на базе аппаратуры ЗИИ2-01 в рабочем диапазоне $2,5 \cdot 10^{-4} \dots 25$ Вт	2
2	Количество токовых каналов измерения реактивности на базе прибора ЦВР-11 и ионизационной камеры КНК-56 в рабочем диапазоне $2,5 \cdot 10^{-2} \dots 2,5 \cdot 10^5$ Вт	1
3	Количество токовых каналов измерения мощности на базе ионизационных камер КНК-53,-53М,-56,-57,-3, КНТ-31,-56	16
4	Погрешность измерения, %: импульсного канала токового канала	10 2

Логическая часть формирует управляющие сигналы и обеспечивает их обмен между исполнительной и измерительной частями СУЗ. Основные технические данные логической части приведены в Таблице 7.

Таблица 7. Технические характеристики логической части СУЗ реактора ИГР

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра
1	Количество объектов управления	19
2	Количество штатных сигналов общей готовности	7
3	Количество штатных сигналов аварийной защиты	28
4	Количество кусочно-линейных отрезков для формирования диаграммы изменения мощности в регулируемом режиме	15
5	Точность поддержания стационарного уровня мощности, %	2
6	Перерегулирование в переходных режимах, %	8

Технологическая система реактора с водяными и газовакуумным контурами предназначена для охлаждения корпуса реактора и неподвижных ампул экспериментальных каналов, вакуумирования и наполнения газовой полости, в которой размещена активная зона и отражатель, инертным газом - гелием.

Технологическая система включает в себя: основной контур - контур охлаждения корпуса; экспериментальный контур - контур охлаждения неподвижных ампул (НА) центрального и бокового экспериментальных каналов (ЦЭК и БЭК); контур “столика” - контур охлаждения стальной плиты, на которой смонтированы блоки подвижной части активной зоны; контур градирни; дренажный контур; газовакуумный контур; контур охлаждения вакуумных насосов.

Глава 4. Системы реактора

В Таблице 8 приведены основные технические данные отдельных контуров технологической системы реактора.

Таблица 8. Технические характеристики технологической системы реактора ИГР

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра
1	Основной контур:	
	рабочее давление, МПа	0,24
	расход воды, кг/с	8,8
	рабочая температура, °С	37
	вместимость, м ³	110
2	Экспериментальный контур:	
	рабочее давление, МПа	0,8
	расход воды в НА-228 (ЦЭК), кг/с	4,0
	расход воды в НА-82 (БЭК), кг/с	0,5
	рабочая температура, °С	37
	вместимость, м ³	72
3	Контур “столика”:	
	рабочее давление, МПа	0,24
	расход воды, кг/с	0,7
	рабочая температура, °С	27
4	Контур градирни:	
	расход воды, кг/с	3,3
	вместимость бассейна, м ³	30
5	Газовакуумный контур:	
	рабочее давление, МПа	0,035
	давление при вакуумировании, торр	15
	разрежение, создаваемое газодувками, торр	30
	вместимость, м ³	28

Система технологического контроля (СТК) предназначена для измерения, контроля, отображения и регистрации технологических параметров, а также формирования и передачи дискретных управляющих сигналов в аварийную защиту системы СУЗ.

В Таблице 9 приведены основные технические данные системы технологического контроля.

Таблица 9. Технические характеристики системы технологического контроля реактора ИГР

№ п/п	Наименование параметра	Количество каналов	Погрешность, %	Время установления, с
1	Реактор:			
	температура активной зоны	3	1,5	1,5
	температура отражателя	3	1,5	1,5
	давление в газовой полости	2	2	2,5
2	Основной контур:			
	давление воды после насосов	2	2,5	1
	давление на входе бака	1	1,5	2,5

Окончание таблицы 9

№ п/п	Наименование параметра	Количество каналов	Погрешность, %	Время установления, с
	расход на входе бака	1	2	2,5
	температура на входе бака	1	3,5	2,5
	температура на выходе бака	1	3,5	2,5
	уровень воды в баке	1	1,5	2,5
3	Экспериментальный контур:			
	давление воды после насосов	3	2,5	1
	давление на входе НА ЦЭК и НА БЭК	1	1,5	2,5
	давление на выходе НА ЦЭК	1	1,5	2,5
	давление на выходе НА БЭК	1	1,5	2,5
	расход на входе НА ЦЭК	1	2	2,5
	расход на выходе НА ЦЭК	1	2	1,5
	расход на выходе НА БЭК	1	2	2,5
	температура на входе НА ЦЭК и НА БЭК	1	3,5	10
	температура на выходе НА ЦЭК и НА БЭК	1	3,5	10
	уровень воды в дегазере	1	1,5	2,5
	уровень воды в баке “челнока”	1	1,5	2,5
4	Контур “столика”:			
	давление воды на входе “столика”	1	1,5	2,5
	расход на выходе	1	2	2,5
	температура на входе	1	3,5	10
	температура на выходе	1	3,5	10

Система радиационного контроля предназначена для непрерывного контроля, отображения, регистрации и сигнализации о состоянии радиационной обстановки в зданиях, сооружениях и внешней среде технической зоны комплекса исследовательского реактора ИГР (КИР ИГР).

В Таблице 10 приведены основные технические данные системы радиационного контроля.

Таблица 10. Технические характеристики системы радиационного контроля КИР ИГР

№ п/п	Наименование параметра	Количество каналов	Диапазон измерения	Погрешность, %
1	Мощность экспозиционной дозы гамма-излучения, Кл/кг·с	13	8×10^{-7} $12 \dots 8 \times 10^{-8}$	15
2	Объемная активность нуклидов газов в воздухе, Бк/м ³	10	$5 \times 10^3 \dots 5 \times 10^8$	20
3	Объемная активность альфа-активных аэрозолей, Бк/м ³	2	$8 \times 10^{-2} \dots 3 \times 10^4$	50
4	Объемная активность бета-активных аэрозолей, Бк/м ³	2	$25 \dots 10^5$	50

Транспортно-технологическая система предназначена для перемещения объектов испытаний и загрузки их в экспериментальные каналы реактора, выгрузки и размещения объектов в промежуточные хранилища для производства досборки и разборки изделий, перемещения и монтажа составных частей реактора, неподвижных ампул центрального и бокового экспериментальных каналов, органов регулирования и приводов при профилактических работах и ремонте и для др. технологических операций. ТТС включает в себя мостовой кран грузоподъемностью 5 т, электрическую таль грузоподъемностью 0,5 т, 17 хранилища различной вместимости, контейнеры, защитные экраны, захваты, стапели и др. оборудование и оснастку.

Система электроснабжения, связи и сигнализации обеспечивает бесперебойное электропитание потребителей реакторной установки, включая электроприемники первой категории надежности электроснабжения - потребители системы СУЗ, обеспечивает оперативную громкоговорящую и административную связь, технологическую и вспомогательную сигнализацию.

Система электроснабжения включает в себя источники питания на базе трансформаторной подстанции 110/6 кВ, дизельную электростанцию с 3 дизель-генераторами мощностью по 250 кВА каждый и напряжением 0,4 кВ, аккумуляторную установку, обеспечивающие электропитание с напряжением 220, 110, 60, 24 В постоянного тока.

Система связи и сигнализации имеет 169 каналов оперативной громкоговорящей связи, 29 каналов оповестительной связи, 200 каналов административной связи, 1 канал сигнализации наличия напряжения на шинах бесперебойного питания потребителей реакторного здания и 4 канала сигнализации положения коммутационных аппаратов. Вспомогательной сигнализацией является пожарная и охранная сигнализация.

Вспомогательные системы обеспечивают тепловодоснабжение реакторной установки, вентиляцию помещений реакторного здания, производственную и хозяйственную канализацию стоков, флегматизацию взрывоопасных сред, сбор, перемещение и хранение радиоактивных отходов, дезактивацию оборудования и противопожарную защиту рабочих помещений и прилегающей территории.

4.2 Экспериментальные установки

Для обеспечения требуемых теплогидравлических параметров в объектах испытаний в процессе реакторных экспериментов, на КИР ИГР создано несколько экспериментальных установок, основными из которых являются испытательный пневмогидравлический стенд, петлевая экспериментальная установка 361 и петлевая установка УПШ. Ниже приведено краткое описание каждой установки.

В свое время **испытательный пневмогидравлический стенд (ПГС)** создавался для отработки газоохлаждаемых ТВС по программе создания ядерного ракетного двигателя и обеспечил проведение динамических реак-

торных испытаний петлевых ТВС с нагревом водорода до 3070 К и удельным энерговыделением в топливе 25 МВт/л.

В настоящее время ПГС представляет собой развитую систему сооружений, оборудования, запорно-регулирующей и предохранительной арматуры, трубопроводов, средств управления и контроля с участками разомкнутых контуров (петлей), обеспечивающих однократную прокачку теплоносителей по трактам (полостям) охлаждения объектов испытаний и их сбор в выбросных (для газа) и сбросных (для жидкости) герметичных системах.

В Таблице 11 приведены основные технические данные испытательного стенда ПГС.

Таблица 11. Технические характеристики пневмогидравлического стенда реактора ИГР

№ п/п	Наименование параметра	Значение параметра
1	Давление рабочих сред источника, МПа: водород* азот гелий дистиллят	35 32 20 20, 40
2	Расход рабочих сред, кг/с: водород азот гелий дистиллят	6 22 4 25
3	Температура рабочих сред на выходе из объектов испытаний, К:	
	водород азот гелий водяной пар	3000 2800 2000 1100
4	Количество газовых трактов подачи высокого давления (> 10 МПа)	11
5	Количество водяных трактов подачи высокого давления (> 10 МПа)	7
6	Вместимость закрытой выбросной системы для газов при давлении 0,5 МПа, м ³	950
7	Вместимость закрытой сбросной системы для воды при давлении 0,8 МПа, м ³	25

* - учитывая, что последние реакторные испытания с использованием водорода в качестве теплоносителя проведены в 1978 году, в случае возобновления применения водорода оборудование реакторных и вспомогательных систем, а также помещения, в которых оно размещено и в которые возможно поступление водорода, должны быть приведены в соответствии с требованиями безопасности при работе с водородом.

Петлевая экспериментальная установка ПЭУ 361 была создана в 1985 году для исследований безопасности и теплотехнической надежности модельных твэлов и ТВС штатных и перспективных конструкций реакторов ВВЭР в переходных и аварийных режимах.

Предполагалось проводить изучение поведения твэлов и ТВС в условиях:

- максимальной проектной аварии, связанной с разрывом главного циркуляционного контура реактора;
- “средних” и “малых” течей теплоносителя;
- аварийного снижения расхода теплоносителя и связанного с ним нестационарного кризиса теплоотдачи;
- аварий с реактивностью;
- режима регулирования частоты системы электроснабжения;
- различных схем аварийного охлаждения активной зоны.

Петлевая установка 361 представляет собой замкнутый водяной циркуляционный контур подготовки теплоносителя и разомкнутый контур подачи и сброса теплоносителя. Установка включает в себя водяные и газовые участки, баки-аккумуляторы, компенсатор объема, насосы, нагреватели, запорно-регулирующую и предохранительную арматуру, фильтры, расширитель, сбросную емкость, технологические и измерительные линии, электрооборудование, приборы и устройства, которые позволяют выполнять широкий диапазон требований к испытаниям и обеспечивают безопасность последних.

На петлевой установке 361 может осуществляться:

- предварительный электрический разогрев теплоносителя и канала с испытываемой ТВС до номинальной температуры теплоносителя на входе в канал 318°C при давлении до 18 МПа (параметры реактора ВВЭР-1000);
- вытеснительная подача нагретого теплоносителя в канал с ТВС расходом до 10 кг/с;
- реакторный нагрев теплоносителя до 350°C на выходе из канала с ТВС;
- моделирование аварийных условий по требованиям эксперимента;
- расхолаживание канала с ТВС и сброс отработанного теплоносителя в герметичную систему.

При номинальной плотности потока тепловых нейтронов в ТВС $(5...8)\times 10^{13}$ (н/см² с) продолжительность эксперимента может составлять до 400 с.

В настоящее время часть оборудования петлевой установки 361 демонтирована в той связи, что на текущий момент отсутствуют планы ее использования. Вместе с тем, в случае необходимости петлевая установка 361 может быть восстановлена, поскольку полностью сохранилась её проектно-техническая документация.

Петлевая установка УПШ была создана в 1988-1989 гг. [20] для экспериментального обоснования работоспособности модельных ТВС реакторов

транспортного назначения при различных режимах эксплуатации - пусковых, номинальных, переходных и аварийных, а также в сочетании переменной мощности ТВС и расхода теплоносителя. Установка УПШ содержит несколько разомкнутых трактов подачи теплоносителя, которые позволяли производить дискретное и (или) непрерывное изменение расхода теплоносителя по заданному закону, соответствующему требуемому изменению мощности испытываемой ТВС. Тракты подачи содержали распределительные, расходозадающие, предохранительные, теплообменные устройства и средства технологического контроля и автоматики, которые обеспечивали безопасное ведение технологического процесса реакторных испытаний при высоком давлении теплоносителя (до 32 МПа) и температуре водяного пара на выходе из ТВС до 800°C. Длительность одного реакторного эксперимента с циклическим изменением мощности ТВС и переменным расходом теплоносителя на петлевой установке достигала 100 с.

Таким образом, петлевая установка УПШ включает в свой состав необходимое оборудование и системы, позволяющие проводить сравнительные исследования работоспособности твэлов и ТВС различных типов с целью определения допустимой скорости изменения мощности энерговыделения, поведения топлива при возникновении кризисов теплообмена, изменения теплового состояния твэлов и ТВС в динамических режимах, связанных с опрокидыванием расхода теплоносителя, при этом обеспечивается адекватность натурным условиям по величине, скорости и амплитуде изменения динамических параметров (расход, давление, температура, мощность энерговыделения).

Установка УПШ, также как и петлевая установка 361, может быть восстановлена и использована для определения пределов работоспособности ТВС в условиях выхода на мощность из холодного и горячего стартового состояния, для испытаний ТВС на циклическую работоспособность и для проверки циклической работоспособности ТВС в условиях аварийного сброса мощности и в режимах наброса мощности.

По сути, эти три петлевые установки были системно связаны между собой и вместе с реактором ИГР формировали исследовательский петлевой комплекс с широкими возможностями проведения динамических испытаний объектов ядерной техники.

5. Реконструкции и модификации реактора и систем

Как уже было сказано выше, реактор ИГР создавался для проведения экспериментов по исследованию нестационарных физических процессов, происходящих в импульсных реакторах. На начальном этапе применения реактора это обусловило некоторую ограниченность его эксплуатационных возможностей и временный характер систем, обеспечивающих его работу. Когда возникла необходимость использования реактора для испытаний топлива по программе создания ЯРД, а также исследований радиационной стойкости элементов радиоэлектронной техники, применяемой в космических и воздушных летательных аппаратах, стала очевидной необходимость совершенствования реакторной установки с целью обеспечения ее долговременной эксплуатации.

В Таблице 12 приведены основные работы по реконструкции и модификации реактора, его систем и элементов.

Таблица 12. Работы по реконструкции и модификации реактора ИГР

№ п/п	Содержание, задача и период проведения работы	Результаты работы
1	2	3
1	Реконструкция органов управления реактора, изменение функционального назначения, увеличение эффективности стержней регулирования, исключение подвижной части активной зоны как пускового органа (март, 1965)	<p>Компенсирующая группа стержней КС1-11 функционально была разделена на три группы: пусковую - из трех стержней ПС1, 2, 3 вместо КС2, 10, 11 соответственно; ручного регулирования - РР вместо КС9; компенсирующую - КС2, 3, 4 вместо КС3, 11 и РР соответственно. Стержни КС1, 5, 6, 7, 8 функционально были оставлены без изменений.</p> <p>Была изменена конструкция стержня, геометрия и размеры поглотительного элемента, увеличена концентрация в графите окиси гадолиния (поглотителя) с 1,5 до 2 и 4 % масс. Эффективность одного стержня новой конструкции возросла на $\sim 1 \beta_{эф}$, что позволило отказаться от использования подвижной части активной зоны в качестве пускового элемента, фиксировать подвижную часть в крайнем верхнем положении, не исказить нейтронное поле реактора (в случае промежуточного положения подвижной части активной зоны) и исходную калибровку стержней регулирования, сократить циклическую нагрузку на резиновый компенсатор, герметизирующий газовую полость реактора при перемещении подвижной части активной зоны</p>

Продолжение таблицы 12

№ п/п	Содержание, задача и период проведения работы	Результаты работы
1	2	3
2	<p>Реконструкция активной зоны реактора ИГР; увеличение диаметра центрального экспериментального канала; увеличение загрузки ^{235}U в активной зоне; увеличение количества стержней регулирования; повышение надежности системы регулирования (сентябрь – ноябрь, 1967)</p>	<p>Высота графитовой кладки увеличена на 0,2 м и составила 4,4 м (до реконструкции - 4,2 м).</p> <p>Активная зона собрана из 147 уранграфитовых колонн и 21 графитовой колонны (до реконструкции было 155 уранграфитовых колонн).</p> <p>Изменена конструкция и размеры уранграфитовых топливных элементов - блоков, стержней и втулок. Размер блоков - 98×98×133 (146) мм (до реконструкции - 100×100×150 мм), материал - графит марки 11-03 вместо АРВ. Стержни и втулки пропитаны ураном (ранее не пропитывались).</p> <p>Горизонтальные зазоры между «горячими» блоками в колоннах активной зоны, которые раньше составляли 8 мм, полностью устранены. Вертикальные зазоры между колоннами активной зоны уменьшены в среднем с 4 до 2 мм. Зазор между неподвижной и подвижной частями активной зоны уменьшен с 8 до 5 мм.</p> <p>Увеличена концентрация урана в графите с 3,0 до 3,1 г/кг и загрузка ^{235}U в активной зоне с 7,46 до 9,0 кг. Ядерное отношение «углерода / ^{235}U» составило 8040 вместо 10000.</p> <p>Диаметр центрального экспериментального канала, образованного крестообразной графитовой втулкой, был увеличен со 180 до 290 мм.</p> <p>Количество рабочих органов регулирования, стержней, было увеличено с 12 до 17, включая 4 уравнивающих стержня для уравнивания (компенсации) изменения реактивности реактора при загрузке экспериментальных устройств. Для уравнивающих стержней были устроены 4 вертикальных канала в угловых графитовых колоннах отражателя, которые примыкают к неподвижной части активной зоны. Общая эффективность новых стержней регулирования составила 24 % при избыточной реактивности реактора 21,6 %.</p> <p>Кроме исполнительной части СУЗ, была модернизирована измерительная и логическая части, обеспечившие более надежное, точное и безопасное регулирование реактора [21]</p>
3	<p>Реконструкция участков технологических контуров реактора (март, 1981 - июнь, 1982)</p>	<p>Охлаждение корпуса реактора и «столика» обеспечено двумя насосами 2.5В-1.8 производительностью 20 м³/ч каждый. Насосы 6К-8 и 3К-9 из основного контура исключены как избыточные по производительности – 190 м³/ч и 30 м³/ч соответственно.</p> <p>Заменены 5 насосов экспериментального контура охлаждения ампул центрального и бокового экспериментальных каналов - 3 насоса 2.5ЦВ-1.1 и 2 насоса 1.5К-6 на 3 насоса ВК 5/24 повышенной надежности и ресурса с единичной производительностью 18 м³/ч.</p> <p>Такая же замена насосов произведена в основном контуре охлаждения корпуса реактора - 2 насоса 2.5В-1.8 на 2 насоса ВК 5/24 и в контуре градирни - 2 насоса 2.5В-1.8 на 2 насоса ВК 5/24.</p>

Глава 5. Реконструкции и модификации

Окончание таблицы 12

№ п/п	Содержание, задача и период проведения работы	Результаты работы
1	2	3
3		<p>На отдельных участках контуров изменены условные проходы (внутренние диаметры) трубопроводов, исключена либо заменена трубопроводная арматура, смонтированы опускные трубопроводы теплообменников. Все это позволило упростить технологическую схему контуров, повысить эффективность теплообмена, надежность схемы охлаждения составных частей реактора и безопасность эксплуатации</p>
4	<p>Реконструкция пультовых СУЗ и КИП реактора; замена морально и физически устаревшего оборудования, приборов, кабельных линий и элементной базы; устранение отступлений от действующей нормативной документации в части размещения и безопасной эксплуатации систем и оборудования; повышение ремонтно-пригодности и надежности систем (июнь, 1979 – декабрь, 1983)</p>	<p>Созданы новые пультовые СУЗ и КИП реактора в здании 9 (до реконструкции пультовая была размещена в здании 3). Здание 9 было надстроено 2 этажами и обустроено внутренней планировкой помещений для монтажа оборудования, приборов и коммуникаций.</p> <p>Построена обслуживаемая проходная кабельная галерея, связывающая реакторное здание 1 и здание 9.</p> <p>Изготовлено, смонтировано и налажено новое нестандартное оборудование (щиты, шкафы, панели, пульта) с стандартизованными контрольно-измерительными приборами и электротехнической коммутационной и сигнальной аппаратурой.</p> <p>Использован новый аналоговый вычислительный комплекс для моделирования кинетики реактора.</p> <p>Модифицированы измерительные каналы мощности и аварийной защиты реактора. Обеспечено перекрытие рабочих диапазонов каналов контроля мощности не менее одной декады.</p> <p>Смонтированы и введены в действие новые источники электропитания потребителей пультовых, связь, сигнализация, системы инженерного обеспечения и многое другое</p>
5	<p>Реконструкция системы технологического контроля контуров реактора (ноябрь, 1984 – сентябрь, 1995)</p>	<p>Измерительные каналы технологических параметров контуров выполнены на базе новых датчиков, преобразователей и показывающих приборов.</p> <p>Смонтированы новые импульсные и электрические линии связи измерительных каналов.</p> <p>В системе использован программно-аппаратный комплекс на базе ПЭВМ ИВМ, позволивший автоматизировать сбор, обработку и отображение технологической информации.</p> <p>Повышена надежность и точность технологического контроля контуров реактора</p>

6. Эксплуатация реактора

6.1 Организационно-технические условия и безопасность

Эксплуатация реактора, проводимые на нем испытания, формирование состава персонала и организация работы на реакторе осуществлялись и осуществляются в соответствии с актуальными нормативно-техническими документами (НТД), основными из которых ранее являлись “Правила ядерной безопасности импульсных исследовательских ядерных реакторов” (ПБЯ-05-77) и отраслевой стандарт ОСТ 95 879-81 “Испытания реакторные и стендовые. Порядок проведения”, а в настоящее время - Закон Республики Казахстан «Об использовании атомной энергии» и технические регламенты «Ядерная и радиационная безопасность», «Ядерная и радиационная безопасность исследовательских ядерных установок» и «Ядерная и радиационная безопасность атомных станций».

Во время проведения испытаний основные работы на реакторе выполняются в рамках двух этапов - подготовительного этапа (межпусковой период) и основного этапа (пусковой период). Подготовительный этап отличается от основного тем, что в этот период реактор всегда находится в неработающем состоянии.

На этапе подготовки (в межпусковой период) выполняются:

- 1) разработка программы и методики испытаний облучательных устройств на основании рабочей конструкторской документации, технического задания на испытания, технического описания и инструкции по эксплуатации, формуляра, паспорта, нейтронно-физического, теплогидравлического, прочностного и радиационного расчетов, технического обоснования безопасности испытаний, технической документации на реакторные, стендовые и петлевые системы;
- 2) разработка необходимой конструкторской и производственной (исполнительной и эксплуатационной) документации на стендовые и петлевые системы для задач испытаний;
- 3) подготовка реакторных, стендовых и петлевых систем (монтаж, наладка, техническое обслуживание и ремонт) к испытаниям;
- 4) приемка в эксплуатацию стендовых и петлевых систем;
- 5) приемка облучательного устройства к испытаниям;
- 6) разработка технических требований к реакторным, стендовым и петлевым системам для задач испытаний;
- 7) периодическая подготовка и аттестация сменного персонала на допуск к самостоятельной работе.

Глава 6. Эксплуатация реактора

Основной этап (пусковой период) включает в себя:

- 1) установку облучательного устройства в экспериментальный канал реактора;
- 2) подготовку реакторных, стендовых и петлевых систем к испытаниям в соответствии с техническими требованиями;
- 3) расстановку и назначение сменного персонала;
- 4) проведение автономных и комплексных пуско-наладочных работ на системах, задействованных в испытаниях;
- 5) проверку готовности систем и персонала к испытаниям;
- 6) ввод пускового периода на объекте;
- 7) разработку рабочей программы пуска с задачей, параметрами испытаний и последовательностью технологических операций пуска;
- 8) подготовку реакторных, стендовых и петлевых систем к пуску в соответствии с рабочей программой и технологическим регламентом;
- 9) выполнение рабочей программы пуска;
- 10) выполнение программы серии испытаний;
- 11) приведение реакторных, стендовых и петлевых систем в безопасное состояние.

Реакторные испытания проводятся сериями, каждая из которых включает в себя несколько испытаний одного или группы облучательных устройств одинакового назначения. В процессе испытаний производится предварительная обработка экспериментальных данных, а после завершения серии испытаний выпускается отчетная научно-техническая документация (акты, протоколы, отчеты и др.) с результатами проведенных испытаний.

Большинство испытаний проводятся в условиях потенциальной ядерной, радиационной, взрывной, газовой и др. опасностей, так как зачастую моделируются проектные и запроектные аварийные процессы с предельными тепловыми и радиационными нагрузками для объектов испытаний. Это вызывает необходимость принимать соответствующие организационные и технические меры и выполнять определенные технические условия для обеспечения безопасной эксплуатации реакторного оборудования и канала с объектом испытаний.

Основными такими мерами и условиями являются:

- 1) расчетное обоснование безопасности испытаний;
- 2) силовые конструкционные барьеры;
- 3) внутренне присущее реактору свойство самогашения за счет отрицательного температурного эффекта реактивности;
- 4) технологические защиты и блокировки;
- 5) дублированные каналы контроля и аварийной защиты;
- 6) пооперационная и контролируемая подготовка к испытанию (пуску);
- 7) программно-аппаратные средства ведения технологического процесса в эксплуатационных пределах и условиях;

- 8) герметичные системы выброса и сброса отработанного теплоносителя;
- 9) выполнение требований ядерной, радиационной и технической безопасности.

Расчетное обоснование безопасности испытаний предполагает тщательную проработку сценария испытательного процесса, определение исходных аварийных событий, анализ их протекания, оценку конечных состояний и последствий процесса. Результатами расчетного обоснования безопасности являются, как правило, конструкторские и технологические решения, которые в последующем практически реализуются.

Примером конструкторского решения обеспечения безопасности являются силовые конструкционные барьеры, представляющие собой высокопрочные цилиндрические каналы, гильзы, ампулы и другие барьерные устройства, которые выдерживают и локализуют большие тепловые и механические нагрузки, возникающие в результате процессов, происходящих в объектах испытаний. К конструкторским следует отнести и те решения, которые направлены на обоснованное ограничение потенциально возможных тепловых и механических нагрузок на силовые барьеры, исходя из пределов их безопасной эксплуатации. При этом все решения, направленные на обеспечение безопасности, принимаются в рамках консервативных допущений, обоснованных результатами аналитического моделирования и предыдущих экспериментальных исследований.

Технологические решения – это построение соответствующим образом систем и элементов безопасности, технологической последовательности выполняемых команд и операций, формирование определенной логики аварийной защиты и обоснованного набора уставок безопасности, включаются необходимые дополнительные защиты и блокировки для безопасного хода процесса, дублирование каналов контроля и управления процессом.

Ядерная безопасность при эксплуатации и испытаниях обеспечивается не только дублированными каналами контроля и аварийной защиты, но и внутренним присущим свойством самогашения реактора за счет очень большого отрицательного температурного эффекта реактивности.

Для обеспечения радиационной безопасности служит автоматизированный комплекс агрегатных технических средств радиационного контроля, предназначенный для контроля радиационной обстановки на рабочих местах персонала, на важных технологических участках и во внешней среде. Во время работы реактора дополнительно вводится контроль местонахождения персонала и ограничивается его перемещение. Кроме того, наличие герметичной системы выброса и сброса отработанного теплоносителя позволяет производить выдержку последнего после активации или загрязнения, либо разбавлять теплоноситель газом или водой до допустимых концентраций радионуклидов, установленных нормами безопасности

и санитарными правилами. Таким образом, обеспечивается не только радиационная, но и экологическая безопасность испытаний.

При проведении испытаний с использованием газообразного водорода в качестве теплоносителя решались задачи обеспечения взрывобезопасности. Для этой цели применялись такие методы как вытеснение водорода в технологических и измерительных линиях не горючими газами (чаще всего, азотом), вакуумирование газовых трактов и сосудов, флегматизация водорода, контроль концентрации водорода на рабочих участках экспериментальных установок системами с функциями сигнализации и аварийных блокировок. Кроме этого, устанавливался жесткий технологический контроль при выполнении подготовительных и пусковых операций на системах с применением программно-аппаратных средств дистанционного управления процессами.

Техническая безопасность при работе с высоким, более 10 МПа, давлением рабочих тел, в условиях газовой опасности, в процессе эксплуатации электроустановок, потенциальной пожарной опасности обеспечивается стандартными техническими и организационными решениями и мерами, которые регламентируются нормативной документацией и отработаны за годы длительной эксплуатации реактора ИГР.

6.2 Конструкторские и технологические недостатки проектных решений

Как уже отмечалось, первоначально реактор создавался для проведения нескольких десятков весьма важных экспериментов по исследованию безопасности ядерных реакторов при условиях, когда в реактор вводятся большие значения реактивности за очень короткое ($\sim 0,01$ с) время. Это обстоятельство определило некоторую ограниченность экспериментальной площадки и временный характер вспомогательных сооружений, при этом не предполагалось, что срок службы реактора будет продолжительным. Однако реактор ИГР находится в эксплуатации уже более 60 лет, и те принципиальные решения по конструкции и технологии, которые были заложены в основу разработки и создания реактора, в достаточной мере оправдали себя - реактор отличается сравнительно несложной конструкцией, высокой надежностью и безопасностью применения.

Вместе с тем, эксплуатация реактора выявила ряд недостатков конструкции и технологий, главным образом, характерных для условий длительной эксплуатации.

Это, прежде всего, самопроизвольное отвинчивание графитовых болтов, шарнирно соединяющих звенья стержней регулирования, а также невысокая прочность графита марки МГ-1, из которого были изготовлены детали соединения, несущие силовую нагрузку при движении стержней ре-

гулирования в активной зоне реактора. Следствием такого конструктивного решения являлся неоднократный обрыв и поломка деталей стержней, влекущий за собой трудоемкий ремонт стержней регулирования. В последующем несущие графитовые детали стержней были изготовлены из более прочного графита МПГ-6, были устранены осевые зазоры между болтами и звеньями и, таким образом, была повышена надежность конструкции стержней регулирования.

Следующим, не столько конструктивным недостатком, сколько неудобством является ограниченная возможность визуализации состояния уран-графитовых колонн и блоков активной зоны реактора. Доступ обеспечен только в центральную часть активной зоны через отверстие верхней плиты 400×400 мм. Как результат, можно проводить обследование только торцевых поверхностей элементов неподвижной и подвижной частей активной зоны при снятом подвесном отражателе, а внутренней поверхности неподвижной части активной зоны - при опущенной подвижной части. Довольно плотная “упаковка” уранграфитовых колонн исключает возможность размещения в зазорах между блоками малогабаритных оптических средств для визуализации состояния активной зоны и отражателя.

Небольшой, в 700 мм, радиальный зазор между корпусом и баком реактора затрудняет проведение технического освидетельствования состояния поверхностей и стенок корпуса и бака, их ремонт и антикоррозионную обработку поверхностей - как уже отмечалось, корпус и бак реактора изготовлены из не коррозионностойких сталей 20К и Ст.4. По этой же причине – стесненности пространства - затруднены ультразвуковая дефектоскопия и толщинометрия стенок, гелиевое либо галоидное течеискание.

Слабым конструктивным и технологическим элементом реактора является резиновый компенсатор, обеспечивающий герметичность газовой полости реактора при перемещении подвижной части активной зоны. Рабочее давление компенсатора составляет всего лишь 0,09 МПа, что может оказаться недостаточным в случае развития аварийной ситуации, связанной с резким возрастанием давления в корпусе реактора по разным причинам - из-за разгерметизации водоохлаждаемых экспериментальных каналов, попадания воды в газовую полость, отказа предохранительных устройств и др. В этой связи эксплуатация реактора осуществляется с применением обоснованных ограничений, технологических защит и блокировок, направленных на обеспечение сохранности резинового компенсатора, эффективность которых подтверждена тем, что компенсатор ни разу не выходил из строя за долгий период эксплуатации и до сих пор сохранил работоспособность.

Опыт эксплуатации реактора также выявил недостаток технических средств контроля параметров активной зоны - нейтронного потока, темпе-

Глава 6. Эксплуатация реактора

ратуры, состава среды, средств диагностики состояния, средств аварийного охлаждения в случае разгерметизации газовой полости реактора и др.

Таким образом, представляется совершенно очевидным, что при новых разработках импульсных исследовательских реакторов, подобных ИГР, и в частности, в процессе вероятной конверсии реактора на низкообогащенный уран, необходимо учитывать эти конструкторские и технологические недостатки, и особенно когда предусматривается продолжительный срок службы разрабатываемого реактора.

6.3 Экспериментальные устройства: нарушения, отказы, аварийные ситуации и аварии, их причины и последствия

Число отказов на экспериментальных петлевых установках и экспериментальных устройствах невелико, и большая часть нарушений, которые происходили до середины 1990-х годов, незначительна по протеканию и последствиям. С развертыванием работ по проведению экспериментов с плавлением достаточно большого количества ядерного топлива, они объяснимо приобрели опасный характер. В подавляющем большинстве случаев, отказы узлов и элементов экспериментальных устройств приводили к частичному или полному невыполнению программ конкретных экспериментов и к потере соответствующих экспериментальных результатов. По крайней мере в одном случае некорректная оценка условий безопасного проведения эксперимента привела к серьезным последствиям, вызвавшим необходимость принятия мер организационно-технического характера для их ликвидации.

В Таблице 13 приведены сведения по нарушениям и отказам на экспериментальных петлевых установках и на экспериментальных устройствах.

Таблица 13. Нарушения и отказы на экспериментальных петлевых установках и на экспериментальных устройствах

№	Событие	Последствия события	Причина события
1	2	3	4
1	Превышение заданного рабочей программой значения мощности реактора в пуске 45Т-15 (10.02.1983)	Не выполнена программа исследования газодинамической установки из-за потери работоспособности ТВС канала АПК, зав. № 02	Нарушение технологической дисциплины персоналом
2	Перекрытие трактов подачи теплоносителя ампулы ИП-3М, зав. № 01, кусками обтирочной ткани и ваты (13.03.1986)	Приостановка испытаний и потеря работоспособности ТВС № 3 ампулы ИП-3М в пуске 66Т-2	Нарушение технологической дисциплины персоналом

Продолжение таблицы 13

№	Событие	Последствия события	Причина события
1	2	3	4
3	Перекрытие расходозадающего сопла магистральной подачи теплоносителя в ТВС № 6 ампулы ИП-6М в пуске 84Т-2 (28.12.1988)	Потеря работоспособности ТВС № 6, приостановка испытаний на период ее замены	Нарушение технологической дисциплины, ошибка персонала
4	Разгерметизация подающего коллектора баллонов-аккумуляторов участка "В" ПУ УПШ при подготовке пуска 114Т-10 (09.07.1992)	Приостановка испытаний на период ремонта систем подачи воды в ПУ УПШ	Дефект основного металла
5	Выход из строя 3-х из 4-х нагревателей в экспериментальном устройстве ID-2 на этапе предварительного разогрева (03.08.2006) ID-3. Проплавление внутренней обечайки чехла ТВС (14.12.2011)	Недостаточный предварительный разогрев топлива был скомпенсирован в ходе эксперимента увеличением длительности диаграммы изменения мощности реактора Не зафиксирован выход расплава в зазор тракта охлаждения чехла ТВС.	Дефект конструкции нагревателей, использование термopарных кабелей КТМС ХА в качестве греющего кабеля. Дефект конструкции переходной втулки нагревателя. Разрушение графитового стакана чехла ТВС. Недостаточная эффективность азотного охлаждения чехла ТВС на режимах его длительного теплового нагружения.
	ID-4. Выход из строя нагревателей (31.05.2012)	Недостаточный предварительный разогрев экспериментального устройства.	Дефект конструкции нагревателей, использование термopарных кабелей КТМС ХА в качестве греющего кабеля. Дефект конструкции переходной втулки нагревателя.
6	ID-4. Проплавление чехла ТВС, проплавление лайнера, приварка лайнера к внутреннему корпусу ампулы ID-М (31.05.2012)	Основная масса расплавленной стали вылилась из полости чехла ТВС в полость ампулы. Часть расплава стали затвердела на наружной поверхности чехла ТВС, другая часть – на внутренней поверхности лайнера.	Недостаточная эффективность азотного охлаждения чехла ТВС на режимах его длительного теплового нагружения.

Глава 6. Эксплуатация реактора

Окончание таблицы 13

№	Событие	Последствия события	Причина события
1	2	3	4
7	ID-5. Сквозное проплавление ампулы ID-M, внутреннего и разделительного корпусов НА-228 (28.09.2018)	<p>Разгерметизация экспериментального устройства и выход радиоактивности за пределы защитных барьеров ID-5.</p> <p>Поступление воды из полости НА-228 в бак реактора.</p> <p>Разработаны и внедрены в практику дополнительные требования к конструкции экспериментальных устройств, массе топливных материалов, подвергаемых плавлению, работе и параметрам систем охлаждения в обеспечение безопасности при проведении экспериментов на реакторе ИГР.</p>	<p>Раннее образование бассейна расплавленной стали (до начала плавления топлива), разрушившей стенки модели направляющей трубы стержня регулирования, поступление расплава стали в полость трубы, быстрое охлаждение и затвердевание расплава стали в демпфере-расходоизмерителе в полости модели направляющей трубы. Блокировка проходного сечения.</p>
8	ID-6. Отказ нагревателя. Отказ системы регистрации датчиков пустот. Некорректная реализация заданной диаграммы мощности реактора (29.12.2020).	<p>При предварительном разогреве экспериментального устройства не была достигнута требуемая начальная температура экспериментального устройства.</p> <p>В процессе пуска не была обеспечена регистрация сигналов датчиков пустот. Реализованная диаграмма изменения мощности по форме существенно отличалась от заданной, при этом интегральное энерговыделение в реакторе практически соответствовало заданному.</p>	<p>Выход из строя нагревателя ловушки расплава.</p> <p>Выход из строя внутреннего источника питания в схеме одного измерительного усилителя с последующим выходом из строя блока питания всех измерительных усилителей, из-за увеличения нагрузки на его выходной каскад.</p> <p>Неудовлетворительная работа следящей системы автоматического регулятора мощности реактора при её линейном увеличении до нескольких сотен МВт, начиная с уровня 400 – 500 МВт.</p>

7. Экспериментальные исследования и испытания на реакторе ИГР

7.1 Основные области прикладного применения реактора ИГР

За время эксплуатации на реакторе ИГР были проведены уникальные эксперименты по радиационным испытаниям, включая испытания космической радиоэлектроники и автоматики, изучение динамики импульсных реакторов, исследования условий ядерной накачки лазерно-активных сред и многое другое.

Но наиболее масштабными работами являются испытания топлива ядерного ракетного двигателя и исследования в обоснование безопасности эксплуатации действующих и перспективных ядерных реакторов различного назначения.

Испытания топлива ЯРД и решение сопутствующих этим испытаниям задач разработки и проверки эксплуатационных характеристик новых материалов [22] пришлось на 1962-1993 годы, когда на Семипалатинском испытательном полигоне проводились работы по программе создания ядерного ракетного двигателя и отработке режимов запуска наземных прототипов ЯРД. В рамках этой программы на реакторе ИГР были проведены:

- в 1962-1966 гг. - первые испытания модельных ТВЭлов ЯРД, результаты которых подтвердили возможность создания ТВЭлов с твердыми поверхностями теплообмена, работающих при температурах свыше 3000К, удельных тепловых потоках до 20 МВт/м² в условиях мощного нейтронного и гамма-излучения (проведен 41 пуск, испытано 26 модельных ТВС различных модификаций);

- в 1971-1973 гг. - динамические испытания высокотемпературного топлива ЯРД на термочувствительность, в ходе которых была продемонстрирована возможность достижения проектных параметров топлива, в том числе удельного энерговыделения до 30 кВт/см³, удельного теплового потока с поверхности ТВЭлов до 10 МВт/м², температуры теплоносителя до 3000 К, скорости изменения температуры теплоносителя при увеличении и снижении мощности до 1000 К/с, при этом длительность номинального режима составляла не менее 5 с;

- в 1974-1989 гг. - испытания ТВС различных типов реакторов ЯРД, ЯЭДУ и газодинамических установок с водородным, азотным, гелиевым и воздушным теплоносителями;

- в 1971-1993 гг. - исследования выхода продуктов деления из топлива ЯРД в газообразный теплоноситель (водород, азот, гелий, воздух) и их осаждения в газовых контурах. Источником продуктов деления было топли-

Глава 7. Экспериментальные исследования

во облучаемых в реакторе экспериментальных ТВС (температура топлива – от 400 до 2600 К).

Экспериментальные внутрореакторные исследования в обоснование безопасности эксплуатации энергетических ядерных реакторов начались в 1983 году с первой серии ампульных испытаний одиночных модельных твэлов ВВЭР-1000 и продолжаются до настоящего времени, при этом проводятся как ампульные эксперименты, так и испытания тепловыделяющих сборок.

Ампульные испытания одиночных твэлов ВВЭР-1000 проводились по 1991 год включительно. Целью испытаний твэлов ВВЭР было количественное и качественное изучение их термомеханического поведения в условиях быстрого разогрева, а также изучение процессов деградации прочностных характеристик оболочки твэла в условиях моделирования аварии с потерей теплоносителя [23, 24]. Одной из основных задач ампульных испытаний являлось определение пороговых значений запасенного тепла (среднерадиальной энтальпии), при которых происходит разрушение топлива и оболочек твэлов. В ампульных испытаниях на реакторе ИГР были повторены, а во многом и превышены параметры аналогичных экспериментов, выполненных на реакторах SPERT, TREAT, NSRR [25, 26].

В 1995 году были выполнены работы по теме «Анализ испытаний одиночных твэлов с облученным топливом на реакторе ИГР в условиях аварии RIA» по договору между РНЦ «Курчатовский институт» и Институтом атомной энергии НЯЦ РК с целью предоставления экспериментальных данных об испытаниях облученного топлива ВВЭР-1000 с высоким выгоранием для верификации расчетных кодов – эта работа стала финальной в РГП НЯЦ РК по теме ампульных испытаний твэлов ВВЭР.

Необходимо подчеркнуть, что ампульные испытания твэлов ВВЭР явились первым этапом программы исследований твэлов и ТВС водоохлаждаемых реакторов на теплотехническую надежность в переходных и аварийных режимах, реализация которой началась в СССР по инициативе член-корреспондента РАН СССР Сидоренко В.А.

Ампульные испытания одиночных твэлов ВВЭР на реакторе ИГР в их начальной стадии проводились параллельно с аналогичными испытаниями на исследовательском реакторе «Гидра» (РНЦ «Курчатовский институт», Москва) [27], при этом оба реактора с большим запасом обеспечивали возможность реализации в топливе энергетических реакторов тепловых нагрузок в диапазоне значений, прогнозируемых для различных вариантов переходных процессов и аварийных ситуаций реактора ВВЭР. Испытания твэлов на двух реакторах одновременно позволяли оценить влияние скорости разогрева на поведение твэлов, так как минимально возможная полуширина нейтронной вспышки составляла 2 мс и 120 мс в реакторе «Гидра» и в реакторе ИГР соответственно.

Технологические и методические решения, наработанные в процессе проведения ампульных испытаний одиночных твэлов ВВЭР, были с успе-

хом применены и получили дальнейшее развитие при проведении ампульных экспериментов с перспективными твэлами для реакторов ВВЭР с керметным топливом (1991-93 гг.), с твэлами реакторов на быстрых нейтронах (1991-1992 гг.), с твэлами реакторов транспортного назначения (1991-92 гг.), с твэлами реактора БРЕСТ-ОД-300 (2021-2022 гг.), а также при планировании, подготовке и проведении масштабных испытаний ТВС действующих и перспективных реакторов различного назначения.

Ниже приведена краткая информация в отношении большей части экспериментальных исследований и испытаний ядерного топлива различного назначения, проведенных на реакторе ИГР.

7.2 Испытания газоохлаждаемых ТВС реакторов ЯРД

В испытаниях газоохлаждаемых ТВС прототипов реакторов ЯРД было выполнено 162 пуска реактора ИГР, в которых прошли испытания 69 ТВС. В испытаниях были достигнуты рекордные параметры по температуре теплоносителя (3200 К), максимальной мощности ТВС (6 МВт) и максимальной удельной мощности топлива (25 МВт/л) [28].

В первых реакторных испытаниях (серии “М”, 1962 г.) было испытано три ТВС с твэлами канального типа (рисунок 14), представляющих собой шестигранную графитовую призму размером “под ключ” 7,2 мм и длиной 100 мм. Твэл имел 19 осевых каналов диаметром по 1,15 мм, которые были покрыты карбидом ниобия. Топливная композиция твэла состояла из диоксида урана UO_2 с обогащением 90 %, диспергированного в графите с концентрацией от 10 до 20 % масс.

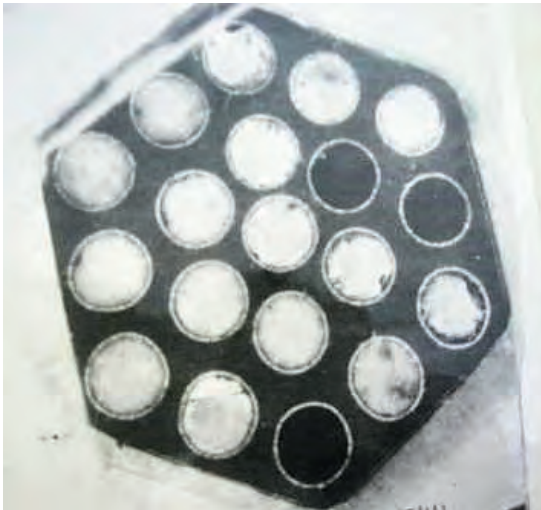


Рисунок 14 - Твэл ЯРД канального типа

Основное назначение испытаний твэлов этого типа состояло в получении предварительных сведений о работоспособности выбранной топливной композиции и конструкции твэла, а также в получении экспериментальных данных для валидации расчетных методик оценки теплофизического поведения твэлов. В результате испытаний были получены первые экспериментальные данные о температуре водорода на выходе ТВС (2740 К), эффективности твэла как двигательного элемента (удельный импульс 550 кг·с/кг) и расходонапряженности (149 кг/с·м²).

Во второй серии из 17 реакторных испытаний (серии “Н”, 1963 г.) исследовались вопросы оптимизации параметров испытаний твэлов различной конструкции и материального состава, возможность повторных испытаний одного и того же изделия. Кроме этого, решалась задача получения предварительных данных о процессах, происходящих в твэлах при их облучении в реакторе. Испытаниям были подвергнуты ТВС с твэлами блочной и стержневой конструкции. При этом работоспособность топлива ЯРД оценивалась в условиях предельных тепловых потоков, достигавших 20 МВт/м².

Твэлы блочной конструкции были подобны тем, что испытывались в первой серии - изготовленные из графита с осевыми каналами, покрытыми карбидом ниобия, при этом твэлы были изготовлены из графита двух разных марок.

Твэлы стержневой конструкции представляли собой витые стержни длиной 100 мм, одни из которых были изготовлены из графита с карбидом урана, при этом они имели двухслойное покрытие из карбида ниобия и вольфрама. Другие твэлы - 4-х лопастные с описанным диаметром 2,03 мм, толщиной лопасти 0,6 мм и длиной 100 мм – были изготовлены из карбидной керамики ZrC с монокарбидом урана UC. Концентрация урана в композиции ZrC-UC составляла от 4,5 до 7,2 % по массе.

Все твэлы, блочные и стержневые, были размещены пучками в 5 графитовых обоймах по 7 твэлов в каждой обойме. Графитовые обоймы имели наружный диаметр 13 мм, внутреннее шестигранное отверстие описанным диаметром 5,8 мм, длину 101 мм и защитное покрытие внутренней поверхности из карбида ниобия NbC.

В результате второй серии испытаний были получены данные для сравнительного анализа поведения твэлов блочной и стержневой конструкции разного материального состава. Было установлено, что модельные ТВС со стержневыми карбидными твэлами на основе карбида циркония ZrC имели более высокие рабочие характеристики, чем ТВС с блочными карбидными твэлами: температура теплоносителя 3000 К против 2600 К для блочных твэлов, скорость изменения температуры при выходе на режим 1200 К/с при 1000 К/с для блочных твэлов, термическую прочность и др..

В третьей серии (“П”, 1963 г.) и последующих испытаниях были продолжены исследования поведения топлива разного компонентного состава, геометрии и технологии изготовления: графитокарбидные, карбидные на

основе твердого раствора карбида циркония и карбида урана, различного описанного диаметра, с разным шагом винтовой линии - 30...60 мм, 4-х лопастные, 2-х лопастные, разной длины - 100, 200 мм, и т.д. В частности, в четвертой серии испытаний из 6 пусков (серия «Д», 1966 г.) были исследованы 6 ТВС со стержневыми твэлами на основе твердого раствора карбида урана и карбида циркония, которые были выбраны в качестве прототипа штатных твэлов реактора ИВГ.1. Твэл представлял собой двухлопастной витой стержень длиной 100 мм с шагом закрутки 30 мм, описанным диаметром 2,2 мм и толщиной лопасти 1,24 мм.

К 1970 году наиболее подходящими для применения в ТВС ЯРД были признаны стержневые твэлы на основе твердого раствора карбида урана и карбида циркония – будущие штатные твэлы активной зоны реактора ИВГ.1. Твэл представлял собой двухлопастной витой, с шагом 30 мм, стержень описанным диаметром 2,2 мм, толщиной лопасти 1,24 мм и длиной 100 мм. Для целей исследований из 31 твэла собирался пакет диаметром 14 мм, который являлся нагревной секцией. 5 таких секций по длине формировали активную часть ТВС, которая размещалась в петлевом канале Д-10, проходившем испытания.

В результате испытаний нескольких каналов Д-10 и модернизированных каналов Д-10А с твэлами на основе твердых растворов $UC+ZrC$, $UC+ZrC+NbC$ и карбидографита были достигнуты предельные тепловые потоки с топлива в диапазоне от 3,1 до 10,8 МВт/м², температура водорода на выходе ТВС – 2450...2800 К и расходонапряженность - до 466 кг/с·м².

Еще более высокие результаты были получены при испытаниях канала 91П, твэлы которого были изготовлены на основе твердого тройного раствора карбида урана, циркония и ниобия и собраны в нагревные секции по 151 твэлу в каждой. ТВС канала 91П содержала 6 таких секций. В испытаниях этих каналов была достигнута мощность ТВС 5,6...6,05 МВт, удельное энерговыделение в топливе 25,5 МВт/л, температура теплоносителя на выходе ТВС 2800...3070 К и расходонапряженность до 455 кг/с·м². Для газоохлаждаемых ТВС это были предельные рабочие значения параметров, при которых сохранялась работоспособность топлива в условиях кратковременных, до 4 с, и многократных, до 12 раз, термических нагружений на реакторе ИГР.

В этот же период проводились испытания петлевых каналов 300П со штатными ТВС активной зоны реактора ИВГ.1. ТВС канала 300П, состоявшая из 8 секций по 379 твэлов в каждой секции диаметром 47 мм, обеспечила достижение мощности 5,16...5,6 МВт и температуры теплоносителя 2500...2820 К. Однако эти значения, с учетом загрузки топлива, были существенно ниже удельных теплофизических величин, полученных при испытаниях каналов 91П.

Таблица 14 содержит основные сведения об испытаниях топлива ЯРД.

Глава 7. Экспериментальные исследования

Таблица 14 - Реакторные испытания топлива реакторов ЯРД

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, обозначение, номер чертежа; теплоноситель	Кол-во; заводской (учетный) номер	
1	“М”	4	21.05. - 06.1962	Экспериментальная ампула с модельной ТВС ЯРД (ТВЭлы блочной конструкции); водород с добавками углеводородов (метан и пропан)	3; (11237М, 12220М, 13209М)	Отработка методики испытаний, проверка работоспособности модельных ТВС ЯРД
2	“Н”	17	05.04. - 01.07.1963	Экспериментальная ампула с модельной ТВС ЯРД с блочными и стержневыми ТВЭлами; водород	8; (14203, 15204М, 18205, 19207М, 16206М, 20209М, 21210М, 23212М)	Проверка работоспособности двигательных ТВС
3	“П”	18	04. - 07.1964	Экспериментальная ампула с модельной ТВС ЯРД; водород	15; (17201, 22211, 31202, 33204, 30201, 32203, 35205, 27216, 36207, 34208, 28218, 26215, 29217, 24213, 25214)	Набор статистических данных для пусков с нагревом теплоносителя в ТВС до оптимальных температур и получение количественных результатов; испытания ТВЭлов на термостойкость при повышенных тепловых потоках, достигающих величин 20×10^6 Вт/м ² на первых секциях
4	“Д”	6	04.02. - 31.03.1966	Экспериментальная ампула с модельными ТВС ЯРД; водород	6; (4, 5, 1, 3, 7, 6)	Исследование термпрочности карбидных стержневых ТВЭлов в процессе выхода на стационарный режим
5	10Т	13	25.05. - 03.08.1971	Петлевой канал Д-10, Ш 463 СБ; водород	9 (01 – 09)	Проверка работоспособности канала Д-10; получение экспериментального материала для изучения термпрочности штатных ТВЭлов реактора ИВГ.1 в диапазоне температур теплоносителя 300...2500 К и тепловых потоков 3,5...9,3 МВт/м ² ; отработка методики измерения активности продуктов деления в теплоносителе и их изотопного состава

Основные результаты испытаний					Примечание
Мощн. макс., МВт	Расход теплоносителя, кг/с	Температура теплоносит. на выходе ТВС, К	Давление теплоносит. на выходе ТВС, МПа	Длительн. стационар. режима, с	
-+	0,0027	2740	3,2	17	Проведены первые испытания ТВЭЛОВ в петле реактора ИГР, позволившие выявить ряд принципиальных моментов, связанных с организацией и методикой проведения зачетных испытаний
-	0,0015	3200	1,7	-	Изготовленные ТВС выдерживают условия эксперимента. Прекращение испытаний, как правило, связано с конструктивными недостатками или внешними для ТВС причинами
-	2,0	3300	2,5	19,7	Предварительный анализ материалов пусков подтверждает хорошую работоспособность ТВС с комбинированной графит-карбидной активной зоной на уровне температур 3000...3200 К
-	0,0055... 0,0088	до 2612	3,0	6 (время выхода на стационарный режим)	ТВС зав. № 2 снята с испытаний из-за исходной негерметичности основного тракта в районе горячего сопла
-	0,022	2450	-	7	

Глава 7. Экспериментальные исследования

Продолжение таблицы 14

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, обозначение, номер чертежа; теплоноситель	Кол-во; заводской (учетный) номер	
6	12Т	12	10.10. - 15.12. 1972	Петлевой канал Д-10А, Ш 463 СБ; водород (в канале Д-10А увеличено количество термопар и установлены датчики пульсаций давления)	4 (014 - 017)	Исследование влияния многократных термонагрузений на работоспособность штатных твэлов реактора ИВГ.1; исследование продуктов деления, выносимых теплоносителем; проверка работоспособности антенных (ВР 5/20) и двух типов корольковых термопар; первые исследования пульсаций давления теплоносителя датчиками РД-2
7	14Т	9	25.04. - 31.05. 1973	Петлевой канал Д-10А, Ш463 СБ; водород	4 (018 – 020)	Исследование термпрочности стержневых твэлов, изготовленных из различных материалов
8	18Т	3	23.10. - 04.11. 1974	Петлевой канал 300 П/10, МС Я300 СБ; водород	2 (01 – 02)	Проверка работоспособности технологических каналов (ТК) в режиме работы центрального канала реактора ИВГ.1 на первом энергопуске
9	21Т	7	26.09.- 13.11. 1975	Петлевой канал 300П/50, Ш629 СБ; водород	3 (03 – 05)	Проверка работоспособности ТВС и штатной системы измерения канала на режимах, близких по температуре теплоносителя к режиму первого исследовательского пуска реактора ИВГ.1
10	24Т	3	03.12 - 22.12. 1975	Петлевой канал 300П/50, Ш 629 СБ; водород	1 (06)	Проверка работоспособности ТВС в режимах, близких к режимам испытаний центрального канала реактора ИВГ.1 на втором исследовательском пуске
11	26Т	3	24.06 - 08.07. 1976	Петлевой канал 300П/50, Ш 629 СБ; водород	1 (04)	Подтверждение работоспособности технологических каналов третьего ряда реактора ИВГ.1 на втором исследовательском пуске; проверка работоспособности на предельных режимах поврежденного канала (предполагалось, что высокие темпы изменения температуры теплоносителя в серии испытаний 21Т привели к растрескиванию некоторых высокотемпературных деталей)
12	31Т	14	02.02. - 28.03. 1978	Петлевой канал 300МП, Ш 769 СБ; водород	2 (01, 02)	Проверка работоспособности ТВС технологических каналов 300М модернизированной активной зоны реактора ИВГ.1
13	17Т	5	14.05. - 06.06. 1975	Петлевой канал 91П/50, Ш 609 СБ; водород	3 (01, 02, 03)	Проверка работоспособности ТВС и канала на 1/2 номинальной мощности

Основные результаты испытаний					Примечание
Мощн. макс., МВт	Расход теплоносителя, кг/с	Температура теплоносит. на выходе ТВС, К	Давление теплоносит. на выходе ТВС, МПа	Длительн. стационар. режима, с	
0,93	0,021	2525	3,71	-	После шести термонагрузений произошла разгерметизация газовой полости модельной сборки (МС) канала зав. № 017. МС, как элемент ЯРД, осталась работоспособной
0,87	0,02	2550	2,77	-	
2,49	0,125	1500	1,03	7,5	Корпус МС в канале, зав. № 01 - стальной, в канале, зав. № 02 - алюминиевый
5,16	0,145	~2500	2,38	15,5	
5,23	0,12	2700	-	-	Пуск 24Т-3 закончился аварийным остановом по температуре теплоносителя. По результатам послепусковых продувок изменений гидравлических характеристик трактов не обнаружено
5,46	0,13	2820	1,99	-	После испытаний обнаружены трещины некоторых деталей активного блока, которые не повлияли на работоспособность МС]
5,6	0,174	2160	3,84	3,7	Выявлена неплотность фланцевого соединения МС с жаровой трубой холодильника. В обоих каналах фланцевое соединение было обварено
3,3	0,08	2600	7,2	10	

Окончание таблицы 14

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, обозначение, номер чертежа; теплоноситель	Кол-во; заводской (учетный) номер	
14	22Т	3	27.06. - 04.07. 1975	Петлевой канал 91П/50, Ш 609 СБ; водород	1 (01)	Проверка работоспособности канала и ТВС на номинальной мощности
15	25Т	5	13.02. - 26.03. 1976	Петлевой канал 91П/50, Ш 609 СБ; водород	2 (05, 06)	Проверка работоспособности канала и ТВС на максимальной мощности
16	27Т	2	12.11. - 16.11. 1976	Петлевой канал 91СП; водород	1 (01)	Проверка работоспособности ТВС КЭТ модернизированной зоны реактора ИВГ.1
17	30Т	24	20.06. - 20.12. 1977	Петлевой канал 91СП; водород	3 (03, 05, 06)	Проверка работоспособности ТВС КЭТ модернизированной активной зоны реактора ИВГ.1
18	34Т	12	15.11. - 28.12. 1978	Петлевой канал 91СП-РИ		
19	78Т	2	21.06. - 23.06. 1988	Ампула для плавления материалов АП-1, К2910.00.000 СБ, с топливом; гелий	1 (01)	Получение информации о динамике выхода продуктов деления из карбидных твэлов реакторов ЯРД в условиях их плавления, соответствующих аварийным режимам работы таких твэлов, а также данных о характере механических повреждений в элементах конструкции ампулы, контактирующих с зоной расплава

7.3 Испытания азотных петлевых каналов и ТВС

Петлевые каналы и ТВС, охлаждаемые азотом, были предназначены для реакторной отработки и обоснования работоспособности активной зоны реактора ИВГ с азотными технологическими каналами.

Первым петлевым каналом с ТВС, охлаждаемым азотом и прошедшим испытания на реакторе ИГР, был канал 300ПА. Конструкция ТВС и компонентный состав топлива были такими же, как и в канале, охлаждаемом водородом. В ходе испытаний при азотном охлаждении ТВС была достигнута мощность 2,5...3,1 МВт, температура теплоносителя 2250...2650 К при расходе 1,02...1,21 кг/с. Основным результатом являлось то, что была показана удовлетворительная работоспособность топливных нагревных секций ТВС и возможность получения высокотемпературного азота для использования его при исследованиях газодинамических установок.

Основные результаты испытаний					Примечание
Мощн. макс., МВт	Расход теплоносителя, кг/с	Температура теплоносит. на выходе ТВС, К	Давление теплоносит. на выходе ТВС, МПа	Длительн. стационар. режима, с	
5,6	0,13	~2800	11,15	0,8	Третий пуск прекращен по сигналу АО из-за выхода из строя термопары, темп снижения температуры теплоносителя составил 3000 К/с. На послепусковых продувках обнаружено натекание газа из основного тракта в полость силового чехла, увеличение КГС не зарегистрировано
6,05	0,126	~3070	10,7	3	
4,63	0,118	-	5,1	4,2	На втором пуске произошла разгерметизация водяного тракта охлаждения жаровой трубы холодильника
5,6	0,119	2785	5,63	3,7	Испытания канала зав. № 03 прекращены вследствие разгерметизации внутреннего корпуса МС
					Информационные источники отсутствуют

В последующем для этой цели был испытан целый ряд азотных каналов разных модификаций - 2 канала 300ПА, 3 канала 100ИП, 9 каналов АПК, 2 ампулы ИП-3М и 1 ампула ИП-6М. Во всех каналах использовались модернизированные ТВС, состоящие из 8 нагревных секций по 379 твэлов в каждой секции. Твэлы были изготовлены из твердого раствора карбида урана, карбида ниобия и свободного углерода. Размеры твэла - описанный диаметр и толщина были неизменными - 2,2 мм и 1,24 мм соответственно. Загрузка топлива в ТВС была профилированной в радиальном и осевом направлениях.

Из испытанных азотных каналов наиболее работоспособными оказались каналы АПК, позволившие достичь наибольшего для азотных каналов значения мощности (4,65 МВт) и максимального значения температуры азота 2900 К при расходе 1,2 кг/с.

Таблица 15 содержит основные сведения об испытаниях газоохладяемых ТВС.

Глава 7. Экспериментальные исследования

Таблица 15. Реакторные испытания газоохлаждаемых ТВС для исследования газодинамических установок и процессов выхода продуктов деления

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, обозначение, номер чертежа; теплоноситель	Количество; заводской (учетный) номер	
1	29Т	4	06.04.- 21.04. 1977	Петлевой канал 300ПА, Ш 725 СБ; азот	1 (01)	Проверка работоспособности канала 300ПА, предназначенного для реакторной отработки ТВС азотных технологических каналов с мощностью до 6 МВт
2	32Т	9	27.04.- 13.06. 1978	Петлевой канал 300ПА, Ш 725 СБ; азот	2 (02, 03)	Экспериментальное обоснование работоспособности усовершенствованных МС каналов 300ПА
3	35Т	5	03.08.- 14.08. 1979	Петлевой канал 100 ИП, Ш 783 СБ; азот	1	Проверка работоспособности канала ИП100
4	39Т	3	05.02.- 18.02. 1980	Петлевой канал 100 ИП, Ш 783 СБ; азот	1	Исследование газодинамических установок
5	41Т	13	06.05.- 03.11. 1980	Петлевой канал 100 ИП, Ш 783 СБ; азот	1	Исследование газодинамических установок
6	45Т	7	09.07.- 30.09. 1982	Петлевой канал 100 ИП, Ш 783 СБ; азот	2 (06, 07)	Исследование газодинамических установок
7	42Т	16	27.11. 1980.- 06.08. 1981	Экспериментальный канал 91П/50ДП; азот	5 (01, 02, 03, 04, 06)	Исследование выхода газообразных продуктов деления из опытных вариантов стержневых твэлов газоохлаждаемых ТВС
8	53Т	5	24.12.- 25.12. 1984	Экспериментальный канал 91П/50ДП; азот	1 (08)	Исследование выхода газообразных продуктов деления из опытных стержневых твэлов газоохлаждаемой ТВС в режиме "Вспышка"
9	54Т	6	27.02.- 14.03. 1985	Экспериментальный канал 91П/50ДП; азот	1; 08	Исследование выхода газообразных продуктов деления из опытных стержневых твэлов газоохлаждаемой ТВС
10	46Т	4	09.06.- 28.06. 1983	Экспериментальный канал 91П/50 ДПШ, Я 729 СБ; азот	1;	Проверка работоспособности газоохлаждаемой ТВС с засыпкой шаровых твэлов и оценка выхода газообразных продуктов деления
11	43Т	3	17.11.- 04.12. 1981	Петлевой канал АПК, Ш820СБ; азот	1; 01	Проверка работоспособности канала АПК, предназначенного для экспериментальной отработки ТВС азотной зоны реактора ИВГ1
12	44Т	3	26.01.- 04.02. 1982	Петлевой канал АПК, Ш 820 СБ; азот	1; 03	Ресурсные испытания канала АПК
13	45Т	8	30.11. 1982.- 10.02. 1983	Петлевой канал АПК. Ш 820 СБ; азот	1; 02	Исследование газодинамических установок

Основные результаты испытаний						Примечание
Мощн. макс., МВт	Расход теплоносит., кг/с	Температура теплоносит. на выходе ТВС, К	Давление теплоносит. на выходе ТВС, МПа	Длительн. стационарн. режима, с		
	1,08	2650	2,88	12		
3,5	1,2	2700	6,9	11		
	1,4	2600	7,0	40		
	1,4	2600	7,0	10		
	1,4	2600	7,0	10		
4,3	1,57		7,1	3	В пуске 45Т7 произошло разрушение опорно-выхлопного блока канала ИП 100 зав. №07	
0,683	0,215	2880	5,0	5	Из четырех типов стержневых твэлов наилучшим удержанием газообразных продуктов деления в режиме кратковременных пусков (до 200 с) обладают опытные твэлы с сердечником, изготовленным по штатной технологии	
0,29	0,104	2600	1,8	95	КГС МС увеличился на 18%	
0,246	0,138	1790	5,8	9		
	1,45	2020	7,1	7,5	Испытания прекращены вследствие выхода из строя холодильника, черт. Ш 820.1.00.01 СБ	
	1,42	2415	6,05	31	Испытания прекращены вследствие выхода из строя холодильника, черт. Ш 820.1.00.01 СБ	
	1,48	2335	6,67	23,5	Испытания прекращены вследствие разрушения опорно-выхлопного блока МС	

Глава 7. Экспериментальные исследования

Продолжение таблицы 15

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, обозначение, номер чертежа; теплоноситель	Количество; заводской (учетный) номер	
14	49Т	14	19.09.- 15.11. 1983	Петлевой канал АПК, Ш 820 СБ; азот	1; 06	Исследование газодинамических установок
15	74Т	7	16.12. 1987.- 07.01. 1988	Петлевой канал АПК, Ш 820 СБ; азот	1; (МСАТК, уч. № А273659)	Исследование газодинамических установок
16	76Т	2	24.05.- 26.05. 1988	Петлевой канал АПК, Ш 820 СБ; азот	1; (МСАТК, уч. № А273660)	Исследование газодинамических установок
17	65Т	9	22.12. 1986.- 15.01. 1987	Петлевой канал АПК, Ш 820 СБ; азот	1; 06	Исследование процессов переноса и осаждения продуктов деления в газовых трактах устройства ШС1, черт. 11.439.000
18	69Т	9	22.06.- 16.07. 1987	Петлевой канал АПК, Ш 820 СБ; азот	1; 06	Исследование процессов переноса и осаждения продуктов деления в газовых трактах устройства ШС1, черт. 11.439.000
19	80Т	8	13.09.- 29.09. 1988	Петлевой канал АПК, Ш 820 СБ; азот	1; (МС, уч. № А275644)	Совершенствование методики проведения экспериментов и измерения концентрации продуктов деления в теплоносителе и на поверхности экспериментальных участков устройства ШС1, черт. 11.439.000
20	51Т	13	11.06.- 12.07. 1984	Ампула ИПЗМ, Ш 841.СБ; азот	1; 01	Проверка работоспособности ампулы ИПЗМ; исследование газодинамических установок
21	61Т	7	27.03.- 15.05. 1986	Ампула ИПЗМ, Ш 841.СБ; азот	2; 01, 02	Проверка работоспособности газодинамического затвора (ГДЗ); исследование газодинамических установок
22	66Т	2	16.03.- 19.03. 1987	Ампула ИПЗМ, Ш 841.СБ; азот	1; 01	Исследование газодинамических установок
23	84Т	4	29.12. 1988 - 28.02. 1989	Ампула ИП6М, Ш 865.СБ; азот	1;	Проверка работоспособности ампулы ИП6М; исследование газодинамических установок
24	52Т	4	07.02.- 16.02. 1984	Ампула Г10П, Ш 814 СБ; гелий	1;	Проверка работоспособности конструктивных элементов и узлов ТВС с радиальной схемой прокачки теплоносителя
25	58Т	3	27.06.- 02.07. 1985	Ампула Г20П, Р753; гелий	1;	Проверка работоспособности ТВС с радиальной схемой прокачки теплоносителя на уровнях энерговыделения, близких к проектным

Основные результаты испытаний						Примечание
Мощн. макс., МВт	Расход теплоносит., кг/с	Температура теплоносит. на выходе ТВС, К	Давление теплоносит. на выходе ТВС, МПа	Длительн. стационарн. режима, с		
2,43	0,863	2590	3,8	15,8		
4,65	1,2	2900	3,64	10,3	КГС МС возрос на 20% по сравнению с предпоследним пуском	
2,41	0,797	2750	3,96	17,5	Испытания прекращены вследствие разрушения опорно-выхлопного блока МС	
1,15	0,46	~2000	2,5	99	Проведены исследования процесса переноса и осаждения продуктов деления в трубах различной геометрии, изготовленных из различных материалов	
0,66	0,213	~2000	1,12	260	Получены экспериментальные данные для формирования системы эмпирических констант, необходимых для внедрения в практику современных методов расчета осаждения продуктов деления в ВТГР и других установках подобного типа	
0,55	0,261	~2060	3,5	170		
4,97	1,847	2415	3,9	16		
	3,0	~2500	3,0	8		
7,94	3,1	2400	2,8	3	Испытания прекращены вследствие увеличения КГС ТВС №3 на 55%	
14,8	4,72	2750	3,2	15	Испытания прекращены вследствие увеличения КГС ТВС №6 на 100%	
0,17	0,036	1200	1,8	170		
0,85	0,17	1250	3,97	30	Испытания прекращены вследствие разгерметизации основного тракта ампулы	

Окончание таблицы 15

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, обозначение, номер чертежа; теплоноситель	Количество; заводской (учетный) номер	
26	47Т	10	22.03.-05.05.1983	Ампула ПМ1, Ш 800 СБ; азот	2; 01, 02	Проверка работоспособности элементов ампулы; исследование выноса теплоносителем продуктов деления
27	62Т	6	02.09.-11.09.1986	Ампула “СПРИНТ”, Ш 867 СБ; азот	1; 01	Проверка работоспособности элементов конструкции ампулы; сравнительные исследования термостойкости и кинетики выхода газообразных продуктов деления в идентичных условиях облучения твэлов
28	71Т	3	17.09.-22.09.1987	Ампула “СПРИНТ”, Ш 867 СБ; азот	1; 02	Сравнительные исследования термостойкости и кинетики выхода газообразных продуктов деления в идентичных условиях облучения твэлов
29	59Т	2	19.09.-23.09.1985	Ампула В100, Р 774 СБ; воздух	1; 01	Проведение демонстрационных экспериментов с достижением значения температуры теплоносителя на выходе из МС 1700...1800 К
30	64Т	3	28.10.-03.11.1986	Ампула В100, Р774 СБ; воздух	1; 02	Исследование работоспособности шариковых твэлов и элементов конструкции ампулы
31	79Т	6	27.07.-04.08.1988	Ампула “РИФТ”, Ш 909 СБ; азот	1;	Радиационные реакторные испытания конструкции трубки Фильда, окруженной слоем сферических твэлов и представляющей собой единичный элемент энергетического контура установки “РУДА”
32	89Т	5	30.10.-22.11.1989	Петлевой канал ПКМ100, Ш902 СБ; азот	1;	Реакторные испытания элементов конструкции фрагмента тепловыделяющего модуля установки “РУДА”

7.4 Ампульные испытания твэлов ВВЭР-1000

7.4.1 Общие сведения об ампульных испытаниях твэлов ВВЭР-1000

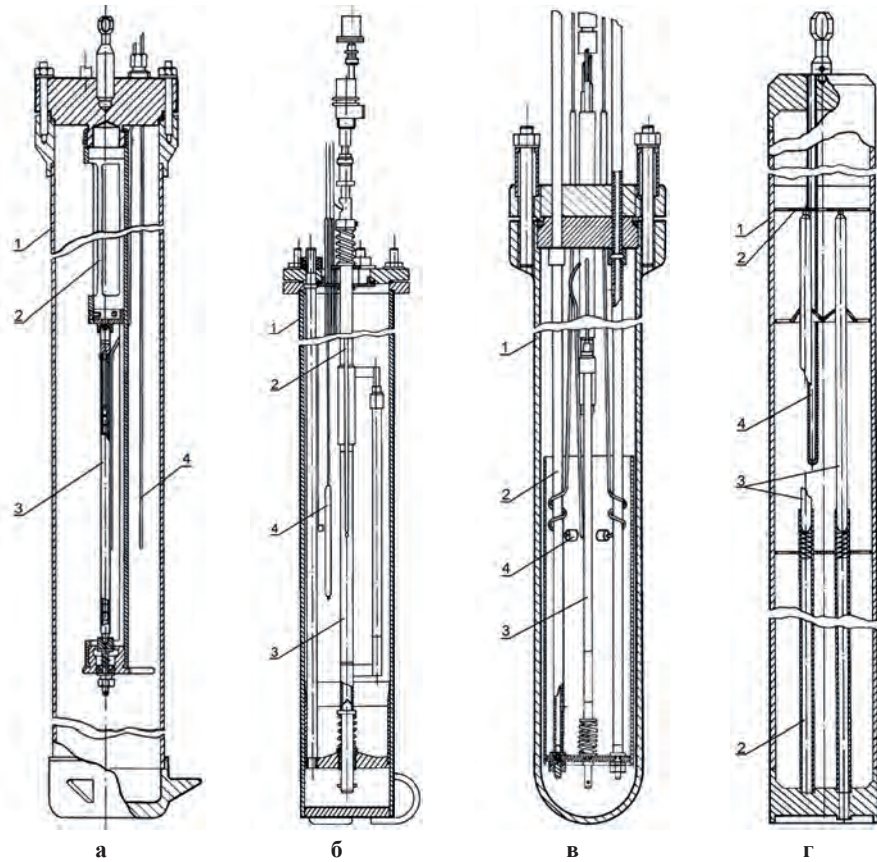
Отличительной особенностью ампульных испытаний твэлов реакторов различного назначения стала их высокая информативность, сочетавшаяся с простотой применяемого оборудования и схем проведения экспериментов [29]. При этом основной объем ампульных испытаний модельных твэлов пришелся на эксперименты с твэлами ВВЭР-1000, которые проводились под научным руководством РИЦ “Курчатовский институт”,

При проведении испытаний на реакторе ИГР твэлы ВВЭР устанавливались в герметичные ампулы (рисунок 15), заполненные либо дистиллированной водой, либо ненасыщенным раствором борной кислоты (H_2BO_3) в воде, либо атмосферным воздухом.

Основные результаты испытаний						Примечание
Мощн. макс., МВт	Расход теплоносит., кг/с	Температура теплоносит. на выходе ТВС, К	Давление теплоносит. на выходе ТВС, МПа	Длительн. стационарн. режима, с		
0,51	0,178	2144	2,53	20,6		
		~2200	1,05	22		
	0,034	2040	0,3	28	Испытания прекращены вследствие увеличения КГС МС в 1,5 раза	
	0,196	1140	4,2	7	Испытания прекращены ввиду возможного перегрева и разрушения периферийных шариковых твэлов из-за большого радиального коэффициента неравномерности ($Q_{max}/Q_{min} \sim 8$)	
0,175	0,103	1700	2,06	0,1	Пуск 64ТЗ закончился аварийным остановом по температуре теплоносителя на выходе из МС	
0,03	0,016	1060	0,8	42	Испытания прекращены вследствие разгерметизации тракта охлаждения трубки Фильда	
0,082	0,058	1100	0,8	150	Испытания прекращены вследствие разгерметизации тракта охлаждения трубок Фильда	

Модельные твэлы изготавливались по технологии штатных твэлов реактора ВВЭР-1000. Топливный столб твэла набирался из 12-15 таблеток из диоксида урана с обогащением 4,4 % и имел длину приблизительно 150 мм. Таблетки устанавливались в оболочку из сплава Э-110 с наружным диаметром 9,15 мм, с толщиной стенки 0,63 мм и длиной 300 мм, которая герметизировалась концевыми заглушками.

Модельные твэлы различались по способу герметизации оболочек (контактно-стыковой либо электронно-лучевой сваркой), по величине внутреннего компенсационного объема, по значению начального давления внутри твэла (0,1; 2...2,5 МПа), по диаметру осевого отверстия топливных таблеток (1,4; 2,3 мм), по величине фаски топливных таблеток, по величине зазора между топливом и оболочкой, по перечню и способам установки средств измерения параметров твэлов.



а, б, в – ампульные устройства для испытаний необлученных твэлов реакторов с водяным теплоносителем; г – ампульное устройство для испытаний предварительно облученных твэлов; 1 корпус; 2 устройство установки твэла; 3 модельный твэл; 4 датчики системы измерения параметров)

Рисунок 15 - Ампульные устройства для испытаний модельных твэлов ВВЭР

При проведении ампульных испытаний непрерывно шел процесс совершенствования систем измерения параметров экспериментов, направленного на повышение качества и расширение объема получаемой информации о твэлах в процессе экспериментов. Решение этой, далеко не тривиальной, задачи осложнялось как специфическими условиями испытаний (наличием мощных потоков нейтронного и гамма-излучения, работой в агрессивных средах, высокими пределами измерений, быстропеременным характером изменения измеряемых параметров), так и особенностями конструкции модельных твэлов, определяющими жесткие требования к размерам и к конструкции средств измерения, к методам их монтажа в твэле. В целом, указанные особенности привели к необходимости разработки и применения специализированных средств измерения параметров твэлов и, в отдельных случаях, специализированных информационно-измерительных систем.

7.4.2 Серия 50Ф

В реакторных испытаниях серии 50Ф, ставшей первой в череде испытаний твэлов ВВЭР (ноябрь 1983 г. - январь 1984 г.), были получены предварительные данные о деформации и разрушении модельных твэлов.

Всего на испытания поступило 20 экспериментальных твэлов, заполненных гелием с давлением 0,2...0,25 МПа. При этом 17 экспериментальных твэлов были испытаны в 18 пусках реактора ИГР, а 3 твэла были использованы для отработки технологии разделки данного вида твэлов и в качестве твэлов-свидетелей для проведения сравнительного анализа в процессе послепусковых исследований.

Основными задачами серии являлись отработка методики проведения ампульных испытаний твэлов ВВЭР-1000, исследование поведения твэлов ВВЭР-1000 при резком возрастании энерговыделения, исследование влияния на поведение твэлов в аварийных условиях их конструктивных параметров и отработка методики и средств измерения теплофизических параметров.

В процессе отработки методики проведения ампульных испытаний уточнялась зависимость формы и длительности импульса мощности во «вспышках» с гашением импульса мощности на переднем и на заднем фронте вспышки (до и после достижения максимального значения мощности в импульсе соответственно).

Для решения задачи определения взаимосвязи между энерговыделением в реакторе и энерговыделением в модельных твэлах использовался метод радиометрии золотых фольг с использованием методики бета-гамма совпадений и метод спектрометрического определения энерговыделения в топливных таблетках твэлов.

В серии решалась задача обеспечения повторяемости режима «вспышка» с гашением мощности и, следовательно, обеспечения повторяемости результатов однородных экспериментов.

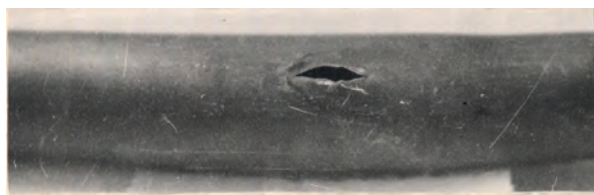
В итоге, в серии 50Ф прошли первую апробацию методики и средства измерения температуры оболочек твэлов, температуры и давления воды в ампуле. Были получены данные о возможности применения для измерений температуры оболочки твэла кабельных термопар ХА с горячими спаями разного поперечного размера (0,4; 0,7 и 0,9 мм) и с разными способами установки горячего спая на оболочке твэла - внакладку на поверхность твэла и с заделкой горячего спая в фрезерованный на оболочке паз длиной 20 мм и глубиной 0,2 мм. Термопары на оболочке твэла крепились с помощью контактно-реактивной пайки с электрическим нагревом зоны крепления не выше 1100°C (в результате нагрева в зоне крепления горячего спая образуется эвтектоидный состав из материалов оболочки (приблизительно 85 %) и чехла термопары (приблизительно 15 %)). Для оценки влияния термометрирования на деформацию твэла в процессе испытаний, часть твэлов не подвергалась термометрированию.

Глава 7. Экспериментальные исследования

Твэлы отличались способом герметизации оболочек (контактно-стыковая или электронно-лучевая сварка оболочек и заглушек), значением диаметра топливных таблеток (использовались стандартные таблетки с наружным диаметром, лежащим внутри допуска на размер, и таблетки, имеющие предельное максимальное и предельное минимальное значения диаметра в соответствии с технологическим допуском на размер) и состоянием поверхности таблеток. Кроме этого, исследовалось поведение твэлов, оснащенных топливными таблетками, близкими по своим характеристикам к браку (имеющими сколы, трещины, царапины).

При кратковременном облучении испытываемых твэлов на режиме нейтронной вспышки с полушириной 0,7...1,85 с удельное энерговыделение в топливе составляло 0,55...1,28 кДж/г UO_2 (35...85 кДж/твэл). Максимальное измеренное значение температуры оболочки составило 800°C. В результате экспериментов было определено пороговое разрушающее энерговыделение для термометрированных твэлов, при котором происходила разгерметизация твэла (86...88 кДж/твэл или 300...310 кал/г UO_2), и энерговыделение, при котором оболочка твэла имеет видимую деформацию (55...63 кДж/твэл или 205...230 кал/г UO_2).

На рисунках 16 - 17 представлены фотографии участка разрушения оболочки твэла № 31 и его рентгенограммы, иллюстрирующие состояние топлива. Полученные результаты позволили сделать предположение, что разрушение оболочки произошло по механизму пластической деформации при повышении ее температуры и давления под оболочкой твэла. Рентгеноструктурный анализ материала разрушенного участка оболочки показал наличие α - β -фазового перехода, что является свидетельством того, что оболочка в этой области была разогрета до температуры порядка 1100 К.



а) фронтальный вид на вздутие и разрыв оболочки



б) вид сбоку на вздутие и разрыв оболочки

Рисунок 16 - Серия 50Ф. Деформация и разрыв оболочки твэла № 31 (удельное энерговыделение 300...310 кал/г UO_2).

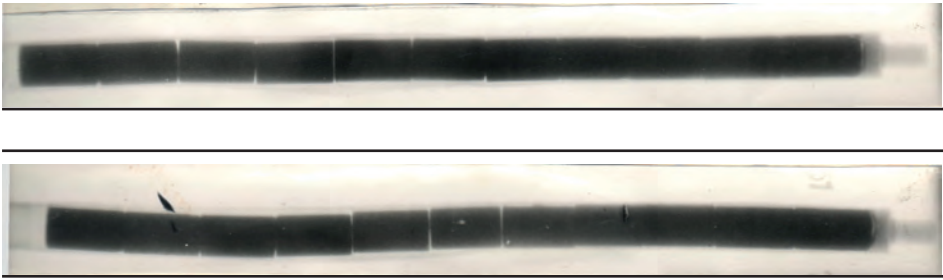


Рисунок 17 - Серия 50Ф. Рентгенограмма твэла № 31 после испытаний

7.4.3 Серия 56Ф

В следующей серии испытаний 56Ф (апрель – июнь 1985 г.) исследования поведения твэлов были выполнены в более широком диапазоне удельного энерговыделения (от 0,3 и до 1,88 кДж/г UO_2) при реализации нейтронных вспышек с полушириной 0,2...1,0 с. Результаты испытаний показали, что снижение начального давления гелия под оболочкой твэла вплоть до атмосферного приводит к увеличению на треть энергетического порога её разрушения.

В этих экспериментах была зарегистрирована температура оболочки, равная 2070 К.

7.4.4 Серия 63Ф

В серии 63Ф (июль-август 1986 г.) на испытания поступили термометрированные твэлы, с использованием которых было продолжено изучение влияния скорости изменения мощности, величины энерговыделения в твэле, условий его охлаждения и числа нагружений на качественные и количественные характеристики разрушений твэлов. Было выполнено сравнение результатов единичных и многократных нагружений твэлов (четыре пуска в серии были выполнены последовательно без смены твэла в ампуле).

По итогам серии 63Ф, где все пуски были выполнены в режиме «вспышка», было установлено, что значение порогового разрушающего энерговыделения составляет 1,26 кДж/г UO_2 в диапазоне значений полуширины импульса 0,4...0,6 с. Трехкратное нагружение твэла с запасенным теплом 0,3...0,6 кДж/г UO_2 не привело к снижению порога его разрушения, и твэл разрушился при критической нагрузке, характерной для однократного нагружения.

Сравнение результатов испытаний твэлов в воде и в воздухе показало, что процессы разогрева твэлов в воде существенно отличаются от адиабатических, и утечки тепла в воду должны учитываться при анализе результатов. Было также отмечено влияние индивидуальных конструктивных особенностей твэлов на характер их разрушения - в частности, влияние параметров топливных таблеток.

В серии 63Ф удельное энерговыделение в топливе было реализовано в диапазоне значений 0,62...2,15 кДж/г UO_2 при полуширине вспышек 0,47...1,34 с. При этом, при удельном энерговыделении 1,33 кДж/г UO_2 при охлаждении твэла воздухом произошло полное разрушение твэла, тогда как при охлаждении твэла водой при удельном энерговыделении 2,15 кДж/г UO_2 было зафиксировано только вздутие оболочки твэла.

7.4.5 Серия 70Ф

Одной из отличительных особенностей серии 70Ф (июль-август 1987 г.) являлось одновременное нагружение в ампуле двух твэлов, что позволило увеличить количество испытанных твэлов и получить данные, помогающие выявить типичные явления и процессы деформации и разрушения твэлов в идентичных условиях.

Наряду с твэлами, не имеющими средств измерения параметров, на испытания были поставлены инструментованные твэлы, оснащенные платино-родиевыми (PtRh), хромель-алюмелевыми (ХА) термопарами на оболочках твэлов. Чехлы хромель-алюмелевых термопар покрывались хромом или молибденом для увеличения температурного рабочего диапазона с 1170 до 1470 К). Для измерения температуры топлива использовались вольфрам-рениевые (ВР) термопары в молибденовых чехлах (диаметр от 1,2 до 1,6 мм). Кроме этого, измерялась температура газа в компенсационных объемах твэлов (термопары ХА в стальных чехлах). Половина из термометрированных твэлов была снабжена специализированными датчиками измерения давления в компенсационных объемах твэлов, разработанными в Отделении исследовательских реакторов и радиационных технологий ИАЭ им. И.В. Курчатова (Москва).

По результатам испытаний инструментованных твэлов были сделаны выводы о необходимости дальнейшего усовершенствования конструкции термопар в направлении миниатюризации горячих спаев, улучшения методов крепления горячих спаев к оболочкам твэлов, а также необходимости минимизации отрицательного влияния технологии крепления термопар на прочность оболочек. Было признано целесообразным применение вольфрам-рениевых термопар для измерения температуры топлива при условии усовершенствования способа установки горячего спая в топливе. Положительный вывод был сделан в отношении применения потенциометрических датчиков давления, установленных непосредственно в ЦЭК реактора ИГР, для измерения давления газа в компенсационных объемах твэлов. При этом подчеркивалось, что не было зафиксировано влияние радиации на показания датчиков. Вместе с тем, была выявлена необходимость усовершенствования технологии соединения датчиков с твэлами через импульсную линию $\varnothing 2 \times 0,15$ мм.

Среди прочего необходимо отметить результаты измерения температуры в компенсационных объемах твэлов, которые многими годами позднее были использованы при обосновании методики измерения количества

примесных газов в топливных таблетках, изготовленных из диоксида урана. В серии 70Ф было выявлено, что характер изменения температуры газа в компенсационном объеме свидетельствует о низком уровне теплообмена между разогретым газом в области активной части твэла и газом в компенсационном объеме. Подогрев газа в районе верхней заглушки составлял приблизительно 50 К при максимальной температуре оболочки 1600 К и температуре топлива 2700 К. Исходя из этого результата было сделано ключевое допущение методики определения количества примесных газов в керамическом топливе, состоящее в том, что горячий газ в активной части твэла и холодный газ в компенсационном объеме не смешиваются и могут рассматриваться как два отдельных переменных объема при одном и том же давлении.

7.4.6 Серия 92Ф

В феврале 1990 года была проведена серия 92Ф, основной целью которой была комплексная проверка системы измерения параметров твэлов, включающей в себя датчики для измерения температуры топлива, оболочки, температуры и давления газа в компенсационном объеме твэла. Кроме этого, в ходе серии определялась возможность проведения в условиях ампульных испытаний на реакторе ИГР исследований разрушения тепловыделяющих элементов по механизму термического взрыва, обусловленного высокой скоростью их разогрева. С этой целью в ампулах измерялась температура и давление теплоносителя, а также пульсации давления с использованием пьезоэлектрических датчиков.

При проведении серии 92Ф была применена практика многократного нагружения одних и тех же твэлов в нескольких пусках, при этом исследовалось влияние предварительного окисления оболочки твэлов на воздухе (первый пуск для выбранных твэлов) на поведение твэлов при охлаждении их водой в последующих пусках.

В рамках этой серии инструментованные и не инструментованные твэлы испытывались как на режимах «вспышки» с начальным скачком реактивности в диапазоне $0,95...4,12 \beta_{эф}$, так и на режимах «импульса». На всех пусках в режиме «вспышки», кроме пусков, выполненных для исследований взрывного механизма разрушения твэлов, применялось принудительное гашение «хвоста» энерговыделения. В зависимости от задач пуска, охлаждающей средой в ампуле могла быть вода или воздух. На пусках в режиме «импульс» ампулы были заполнены воздухом, при этом осуществлялась оценка теплового состояния твэлов и параметров окисления оболочек в режиме длительной выдержки (более 500 секунд) на воздухе при стационарной тепловой мощности твэла.

Оснащение твэлов средствами измерения предопределило существенное изменение их конструкции, в результате чего общая длина инструментованных твэлов составила 520 мм (не инструментованные, как и прежде, имели общую длину 300 мм). Перед экспериментом инструментованные

Глава 7. Экспериментальные исследования

твэлы заполнялись гелием до давления 0,45...2.5 МПа. Инструментованные твэлы поступали на испытания в сборе с фланцами, через которые проходил жгут кабелей - соединительных линий измерительных датчиков.

Характерной особенностью конструкции термопар кабельного типа, применявшихся в серии 92Ф, являлись танталовые защитные чехлы без какого-либо покрытия - и для фольфрам-ренийевых, и для хромель-алюмелевых термопар, при этом характерный размер горячего спая составлял 0,32...0.5 мм. Открытые горячие спаи имели размер 0,3 мм. Горячие спаи термопар в топливе устанавливались в танталовый диск, размещаемый между топливными таблетками. Термопары на оболочках устанавливались в пазы глубиной 0,3...0,35 мм и крепились лазерной или электронно-лучевой сваркой, или спаивались на наружную поверхность оболочки высокотемпературным припоем (1470 К, контактно-реактивная пайка). Преимущество того или иного способа крепления горячих спаев термопар к оболочке твэла оценивалось в процессе послезэкспериментальных исследований по качеству обеспечения прямого контакта горячего спая с материалом оболочки (рисунок 18), при этом, очевидно, что газовые зазоры между материалом оболочки и чехлом термопарами или термоэлектродами определяют величину методической погрешности измерений температуры оболочки, при этом она тем больше, чем быстрее изменяется температура оболочки.



а) припайка чехла термопары к оболочке в паз



б) припайка термоэлектродов к оболочке непосредственно перед горячим спаем

Рисунок 18 - Микрошлифы термопары вблизи горячего спая

По результатам испытаний была подтверждена работоспособность этих термопар, при этом были обеспечены измерения температуры оболочек вплоть до 2230 К и температуры топлива до 2680 К. Вместе с тем, было отмечено, что при увеличении энерговыделения в твэле показания термопар, установленных на оболочке твэла, характеризуются значительным разбросом, особенно в переходных режимах теплообмена на поверхности оболочки, охлаждаемой водой. При развитом пузырьковом кипении воды и

при устойчивом паровом пленочном охлаждении регистрация температуры оболочки осуществлялась уверенно.

В пусках серии 92Ф в очередной раз было подтверждено, что в режиме «вспышка» разогрев твэлов при охлаждении воздухом происходит в адиабатическом режиме, при этом термопары, установленные в топливе, показывают его среднemasсовую температуру, близкую к температуре оболочки (пуск 92Ф-3, Таблица 16). Напротив, разогрев твэлов при охлаждении водой не является адиабатическим, при этом значение температуры оболочки является сложной функцией энерговыделения (мощности) и существенно зависит от режима теплообмена на внешней поверхности оболочки (пуски 92Ф-4 и 92Ф-5, Таблица 16).

Таблица 16. Результаты измерения температуры топлива и оболочки в твэлах (режим – «вспышка с гашением», начальное давление в компенсационном объеме твэлов 2,5 МПа)

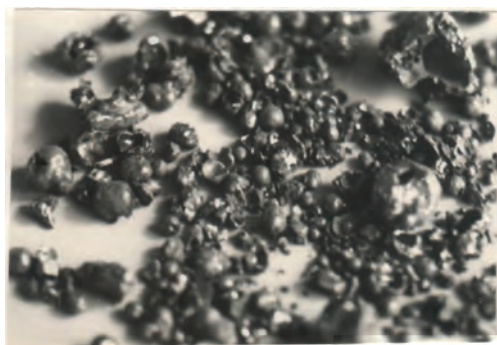
Пуск	Теплоноситель	Температура оболочки, К	Температура топлива, К
92Ф-3	воздух	965	1150
92Ф-4	вода	450	2400
92Ф-5	вода	1260	3500

Положительным был признан опыт применения потенциометрических датчиков типа ДТ для измерения давления в компенсационном объеме твэла и контроля герметичности твэла в ходе пуска, а также опыт использования пьезоэлектрических датчиков для качественной диагностики процессов разрушения твэлов (пульсации давления). Вместе с тем, пригодность пьезоэлектрических датчиков для абсолютных измерений импульсов давления была признана сомнительной из-за влияния реакторного излучения на характеристики чувствительного пьезоэлектрического элемента датчика.

Интересными оказались результаты экспериментов с реализацией критического теплового нагружения твэлов, при котором происходит их взрывное разрушение в результате динамичного разогрева топлива с последующим его выбросом в теплоноситель. В результате такого разогрева твэл был практически полностью расплавлен, при этом фрагменты расплава находились на дне ампулы. В стенке трубы из алюминия, по оси которой был установлен твэл, фрагментами расплава было прожжено множество отверстий (Рисунок 19). Застывшие фрагменты расплава топлива имели поперечный размер от 0.8 до 5 мм и более. Независимо от размеров и формы, застывшие фрагменты расплава топлива внутри были полыми, с отверстиями в поверхности, в том числе сквозными. Такая развитая поверхность частиц предопределила интенсивный теплообмен расплава с водой и возможность парового взрыва, ставшего причиной пространственного разброса фрагментов и разрушения стенки упомянутой выше трубы.



а) труба, внутри которой был установлен твэл, поврежденная фрагментами расплава



б) фрагментированный расплав



в) верхняя часть твэла



г) нижняя заглушка твэла и затвердевший расплав на верхнем торце штанги, фиксирующей нижний конец твэла

Рисунок 19 - Разрушение нетермометрированного твэла и окружающей его трубы. Начальное давление под оболочкой 2,5 МПа, «вспышка с гашением», вода, 96Ф-14

По завершении испытаний серии 92Ф были выполнены обширные послепусковые исследования - одни из самых масштабных в истории ампульных испытаний. Традиционные методы исследований (визуальный контроль, контроль размеров, микроструктурные исследования, включая рентгеноструктурный анализ фазового состава материалов, определение кислородного коэффициента для топлива, типа кристаллической решетки двуокиси циркония, наличие гидрида циркония) были дополнены измерениями температуропроводности и теплопроводности топливных таблеток и фрагментов расплава методом импульсного нагрева.

7.4.7 Серия 96Ф

К началу серии 96Ф (июнь-июль 1990 г.) в основном были сформированы методики измерений параметров модельных твэлов в ампульных испы-

таниях и предложены варианты их практической реализации. В частности, были разработаны и протестированы в реальных условиях ампульных экспериментов конструкции термопар, датчиков давления, датчиков импульсов давления и уровнемеров. Методика определения энерговыделения в топливе, основанная на анализе результатов спектрометрических измерений, не только прошла проверку, но и была модифицирована с учетом специфических особенностей ампульных испытаний. Корректные методики измерений и массовый характер проведения испытаний обеспечили возможность получения обширных сведений о предельной работоспособности твэлов ВВЭР. На повестку дня были вынесены задачи уточнения полученных результатов. Эти задачи решались на фоне подготовки испытаний тепловыделяющих сборок в условиях, моделирующих различные стадии аварии с потерей теплоносителя водо-водяных реакторов (LOCA).

В этой связи для экспериментов серии 96Ф были определены следующие цели:

- получение исходных данных для уточнения границ предельной работоспособности твэлов и тестирования расчетных моделей поведения активной зоны реактора ВВЭР-1000 в аварийных и переходных режимах;

- исследование термомеханического, физико-химического и радиационного поведения твэлов ВВЭР в условиях, моделирующих развитие тяжелых аварий типа «аварии с реактивностью» и «большой течи с полным обесточиванием»;

- получение исходных данных для выбора и обоснования режимов петлевых испытаний модельных сборок ВВЭР-1000 на режимах с плавлением твэлов, которые планировались к проведению на реакторах ИГР, ИВГ.1М и на установке «CORA» (Карлсруэ, ФРГ).

Для достижения этих целей основное внимание в ходе проведения экспериментов было уделено вопросам экспериментального определения пороговых значений температуры и давления, при которых происходит разгерметизация оболочки твэла, а также выявлению основных механизмов и параметров разрушения твэлов на режимах с плавлением материалов конструкции твэлов.

Для характеристики радиационного поведения твэлов подлежали определению доля вышедшей из твэла активности, осевшей на конструктивных элементах, и соотношение количества радионуклидов в воде и парогазовой смеси в диапазоне температуры 1170 ... 3150 К для радионуклидов I, Te, Sb, Ba, Sr, Mo, Rb, Ru, Kr, Xe, Cs.

Кроме этого, были продолжены исследования работоспособности датчиков системы измерения параметров твэлов, в том числе оптической системы контроля деформации твэлов.

К началу проведения серии 96Ф были разработаны и прошли предварительные испытания основные средства измерения, в том числе:

- термопары градуировки ХА для измерения температуры компенсационного объема твэлов (горячий спай диаметром 0,5 мм, предел измерения 1070 К);

- термопары градуировки ВР5/20 для измерения температуры топлива (наружный диаметр чехла в области горячего спая 0,5 мм, контакт горячего спая с топливной таблеткой обеспечивается с помощью танталовых дисков, сваренных по периметру между собой и с термоэлектродами; предел измерения 2770 К);

- термопары градуировки ВР5/20 для измерения температуры оболочки (размер чехла в области горячего спая 0,32×0,6 мм; неизолированный горячий спай, установленный в паз глубиной 0,35 мм на поверхности оболочки с помощью лазерной сварки; предел измерения 2170 К, танталовый чехол);

- термопары градуировки ВР 5/20 для измерения температуры оболочки (размер чехла в области горячего спая 0,32×0,6 мм; неизолированный горячий спай, установленный в паз глубиной 0,35 мм на поверхности оболочки с помощью высокотемпературной пайки с температурой плавления 1470 К; предел измерения 2170 К, танталовый чехол);

- термопары градуировки ВР 5/20 без защитного чехла для измерения температуры оболочки (характерный размер горячего спая 0,3 мм; горячий спай установлен в паз глубиной 0,3 мм с помощью электронно-лучевой сварки, предел измерения 2170 К);

- потенциометрические датчики для измерения давления внутри твэла с пределами измерения 4,0 и 10,0 МПа и импульсными линиями с внутренним диаметром 1 мм, индукционные датчики абсолютного давления в теплоносителе и пьезоэлектрические датчики импульсов давления в теплоносителе;

- внутризонные малогабаритные детекторы тепловых нейтронов, размеры которых позволяли размещать их в центральном экспериментальном канале в непосредственной близости к экспериментальным ампулам.

Испытания проводились как в режиме «импульс», так и в режиме «вспышка». В режиме «импульс» система регулирования мощности реактора обеспечивала реализацию от одной до четырех «полок» постоянной мощности, отличавшихся по значениям мощности до пяти раз и следующих одна за другой с длительностью каждой не менее 20 секунд. Длительность перехода с одной полки мощности на другую была не менее 5 секунд. Все режимы «вспышка» завершались принудительным гашением мощности, что существенно упрощало процедуру определения эффективного энерговыделения в топливе твэлов. Методической особенностью отдельных пусков было проведение парных испытаний, в процессе которых в ампуле одновременно размещались два твэла – термометрированный и нетермометрированный. Результаты парных испытаний позволили получить данные о влиянии термометрирования на поведение и работоспособность твэлов.

В общей сложности в ходе серии 96Ф было выполнено: 8 исследовательских пусков в режиме «вспышка» при охлаждении твэлов водой; 10 исследовательских пусков в режиме «импульс» при охлаждении твэлов

воздухом; 2 пуска, в режимах «вспышка» и «импульс», по исследованию работоспособности оптической системы контроля деформации твэлов (технического эндоскопа) и 2 пуска в режиме «импульс» с целью получения эмпирических соотношений, используемых при определении энергетических параметров испытаний твэлов (физические измерения). Всего в ходе серии было испытано 29 твэлов, в том числе 15 твэлов, оснащенных средствами измерения температуры топлива и оболочки, давления в компенсационном объеме твэла.

Система измерения позволила зарегистрировать следующие максимальные значения параметров экспериментов:

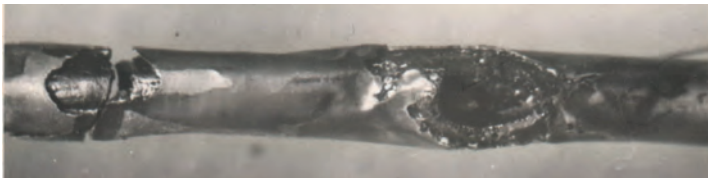
- температура оболочки в режиме «вспышка» при охлаждении твэлов водой составила приблизительно 2460 К для термопары с открытым горячим спаем и приблизительно 2050 К для термопары в циркониевом чехле. При испытаниях в режиме «регулируемый импульс» эти величины составили приблизительно 2070 К и 1950 К соответственно;

- температура топлива составила 2950 К в режиме «вспышка» и 2800 К в режиме «регулируемый импульс». Повышение температуры топлива выше указанных значений приводило к потере работоспособности топливных термопар;

- начальное давление в компенсационном объеме твэла составило 5,95 МПа;

- длительность эффективного энерговыделения в твэле (на уровне мощности, превышающем 2 % от максимальной, реализованной в данном пуске) составляла от 0,9 с (минимальная) до 200 с (максимальная).

Ниже продемонстрированы лишь некоторые из результатов решения задач, поставленных при проведении серии 96Ф.



а) деформация, окисление и проплавление оболочки

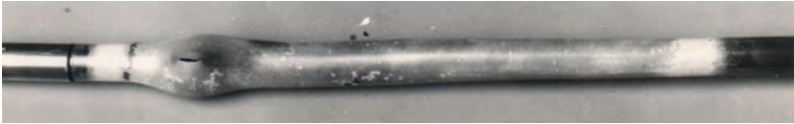


б) рентгенограмма твэла после испытания

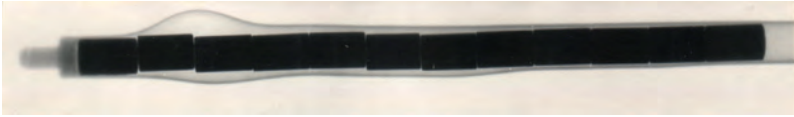
Рисунок 20 - Разгерметизация термометрированного твэла.

Температура оболочки (измеренная) более 1350 К.

Температура топлива более 2900 К, начальное давление под оболочкой 2,5 МПа, «вспышка», вода, 96Ф-9



а) окисление, вздутие и разгерметизация оболочки

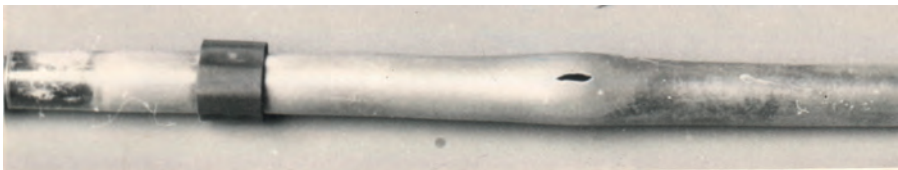


б) рентгенограмма твэла после испытания

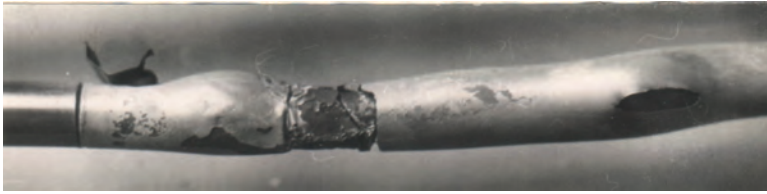
Рисунок 21 - Разгерметизация нетермометрированного твэла на режиме «регулируемый импульс мощности». Температура оболочки (оценка по измерениям термометрированного твэла) 1700 К, температура топлива 1660 К, скорость разогрева 110 К/с, начальное давление под оболочкой 2,5 МПа, «импульс», воздух, 96Ф-7



а) следы эвтектического взаимодействия нержавеющей стали дистанционирующей решетки и сплава Э-110 отсутствуют (низкоплавкая эвтектика не образуется) при охлаждении нетермометрированного твэла водой, несмотря на очевидно высокую контактную температуру (рядом с фрагментом решетки имеется прогар, заполненный расплавом), ориентировочная температура оболочки более 1350 К, температура топлива не более 2900 К (оценка по измерениям термометрированного твэла), начальное давление под оболочкой 2,5 МПа, «вспышка», вода, 96Ф-9



б) окисленная дистанционирующая решетка со светло-серыми пятнами в местах контакта решетки с оболочкой, ориентировочная температура оболочки 1750 К, температура топлива 2030 К (оценка по измерениям термометрированного твэла), начальное давление под оболочкой 2,5 МПа, «импульс», воздух, 96Ф-10



в) плавление оболочки твэла в области, ограниченной размерами элемента дистанционирующей решетки, при охлаждении твэла воздухом (в левой части снимка слева - фрагмент решетки переместился с расплавом по наружной поверхности оболочки), «регулируемый импульс», ориентировочная температура оболочки 2070 К, температура топлива 2570 К (оценка по измерениям термометрированного твэла), начальное давление под оболочкой 2,5 МПа, «импульс», воздух, 96Ф-14

Рисунок 22 – Эвтектическое взаимодействие материала дистанционирующей решетки (нержавеющая сталь) и материала оболочки твэла (сплав Э110 – Zr-1% Nb)

В исследованиях процессов взаимодействия топлива (UO_2) с оболочкой (Zr+1%Nb) с потенциальной возможностью образования низкотемпературной эвтектики было получено экспериментальное подтверждение того, что образования эвтектики не происходит до значений температуры 1970 К в оболочке и 2470 К в топливе включительно при охлаждении твэла воздухом, при этом топливные таблетки имеют визуально исходный вид и свободно перемещаются в оболочке.

При более высокой контактной температуре топлива и оболочки начинаются процессы растворения топлива в оболочке. Начальная стадия такого процесса была зафиксирована в пуске на режиме «вспышка» с водой в качестве теплоносителя (Рисунок 23).

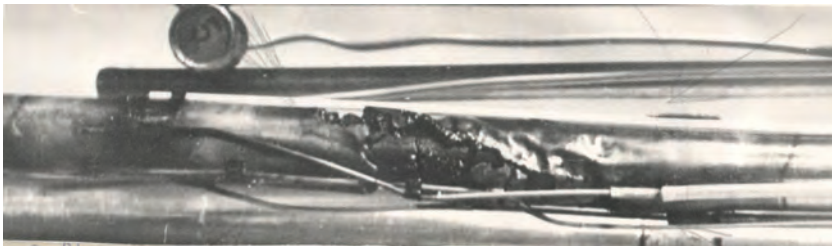


Рисунок 23 – Начальная стадия процесса растворения топлива в оболочке. Температура оболочки 2450 К, температура топлива более 2700 К, начальное давление под оболочкой 1,5 МПа, «вспышка», вода, 96Ф-15. Слева над твэлом виден датчик измерения импульса давления в теплоносителе.

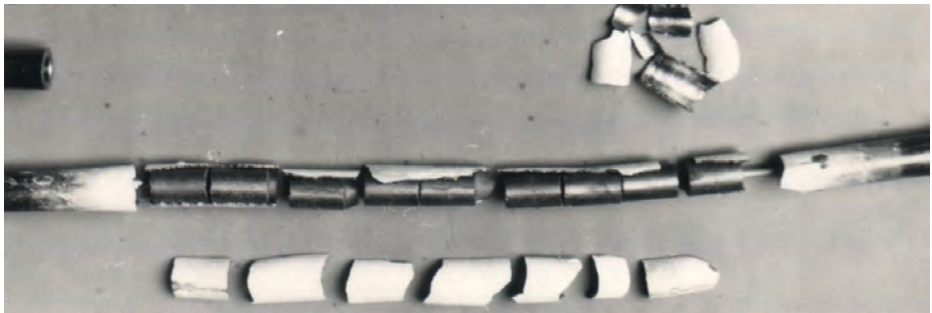
В серии 96Ф было показано, что высокотемпературное окисление оболочки твэла на воздухе в течение 100 с при температуре оболочки около 2000 К приводит к её множественному растрескиванию в фазе охлаждения

Глава 7. Экспериментальные исследования

вследствие термонапряжений, из чего следует, что указанные параметры являются предельными для сохранения структурной целостности твэла, и их превышение приводит к разрушению твэла на отдельные фрагменты (Рисунок 24).



а) глубоко окисленная оболочка твэла до ее разрушения на отдельные фрагменты



б) оболочка, разрушившаяся при попытке разборки твэла

Рисунок 24 – Охрупчивание оболочки твэла в процессе длительного окисления.

Температура оболочки 2000 К, температура топлива более 2600 К, начальное давление под оболочкой 2,6 МПа, «импульс», воздух, 96Ф-18

При проектировании экспериментальных устройств, предназначенных для изучения процессов разрушения твэлов и ТВС с плавлением топлива, одним из важных является вопрос о величине предельного давления, на воздействие которого должно быть рассчитано такое устройство. В серии 96Ф, в пуске 96Ф-22, было отмечено наличие ударной волны в теплоносителе с максимальным значением избыточного давления в переднем фронте 2,7 МПа (абсолютное давление 3,3 МПа при начальном давлении в теплоносителе 0,6 МПа), формирующегося в результате выброса расплава топлива из твэла в воду (режим пуска - «вспышка»). Выброс расплава топлива в воду произошел в результате обширного разрыва относительно холодной оболочки твэла, обусловленного ростом давления внутри твэла вследствие его быстрого разогрева и результирующего плавления топливного столба (Рисунок 25). Энергичное взаимодействие расплава топлива с водой привело к его глубокой фрагментации, в ходе которой было инициировано несколько импульсов давления в течение 4...5 секунд. Остывшие фрагменты расплава представляли собой частицы с формой, близкой к сферической с поперечным размером около 1 мм.



Рисунок 25 - Общий вид оболочки твэла и фрагментированного топлива. Энергичное взаимодействие с водой, ударная волна, начальное давление под оболочкой 2,5 МПа, «вспышка», вода, 96Ф-22 (нетермометрированный твэл)

К этому следует добавить, что средства измерения давления в компенсационном объеме твэла, давления и пульсаций давления в теплоносителе позволили получить информацию, необходимую для диагностики процессов разрушения твэлов, при этом момент разрушения твэла фиксировался по совпадающим во времени сигналам датчиков пульсаций давления в теплоносителе и датчика давления газа в компенсационном объеме твэла. Относительное увеличение давления в компенсационном объеме твэлов достигало 20 %. Момент разгерметизации твэла фиксировался по снижению в течение 50...300 мс давления под оболочкой твэла до уровня давления в теплоносителе.

В момент разгерметизации твэла пьезоэлектрические датчики пульсаций давления регистрировали ряд последовательных затухающих импульсов с частотой 30...70 Гц с временем затухания 80...250 мс.

Необходимо отметить, что в серии 96Ф впервые были применены индукционные датчики давления типа ДДИ, которые позволили получить данные по характеру изменения и абсолютной величине давления, формирующегося при взаимодействии расплава топлива с водой, при этом ДДИ позволяли уверенно регистрировать изменение давления при разрушении твэла в виде серии затухающих импульсов с частотой до 300 Гц.

В серии 96Ф были продолжены исследования выхода продуктов деления, начатые в серии 92Ф, при этом определялись состав и концентрации продуктов деления в охлаждающей среде, соотношение количества радионуклидов в газовой фазе и в воде при охлаждении твэлов водой, состав и концентрация продуктов деления, осевших на внутренних поверхностях ампульного устройства.

При охлаждении твэлов воздухом пробы газа отбирались из ампульного устройства по заданной временной диаграмме в ходе пуска, что обеспечивало возможность определения динамических параметров выхода радиоактивных продуктов деления. При охлаждении твэлов водой отбор проб воды и воздуха осуществлялся после окончания пуска. Для определения параметров осаждения продуктов деления использовались съемные извлекаемые образцы. Радионуклидный состав проб определялся спектральным методом.

Результаты исследований позволили сделать следующие выводы:

Глава 7. Экспериментальные исследования

- интегральный выход продуктов деления возрастает с ростом удельного энерговыделения в твэлах;
- интегральный выход продуктов деления при охлаждении твэлов водой в 10...100 раз выше, чем при охлаждении твэлов воздухом при одинаковом удельном энерговыделении в топливе. Абсолютная величина выхода достигает 10% (!) и более от общего количества образовавшихся радионуклидов;
- состав радионуклидов в пробах воды и в пробах воздуха отличается как количественно, так и качественно – в пробах воды выше концентрация металлических продуктов деления (La, Zr, Ru ...) и йодов. В пробах воздуха выше концентрация ИРГ (Ag, Kr, Xe ...) и некоторых радионуклидов из ряда распадов Kг и Хе.

Одной из примечательных особенностей серии 96Ф стали испытания технического эндоскопа (Рисунок 26), разработанного и изготовленного специалистами ОЭ НПО «Луч» (будущего Института атомной энергии Национального ядерного центра Республики Казахстан). Испытания технического эндоскопа с оптической системой, изготовленной из кварцевого стекла марки КУ-1, – в официальной терминологии документов того времени «оптического устройства для внутриреакторного контроля» - были проведены в пусках реактора в режиме «импульс», 96Ф-27, и в режиме «вспышка», 96Ф-28, с энерговыделением в активной зоне реактора 150 МДж и 260 МДж соответственно.

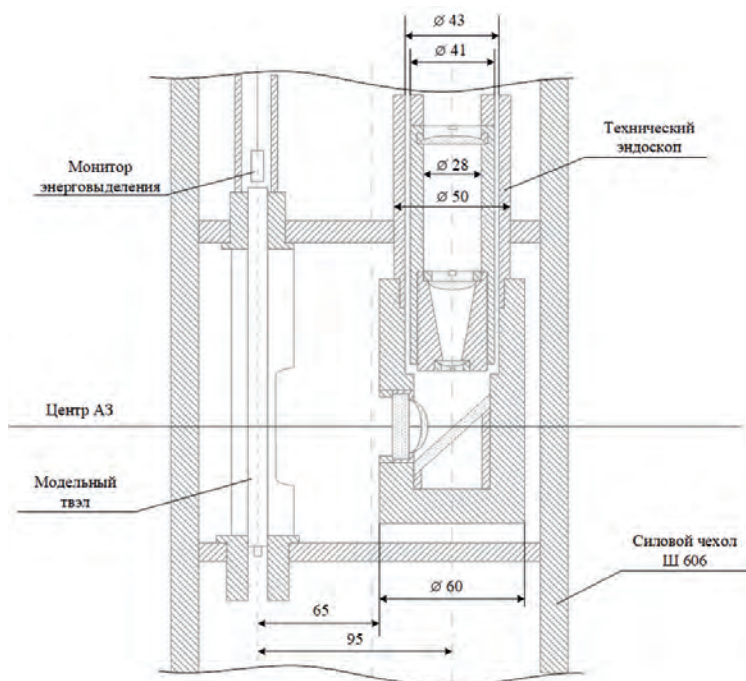


Рисунок 26 – Схема эксперимента по обработке технического эндоскопа

Технический эндоскоп представляет собой герметичную трубу, несущую оптическую систему, которая помещается в силовом чехол Ш606.

Внутри силового чехла размещался объект наблюдения – нетермометрированный твэл (Рисунок 27). В целях обеспечения безопасности твэл помещали вовнутрь стального стакана, имевшего технологическое окно на уровне объектива технического эндоскопа. Для регистрации изображения применялась кинокамера КСР-14, которая была установлена на плите биологической защиты вблизи выходного окна технического эндоскопа. При проведении испытаний было получено изображение тепловыделяющего элемента в центре активной зоны реактора ИГР в условиях интенсивного нейтронного излучения потоком нейтронов с плотностью $1015 \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$ (флюенс $2 \times 10^{15} \text{ см}^{-2}$), при этом расчетная температура оболочки твэла составила приблизительно 900 К в режиме длительного разогрева («импульс», Рисунок 28) и 1600 К - в кратковременном режиме разогрева («вспышка», Рисунок 29). В результате испытаний была подтверждена принципиальная возможность контроля формоизменения твэлов в условиях ампульных испытаний, поскольку контуры оболочки твэла на снимках надежно идентифицировались, как и отдельные фазы разогрева твэла (по изменению яркости и размерам области свечения оболочки).



1 – входное окно; 2 – лампа подсветки; 3 – модельный твэл
Рисунок 27 – Головная часть технического эндоскопа

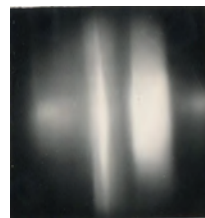
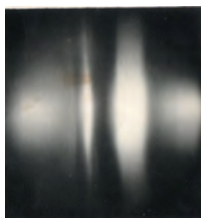
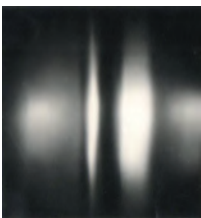


Рисунок 28 – Кинограмма разогрева модельного твэла ВВЭР-1000 на воздухе в пуске 96Ф-27 («регулируемый импульс»)

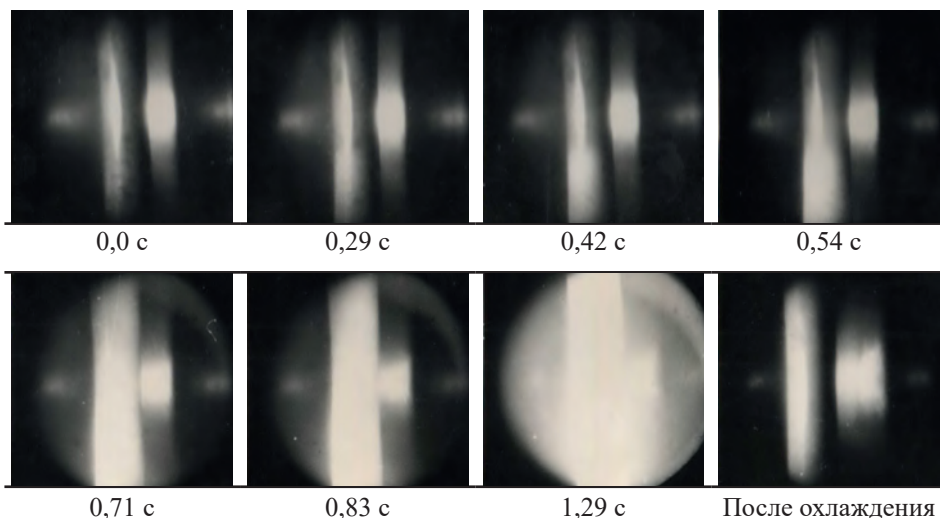


Рисунок 29 - Кинограмма разогрева модельного твэла ВВЭР-1000 на воздухе в пуске 96Ф-28 («вспышка»)

Испытания технического эндоскопа с улучшенной радиационно-стойкой оптической системой, сформированной из линз, изготовленных из не темнеющих оптических стекол серий «Н» и «200», были продолжены в серии экспериментов 101Ф (пуск 101Ф-6), которая была проведена в марте 1991 года. Испытания показали, что гамма-нейтронное облучение оптической системы эндоскопа, который был установлен в БЭК реактора ИГР, не привело к ухудшению качества изображения тест-объекта (пуск был проведен без модельного твэла) и не вызвало изменений оптических характеристик линз.

В нарушение хронологической последовательности изложения, но в завершение описания истории создания технического эндоскопа, следует обратиться к серии 105Ф, в рамках которой были проведены испытания технического эндоскопа с ахроматической оптической системой из радиационно-стойких стекол. При этом решались задачи регистрации изображения модельного твэла в процессе его ядерного разогрева, теплообмена с водой (кризис теплообмена, разрыв оболочки твэла) и его последующего взрывного разрушения. Юстировка технического эндоскопа в серии 105Ф обеспечивала линейное поле зрения в плоскости объектива съемки величиной 25 мм, разрешение не менее 0,1 мм. Скорость киносъемки составляла 24 кадра в секунду. Доза гамма-излучения составила $1,24 \times 10^6$ и $2,67 \times 10^6$ рентген в пусках 105Ф-1 и 105Ф-2 соответственно (при максимальной мощности дозы гамма-излучения $7,4 \times 10^9$ и $1,3 \times 10^{10}$ р/ч соответственно).

На кинограмме пуска 105Ф-1 (Рисунок 30), выполненном в режиме «импульс» треугольной формы (полуширина импульса мощности равна 0,4 с, энерговыделение в твэле 1250 Дж/г UO₂), удовлетворительно прослеживается развитие кипения воды на поверхности твэла – от образования мелких паровых пузырей на оболочке твэла до формирования сплошной паровой пленки (режим пленочного кипения).

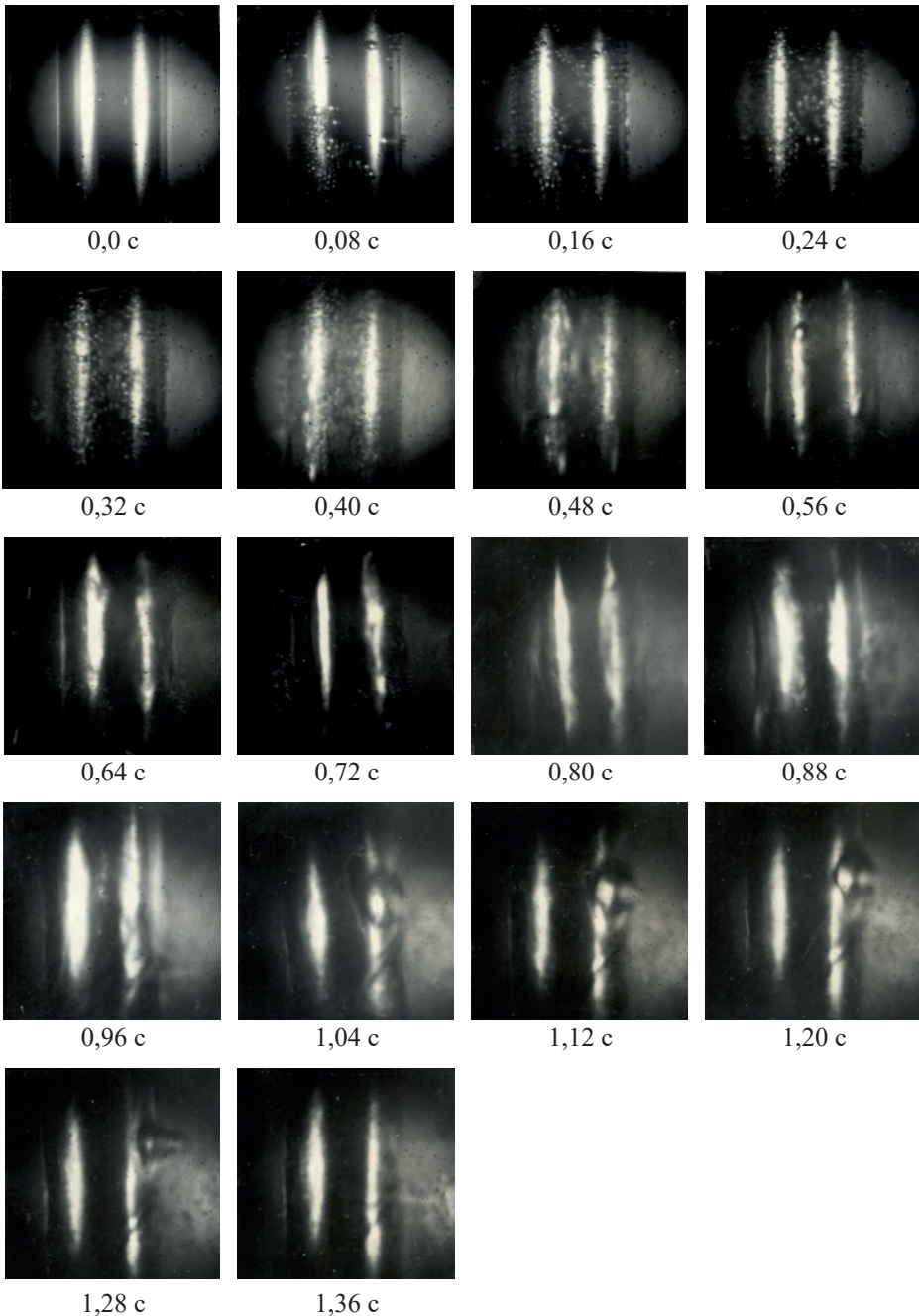


Рисунок 30 - Кинограмма разогрева и разрушения модельного твэла в пуске 105Ф-1

Результаты регистрации изображения твэла в пуске 105Ф-2, выполненном в режиме «импульс» треугольной формы (полуширина импульса мощности равна 0,6 с, энерговыделение в твэле 2680 Дж/г UO_2), показана

Глава 7. Экспериментальные исследования

ли возможность идентификации процессов смены режима теплообмена на поверхности оболочки (пузырьковое кипение переходит в неустойчивое, а затем в устойчивое пленочное кипение), а также деформации твэла, предшествующей его разрушению, имевшему взрывной характер (Рисунок 31).

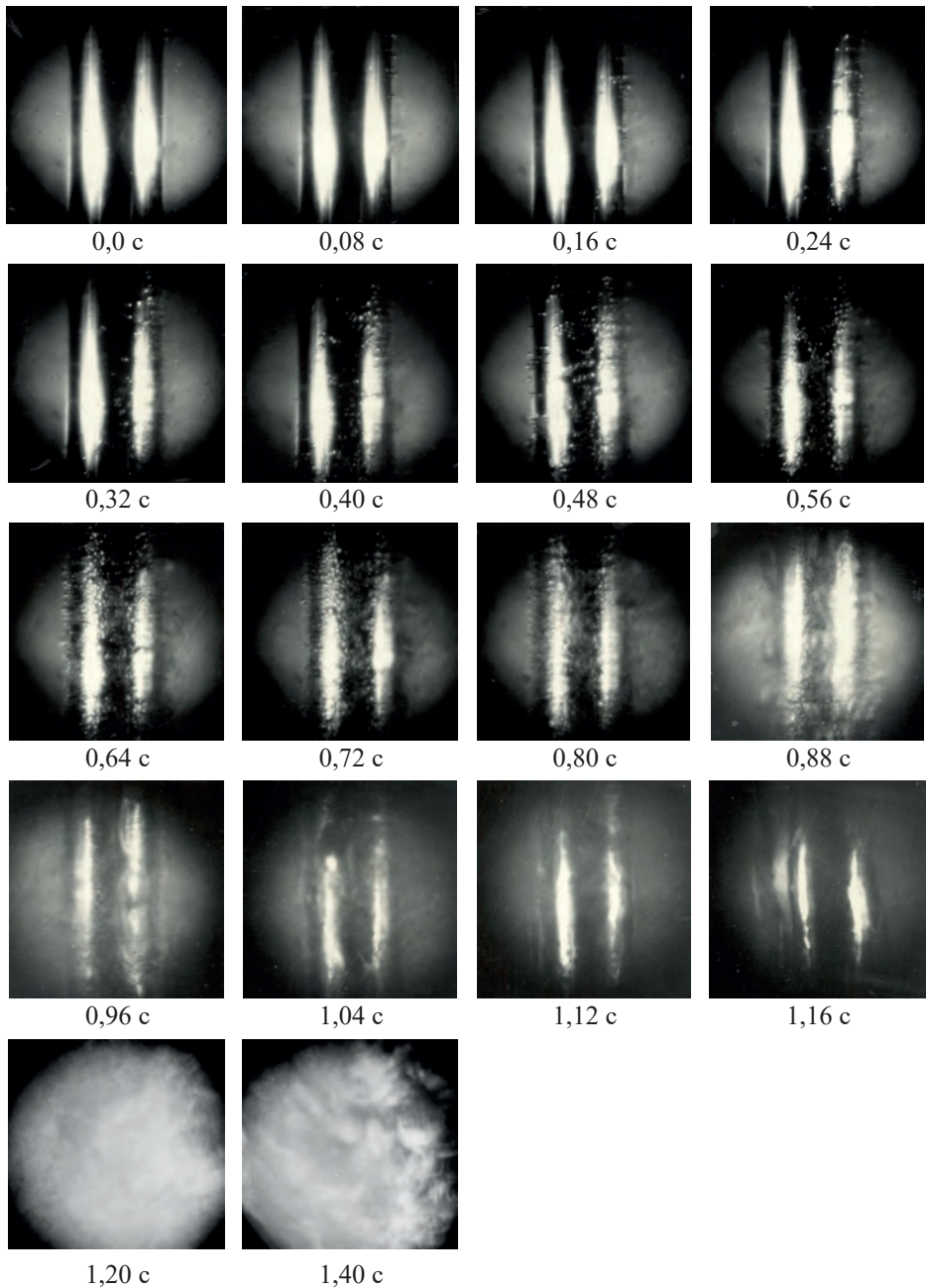


Рисунок 31 - Кинограмма разогрева и разрушения модельного твэла в пуске 105Ф-2

Вернемся к серии 96Ф, которая была отмечена не только началом уникальных испытаний технического эндоскопа, но и масштабными физическими исследованиями, выполненными с целью определения абсолютного энерговыделения в модельных твэлах. Для этого в ампульное устройство на каждом пуске устанавливались мониторы энерговыделения - фрагменты тепловыделяющих элементов ВОТК и КЭТ, калиброванные на содержание ^{235}U .

Для определения эмпирических соотношений, устанавливающих связь между энерговыделением в мониторах и в модельных твэлах, были выполнены два пуска с водой и с воздухом в качестве теплоносителя в ампульных устройствах, оснащенных двумя измерительными твэлами, содержащими по семь мониторов энерговыделения в каждом. Дополнительно определялись высотная неравномерность распределения потока нейтронов (медная проволока в качестве активационного детектора), абсолютное значение энерговыделения по активности детекторов из золота ^{196}Au и распределение плотности потока нейтронов высоких энергий по активности детекторов из никеля ^{58}Ni . Столь насыщенная комплексная программа работ по определению энергетических параметров была реализована впервые для ампульных экспериментов и позволила сформировать базу данных по энерговыделению не только для твэлов, испытанных в серии 96Ф, но уточнить эти параметры для всех предыдущих серий ампульных испытаний, а также дать ответы на некоторые ключевые вопросы по методике определения энерговыделения для применения ее в будущих работах.

Другой особенностью серии 96Ф стала опытная эксплуатация специализированной автоматизированной системы сбора, обработки и хранения информации ИИС «ТВЭЛ», параметры и характеристики которой отвечали требованиям обеспечения квалифицированной подготовки и реализации испытаний твэлов, гибкого управления процессами настройки системы регистрации, изменения параметров регистрации в ходе эксперимента, самодиагностики ошибок и неисправностей системы. Одним из положительных следствий применения программного комплекса ИИС «ТВЭЛ» стало выявление основных причин формирования случайных и систематических отклонений значений регистрируемых параметров при высокой частоте регистрации – были выработаны рекомендации по переходу к автоматизированной системе калибровок измерительных каналов, исключающей разбалансировку калибрующих приборов (систематическая погрешность) и обеспечению защиты линий связи между объектом испытаний и нормирующими преобразователями от электромагнитных наводок (случайная погрешность). Основным выводом, который был сделан по итогам приме-

нения ИИС «ТВЭЛ», стало понимание того, что система измерений для ампульных испытаний должна быть построена с использованием специализированного программного обеспечения и соответствующей аппаратной базы, обеспечивающих гибкость настроек и работы системы, а также ее гарантированную надежность. При этом со всей очевидностью и необходимостью встала задача разработки блока алгоритмов и программ статистической обработки экспериментальных данных с перспективой перехода к задачам формирования активной базы экспериментальных результатов ампульных испытаний.

По итогам реализации серии 96Ф были отмечены следующие достигнутые результаты:

- получены количественные временные зависимости изменения теплофизических, гидродинамических и нейтронно-физических параметров твэлов для тестирования расчетных моделей, а также выбора и обоснования режимов планировавшихся испытаний тепловыделяющих сборок ВВЭР-1000 на реакторах ИГР, 300МВ (ИВГ.1М) и установке «КОРА» (ФРГ);

- определены пороговые значения температуры и давления разгерметизации твэлов. При начальном давлении в твэле ~2.5 МПа разгерметизация твэлов происходит при температуре оболочки 1150...1200 К;

- получены исходные данные по критериальным значениям температуры образования жидких эвтектик в системах механически контактирующих элементов конструкции твэла, выполненных из различных материалов. Температура начала образования эвтектики «нержавеющая сталь - сплав Э110» составляет 1700...1900 К. Начальная стадия образования эвтектики «двуокись урана – сплав Э110» зафиксирована при температуре двуокиси урана более 2800 К и температуре оболочки 1970 К;

- получены исходные данные по разрушению предварительно охрупченной оболочки твэла. Длительное (приблизительно 100 с) окисление оболочки твэла на воздухе при температуре приблизительно 2000 К приводит к хрупкому растрескиванию оболочки твэла;

- получены данные по выходу продуктов деления и осаждению продуктов деления на материалах элементов конструкции ампульного устройства в зависимости от температуры твэла;

- проведены испытания оптической системы внутриреакторного контроля деформации твэла. Впервые получено изображение твэла ВВЭР-1000 в потоке нейтронов с плотностью $1,5 \times 10^{15}$ н см⁻² с⁻¹.

7.4.8 Серия 101Ф

В серии 101Ф (март 1991 г.) была продолжена работа по комплексной проверке работоспособности специализированной системы измерения па-

раметров твэлов ВВЭР-1000, доработанной и усовершенствованной по результатам серии 96Ф. В процессе испытаний вновь стояла задача проверки работоспособности термопар различного конструктивного исполнения и уточнения практических пределов измерения температуры топлива и оболочки твэла в зависимости от типа, конструктивного исполнения и способа установки термопар на оболочках модельных твэлов. Кроме этого, проверялось влияние способов установки первичных преобразователей системы измерения температуры оболочки на работоспособность модельных твэлов.

Всего в ходе серии было испытано 7 твэлов, в том числе 6 инструментированных, оснащенных средствами измерения температуры топлива, оболочки и давления в компенсационном объеме твэла, при этом перед экспериментом твэлы заполнялись гелием через трубку, которая герметизировалась при достижении целевого значения начального давления в твэле.

Термопары, которые применялись в серии 101Ф, отличались разнообразием типа (градуировки), материалов защитного чехла, размера горячего спая и типа крепления горячего спая к оболочке.

Для измерения температуры в компенсационном объеме твэла применялись хромель-алюмелевые термопары (ХА) в стальном защитном чехле (12Х18Н10Т), с горячим спаем размером 0,5 мм, с пределом измерения до 1070 К.

Для измерения температуры топлива применялись вольфрам-родиевые термопары (ВР5/20) в вольфрамовом защитном чехле с напылением двуокисью циркония, с горячим спаем размером 0,5 мм, с пределом измерения 2770 К.

На оболочках твэлов устанавливались вольфрам-родиевые и иридий-родиевые термопары (IrRh/Ir). Термопары ВР5/20 имели защитные чехлы из тантала без напыления, чехлы из тантала с напылением двуокисью циркония и чехлы из тантала с вольфрамовой подложкой и с напылением двуокисью циркония. Характерный поперечный размер открытого горячего спая термопар ВР5/20 не превышал 0,3 мм, а закрытый горячий спай имел размер 0,5 мм.

Продольный размер горячего спая (удлинение) определялся его конструктивными особенностями (например, горячий спай на молибденовой матрице имел протяженность 3 мм) и способом крепления горячего спая к оболочке (родиевый бандаж; родиевый бандаж на родиевой подложке; лазерная сварка открытых термоэлектродов с материалом оболочки; лазерная сварка открытых термоэлектродов под родиевым бандажом; электронно-лучевая сварка горячего спая с оболочкой в паз).

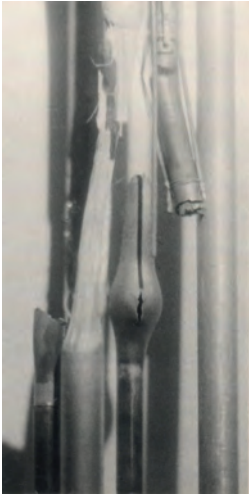
Иридий–родиевые термопары имели защитные чехлы из тантала. Горячие спаи этих термопар крепились к оболочке лазерной сваркой открытых термоэлектродов или лазерной сваркой открытых термоэлектродов и, дополнительно, родиевым бандажом.

Испытания проводились в режиме «вспышка» (один пуск, охлаждение твэла водой) и в режиме «импульс» (пять пусков, охлаждение твэлов воздухом), при этом диаграммы регулируемого импульса имели сложную форму с переменной мощностью. Стоит отметить, что полученный в серии опыт выбора, обоснования и реализации таких диаграмм мощности в дальнейшем широко использовался при проведении испытаний на реакторе ИГР.

При расчете энерговыделения в твэлах учитывалась только мгновенная часть энергии деления ядер ^{235}U – 176 МэВ на одно деление в режиме «вспышка» и 190 МэВ в режимах «импульс».

Результатом работы специализированной системы измерения было то, что предельные показания термопар, установленных в топливе, превышали 2500 К. Показания термопар, установленных на оболочке твэла, достигали значения 2300 К. После завершения испытаний узлы крепления горячих спаев термопар тщательно осматривались и исследовались материаловедческими методами. Результаты этих исследований показали, что, способы установки горячих спаев термопар из числа тех, которые были опробованы в серии 101Ф, существенно не влияют на показания термопар, если не принимать во внимание термопары с открытыми горячими спаями, приваренными к оболочкам в паз, которые обеспечили наиболее приемлемые показатели точности, работоспособности и быстродействия. В испытаниях были получены данные по разрушениям термопар, в числе которых были окисление и прогары их защитных чехлов и разрушение твердой керамической изоляции термоэлектродов. Повышенная химическая активность материалов термоэлектродов (особенно вольфрама на воздухе при температуре выше 1200 К) предопределила высокую вероятность их окисления и перегорания. Методическая составляющая погрешности показаний термопар существенно увеличивалась из-за окисления сплавов, образующихся при приварке термоэлектродов к оболочкам твэлов, а также из-за образования зазоров между оболочкой и горячим спаем вплоть до полного отслаивания горячих спаев от оболочки.

В серии 101Ф были получены данные по разрушениям оболочек (осевая и радиальная деформации, вздутие вплоть до разрыва, прогары оболочек, глубокое двустороннее окисление и охрупчивание материала оболочек, Рисунок 32) и топливных таблеток твэлов (осевые и радиальные трещины, фрагментация и плавление топлива, Рисунок 33).



а) вздутие оболочки вплоть до разрыва



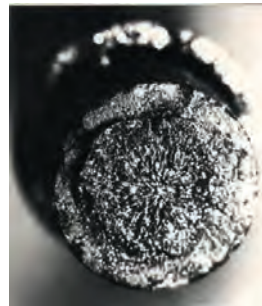
б) охрупчивание оболочки

Рисунок 32 - Разрушение твэлов по механизму вздутия и охрупчивания. Температура оболочки 2150 К, температура топлива 2370 К, начальное давление под оболочкой 1,55 МПа, «импульс», воздух, 101Ф-1



а) хрупкое разрушение топливных таблеток на крупные фрагменты.

Температура оболочки 1740 К, температура топлива 2420 К, начальное давление под оболочкой 2,45 МПа, «импульс», воздух, пуск 101Ф-4



б) плавление и последующая кристаллизация расплава в центральном отверстии топливной таблетки.

Температура оболочки 2300 К, температура топлива более 2500 К, начальное давление под оболочкой 2,6 МПа, «импульс», воздух, пуск 101Ф-3

Рисунок 33 – Фрагментация и плавление топлива

Результаты экспериментов серии 101Ф показали, что прогары оболочек твэлов обусловлены взаимодействием материалов оболочек, родиевых бандажных лент и чехлов термпар с образованием эвтектических соединений с относительно низкой температурой их плавления (Рисунок 34). В этой связи была сформулирована задача углубленного изучения свойств соединений

ZrRh₃, ZrIr₃, WRh и других, которые образуются при температуре 1770 К, а также ZrO₂ и WO₃, образующихся при температуре 2000 К.



а) разрушение оболочки в местах ее контакта с защитным чехлом термопары и родиевыми бандажами



б) сквозные прогары оболочки в местах установки родиевых бандажей

Рисунок 34 – Прогары оболочек твэлов из-за образования низкоплавких эвтектических соединений. Температура оболочки 1920 К, температура топлива более 2100 К, начальное давление под оболочкой 2,5 МПа, «регулируемый импульс», воздух, 101Ф-5

7.4.9 Серия 102Ф

Серии ампульных экспериментов 102Ф и 103Ф, которые были проведены последовательно в апреле-мае 1991 года, занимают особое место в истории экспериментальных исследований на реакторе ИГР.

В серии 102Ф (апрель 1991 года) были выполнены физические исследования с целью получения исходных данных для выбора и обоснования режимов работы реактора ИГР в испытаниях твэлов ВВЭР с выгоревшим топливом и облученными оболочками. Для серии 102Ф было разработано и изготовлено ампульное устройство, которое являлось физическим макетом ампульного устройства, предназначенного для испытаний твэлов с ненулевым выгоранием в серии 103Ф.

В серии 102Ф решались задачи:

- определения соотношения энерговыделения в твэлах со свежим топливом, в мониторах энерговыделения и в реакторе, а также определения распределения потока тепловых нейтронов по высоте ампулы (4 пуска реактора);

- отработки способа реализации заданной диаграммы изменения мощности реактора в режиме регулируемого импульса треугольной формы, получившего наименование «регулируемой вспышки» (10 пусков реактора). Эти исследования стали продолжением серии 99Ф, в которой было выполнено 10 пусков реактора ИГР в диапазоне интегрального энерговыделения в реакторе 60...525 МДж в режиме «импульс» с диаграммой, близкой по форме к диаграмме «вспышка» с полушириной импульса приблизительно 0,5 с. Отличие между пусками состояло в значениях максимального уровня мощности и интегрального энерговыделения.

Для определения соотношения энерговыделения в модельных твэлах, в мониторах энерговыделения и в реакторе, а также для определения распределения флюенса тепловых нейтронов по высоте ампулы, ампульное устройство оснащалось одним или двумя измерительными твэлами, четырьмя мониторами энерговыделения, двумя активационными детекторами из медной проволоки и двумя активационными детекторами из золотой фольги, при этом пуски проводились в импульсе со стационарным режимом с энерговыделением в реакторе 2,5 МДж. Режим облучения оснащенного физического макета в реакторе выбирался из соображений обеспечения удовлетворительной точности спектрометрического определения энерговыделения в топливных таблетках и в мониторах на имевшемся в ОЭ НПО «Луч» оборудовании и сохранения их структурной целостности при возникающих в ходе облучения термических нагрузках.

Для отработки технологии проведения экспериментов в серии 103Ф пуски проводились с ампульным устройством без измерительных твэлов и активационных детекторов. При этом в реакторе было реализовано энерговыделение от 265 до 920 МДж в режиме регулируемого импульса треугольной формы. На этом этапе измерительные твэлы в физический макет ампулы не устанавливались, так как при выбранных режимах работы реактора, близких к режимам исследовательских пусков, не обеспечивалась приемлемая точность спектрометрического определения энерговыделения в «свежих» топливных таблетках ВВЭР-1000, что было связано как с их высокой активностью после облучения, так и с возможным повреждением топливных таблеток в процессе облучения. Физический макет оснащался только мониторами энерговыделения, и по результатам второго этапа физических исследований определялось соотношение энерговыделения в мониторах и в реакторе

Измерительные твэлы представляли собой фрагменты штатных твэлов ВВЭР, в том числе с уменьшенным в три раза количеством топливных таблеток, разделенных по высоте проставками из сплава АМг-6. Последние имитировали твэлы с выгоревшим топливом и использовались для оценки возможного искажения нейтронного поля в ампуле, вносимого твэлом ВВЭР с выгоранием топлива 40000 МВт*сут /т урана. В качестве мониторов энерговыделения применялись отрезки твэлов ВОТК с известным содержанием ^{235}U . Для установления кадмиевого отношения одна из золотых фольг экранировалась кадмиевым чехлом. Такая развернутая схема измерений

обеспечивала получение значений измеренного энерговыделения с погрешностью, не превышающей 8 % для твэлов-мониторов и 20 % для топливных таблеток и золотых фольг (при доверительной вероятности 0,95). При этом расчет энерговыделения в топливных таблетках выполнялся с учетом коэффициента самопоглощения, значение которого было определено экспериментально при дроблении таблеток (для гамма-квантов с энергией 1596 кэВ эта величина равна 1,365). При расчете энерговыделения в твэлах учитывалась только мгновенная часть энергии деления ядер ^{235}U или 176 МэВ на одно деление ($3,50 \pm 0,02 \times 10^{10}$ делений на 1 Дж энергии).

При измерениях кадмиевого отношения был получен любопытный, но вполне предсказуемый результат: для ампулы, заполненной воздухом, отношение потоков тепловых и надтепловых нейтронов на оси ампулы составило 2,08, а при заполнении ампулы водой – 6,5. При этом величина отношения энерговыделения в топливных таблетках ВВЭР при заполнении ампулы водой и при заполнении ее воздухом (приблизительно 1,66) подтверждает то, что кадмиевое отношение зависит от того, на каком радиусе размещено топливо относительно оси ампулы, а величина этого же отношения для мониторов (приблизительно 1,12), установленных на том же радиусе, но имеющих существенно меньшие размеры, чем топливные таблетки ВВЭР, говорит о том, что при определении величины кадмиевого отношения необходимо учитывать размерные характеристики топливных таблеток. При этом результаты определения критического состояния реактора ИГР показали, что вода, залитая в ампулу, вносит отрицательную реактивность в реактор.

Таким образом, в серии 102Ф было показано экспериментально, что при подготовке ампульных испытаний и при анализе их результатов необходимо учитывать радиальное распределения потока нейтронов по ампуле - особенно в случае заполнения ампулы водой.

7.4.10 Серия 103Ф

В серии 103Ф (апрель - май 1991 г.), программа проведения которой была сформулирована на основе результатов физических исследований, полученных в серии 102Ф, были испытаны модельные твэлы ВВЭР, рефабрикованные из твэлов штатных ТВС с выгоранием $43,4 \text{ МВт} \times \text{сут} / \text{кг U}$ (3 твэла, исходное обогащение 3,6 % по ^{235}U) и $48,5 \text{ МВт} \times \text{сут} / \text{кг U}$ (10 твэлов, исходное обогащение 3,6 % по ^{235}U), и модельные твэлы со свежим топливом и облученными оболочками от штатных твэлов с выгоранием $43,4 \text{ МВт} \times \text{сут} / \text{кг U}$ (10 твэлов, обогащение 4,4 % по ^{235}U). В качестве твэлов-свидетелей использовались модельные твэлы, изготовленные из штатных твэлов ВВЭР-1000 (обогащение 4,4 % по ^{235}U) нулевого выгорания. Все твэлы были заполнены гелием при давлении 2,0 МПа. Необходимо подчеркнуть, что это был первый случай в мировой практике ампульных испытаний, когда облученные твэлы были изготовлены методом рефабрикации из топлива коммерческого блока АЭС, так как в аналогичных предшествую-

щих экспериментах изучалось поведения модельных твэлов, предварительно облученных до заданного выгорания в исследовательских реакторах.

Целью этих испытаний являлось получение экспериментальных данных о влиянии выгорания и вызванных им изменений физических и термомеханических свойств топлива и оболочки штатного твэла на его поведение в условиях, моделирующих аварию с реактивностью типа RIA.

Ампульные испытания облученного топлива отличались специфическими требованиями к реализации заданных режимов испытаний. В-первых, значительно, по сравнению с твэлами со свежим топливом, возрасла цена ошибок и промахов в связи с ограниченным количеством объектов испытаний, что оправдывало большие затраты на методическую подготовку экспериментов, в том числе на проведение экспериментов серии 102Ф. Во-вторых, традиционные приемы получения предварительных экспериментальных данных для выбора и обоснования режимов испытаний не могли быть использованы, так как они были разработаны применительно к модельным твэлам со свежим топливом. При этом общая процедура предусматривала предварительные исследования модельных твэлов на пониженных уровнях мощности энерговыделения с последующим спектрометрическим и радиометрическим контролем их параметров, что применительно к выгоревшему топливу было невыполнимо в условиях ОЭ НПО "Луч".

Задачи испытаний усложнились дополнительно тем, что отсутствовала возможность какого-либо оперативного контроля состояния облученного топлива в ходе эксперимента, так как по некоторым соображениям, в первую очередь, обеспечения безопасности, средства измерения параметров твэлов и теплоносителя в ампуле не устанавливались. Специфической особенностью испытаний серии 103Ф явилось отсутствие к моменту начала испытаний достоверных данных о составе топливной композиции и нейтронно-физических характеристиках модельных твэлов с выгоревшим топливом, а также отсутствие возможности проведения на реакторном комплексе ИГР прямого спектрометрического определения энерговыделения в выделенных из выгоревшего топлива пробах, необходимого для получения соотношения энерговыделения в выгоревшем топливе и в реакторе ИГР.

В этой связи на практике был применен метод расчетно-экспериментального определения соотношения энерговыделения в выгоревшем топливе и в реакторе ИГР, опирающийся на использование результатов прямых физических исследований (серия 102Ф), в процессе которых было получено соотношение энерговыделения в реакторе и в свежем топливе, установленное в физическом макете ампулы. Это соотношение было отнесено затем на модельные твэлы с выгоревшим топливом с учетом результатов экспериментального сравнения энерговыделения в выгоревшем и свежем топливе, выполненного в НИИАР. Для предварительного определения соотношения энерговыделения в свежем и выгоревшем топливе в НИИАР в реакторе МИР были совместно облучены топливо с выгоранием 43,4 МВт сут / кг U и свежее топливо ВВЭР-1000 с обогащением 4,4 % по ^{235}U . Измерения показали, что интенсивность гамма-линии ^{140}La (дочернего изотопа ^{140}Ba) в

фотопике $E=1596$ кэВ для выгоревшего топлива в 3,3 раза меньше, чем для свежего. Это значение использовалось для задания режимов испытаний твэлов с выгоревшим топливом. В дальнейшем это значение было уточнено в процессе обработки результатов экспериментов.

Другой особенностью испытаний модельных твэлов с облученным топливом стало то, что средствами управления реактором была впервые решена задача моделирования в регулируемом импульсе диаграмм изменения мощности, характерных для неуправляемой нейтронной вспышки, что позволило изменять энерговыделение в реакторе вне связи с длительностью вспышки. Очевидно, что это невозможно обеспечить для нерегулируемой нейтронной вспышки реактора ИГР, где между энерговыделением и длительностью вспышки существует однозначная связь. Форма и средняя величина полуширины импульса мощности реактора (0,7...0,8 с.) были выбраны по результатам анализа данных об условиях испытаний модельных твэлов со свежим топливом в предположении возможности последующего сравнения поведения твэлов со свежим и выгоревшим топливом при схожих условиях испытаний и достижения повторяемости диаграммы изменения мощности средствами управления реактором.

Программные значения энерговыделения в модельных твэлах задавались в диапазоне, гарантированно перекрывающем предполагаемые пороговые значения удельного энерговыделения в топливе, соответствующие различным стадиям разрушения модельных твэлов - от разгерметизации оболочки до фрагментации твэла. Нижняя граница реализуемого удельного энерговыделения в выгоревших модельных твэлах ВВЭР была задана более чем вдвое ниже порога разгерметизации «свежего» твэла, а верхняя - 1250 Дж/г UO_2 (300 кал/г UO_2) - на уровне порога разрушения «свежих» твэлов с начальным внутренним давлением 2...2,5 МПа с частичным плавлением топлива и значительным плавлением оболочки с их последующей фрагментацией. С учетом особенностей охлаждения твэлов воздухом диапазон реализуемых значений удельного энерговыделения составлял 340...1050 Дж/г UO_2 (80...250 кал/г UO_2). Такой, в значительной степени консервативный подход гарантировал перекрытие области значений удельного энерговыделения, ожидаемых для разных стадий разрушения выгоревшего модельного твэла.

Испытания модельных твэлов с облученной оболочкой в воде, как предполагалось, должны были позволить определить влияние эффектов радиационной повреждаемости сплава Э110 и эффектов взаимодействия стальной дистанционирующей решетки с оболочкой на изменение порогов разрушения - от порога разгерметизации 420 Дж/г UO_2 (100 кал/г UO_2) до порога фрагментации 1250 Дж/г UO_2 (300 кал/г UO_2). С этой же целью режимы испытаний модельных твэлов с облученной оболочкой на воздухе - заданный диапазон удельного энерговыделения 500...1170 Дж/г UO_2 (120...280 кал/г UO_2) - подбирались так, чтобы значения удельного энерговыделения соответствовали некоторым характерным состояниям «свежих» твэлов и условиям протекания физико-химических превращений их матери-

алов (порогу разгерметизации, началу образования эвтектики Zr-Fe, началу плавления оболочки и образования эвтектики U-Zr, ожидаемому пределу устойчивости твэлов в ТВС).

Важным результатом испытаний твэлов с облученными оболочками стало подтверждение сохранения высокой пластичности сплава Э110 после облучения, следствием чего был пластический характер разрушения облученных оболочек под нагрузкой. Это свойство облученных твэлов ВВЭР разительно отличало их от облученных твэлов РWR, оболочки (Zircaloy-4) которых разрушались, во-первых, при существенно меньших значениях среднерадиальной энтальпии, и, во-вторых, они повреждались по механизму хрупкого разрушения [30]. Эти различия в свойствах облученного топлива ВВЭР и РWR объяснялись различиями в степени окисления оболочек и в степени их гидрирования (насыщения водородом), при этом в более окисленных оболочках твэлов РWR присутствие гидридов было не только более обширным, но и носило неравномерный характер (наличие кластеров или *rim*-слоя гидроксида на внешней поверхности оболочки).

Результаты серии 103Ф показали [31], что фрагментация твэлов ВВЭР, облученных до выгорания 50 МВт сут /кг U, происходит при среднерадиальной энтальпии, превышающей 250 кал/г UO₂ (это максимальное значение, достигнутое в экспериментах на реакторе ИГР). При этом было показано, что повреждение оболочки облученного твэла с начальным давлением газа под оболочкой, равным 2...2,5 МПа, происходит при среднерадиальной энтальпии 160 кал/г UO₂.

7.4.11 Серия 104Т

В череде ампульных испытаний модельных твэлов ВВЭР на реакторе ИГР серия 104Т (июнь-июль, 1991) стала последней.

Кроме сотрудников ОЭ НПО «Луч», в подготовке и проведении экспериментов принимали участие представители ИАЭ им. И.В. Курчатова, НИИ НПО «Луч», Троицкого Филиала ИАЭ им. И.В. Курчатова (с 1991 г. ГНЦ РФ ТРИНИТИ - Троицкий институт инновационных и термоядерных исследований) и НИКИЭТ.

Целью испытаний являлось исследование термомеханических и физико-химических процессов в твэлах ВВЭР на режимах тяжелых аварий, включая аварии с потерей теплоносителя, и проверка ресурсной работоспособности датчиков измерения температуры твэлов и способов их монтажа.

В процессе испытаний решались следующие задачи:

- экспериментальное определение порогового разрушающего энерговыделения в твэле при импульсном изменении мощности и при давлении теплоносителя 16 МПа в безрасходном режиме;
- определение работоспособности и ресурса термопар в диапазоне температуры 1800...2300 К при различных способах крепления горячих спаев;
- получение данных по тепловому режиму твэлов и данных, характеризующих физико-химические процессы в твэлах при испытаниях в паровой среде.

Испытания проводились как в безрасходном режиме с водой при давлении 16 МПа (4 пуска в режиме «вспышка»), так и в расходной ампуле высокого давления с расходом и температурой водяного пара 5 г/с и 360°C соответственно, а также с воздухом и с водой (12 пусков в режиме «импульс»). Перед испытаниями в расходном режиме ампула с модельными твэлами предварительно разогревалась электрическими нагревателями для того, чтобы обеспечить на входе в ампулу к началу эксперимента возможность создания потока пара с температурой не ниже 200°C.

Отличительной особенностью этих экспериментов было использование развитой системы измерения параметров ампул и инструментированных модельных твэлов (24 регистрируемых параметра). Для измерений температуры топлива и температуры оболочек применялись вольфрам-родиевые и иридий-родиевые термопары соответственно. И те, и другие термопары изготавливались с защитными чехлами из вольфрама или молибдена с напылением оксидами циркония или кремния. Для крепления горячих спаев термопар к оболочкам твэлов применялись:

- лазерная контактная сварка на родиевый пояс с последующей установкой на горячий спай родиевого хомута;
- крепление горячего спая к оболочке с помощью родиевого хомута, приваренного к оболочке контактной сваркой;
- электронно-лучевая сварка при установке горячего спая в паз на оболочке.

В инструментированных твэлах измерялось давление газа в компенсационном объеме твэла.

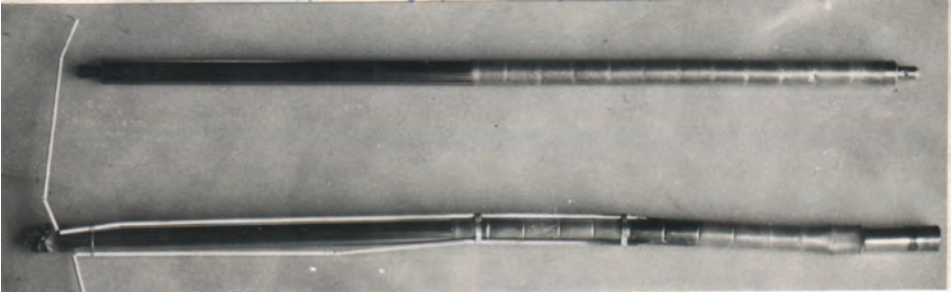
Итогом усилий по совершенствованию средств измерения температуры стала регистрация температуры со следующими максимальными значениями:

- 2890 К и 2580 К в топливе и на оболочке соответственно при испытаниях твэлов в паровой среде;
- 3010 К и 1250 К в топливе и на оболочке соответственно при испытаниях твэлов в воде при давлении 16 МПа.

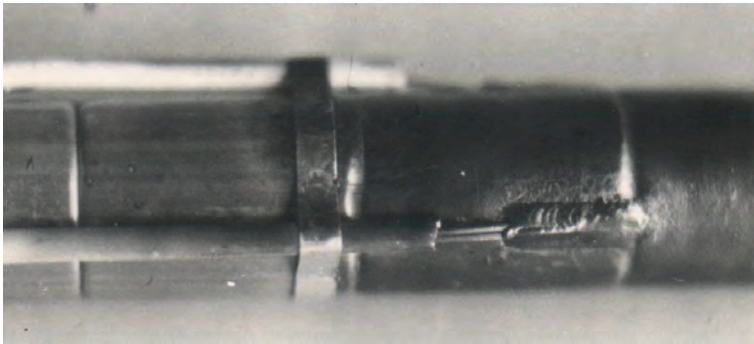
Вместе с тем, вновь было отмечено, что при температуре оболочки выше 1800 К характерным является повреждение родиевого бандажа, фиксирующего горячие спаи термопар, и последующее радиальное разрушение оболочки твэла по месту его установки

Экспериментальные данные, полученные в режиме «вспышка», показали, что пороговое значение энерговыделения в твэле при давлении воды 16 МПа составляет:

- ~1 кДж/г UO_2 для случая потери устойчивости оболочки с последующим обжатием топливного столба (Рисунок 35);
- ~1,5 кДж/г UO_2 для случая плавления топлива и локального проплавления оболочки (Рисунок 36);
- ~1,9 кДж/г UO_2 для случая обширного плавления топлива и оболочки (Рисунок 37).



а) оболочки инструментованного и не инструментованного твэлов, обжатые по поверхности топливных таблеток



б) деформация оболочки на границах топливных таблеток

Рисунок 35 - Потеря устойчивости оболочки с последующим обжатием топливного столба. Температура оболочки 1080 К, температура топлива более 2910 К, начальное давление под оболочкой 2,6 МПа, «вспышка», вода при давлении 16 МПа, 104Т-15

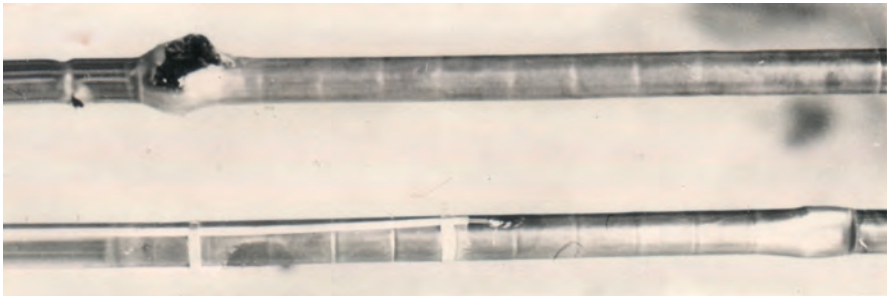
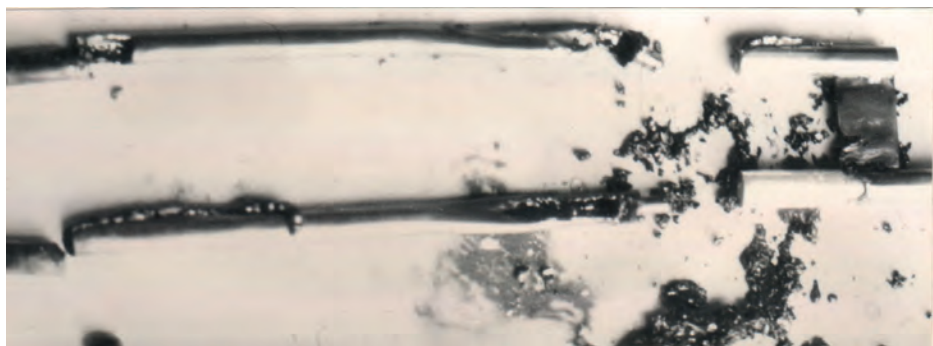
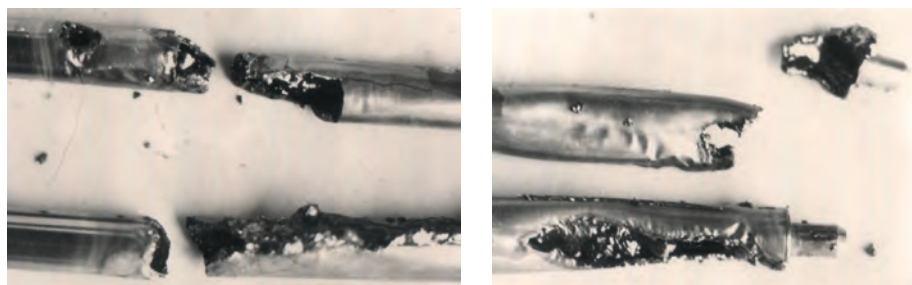


Рисунок 36 – Потеря устойчивости оболочки с локальным проплавлением. Температура оболочки 1110 К, температура топлива более 2790 К, начальное давление под оболочкой 2,5 МПа, «вспышка», вода при давлении 16 МПа, 104Т-17



а) общий вид твэлов с обширным плавлением топлива и оболочек



б) верхние (слева) и нижние (справа) части твэлов

Рисунок 37 – Плавление топлива и оболочки. «Вспышка», вода при давлении 16 МПа, 104Т-18

В целом, достижением серии 104Т стали экспериментальные данные, которые были использованы для выбора и обоснования режимов испытаний модельных ТВС КИПР-100 с водяным паром в качестве теплоносителя.

7.4.12 Заключение к разделу об ампульных испытаниях твэлов ВВЭР-1000

В общей сложности (с января 1984 по июль 1991) было проведено 9 серий испытаний твэлов ВВЭР, в рамках которых выполнено 186 пусков и исследовано поведение 192 модельных твэлов различного конструктивного исполнения, выгорания и оснащения средствами измерения параметров. Полученные экспериментальные данные позволили охарактеризовать термомеханическое поведение модельных твэлов в зависимости от энерговыделения ($0,1...10$ кДж/г UO_2), полуширины нейтронной вспышки ($0,2...4,7$ с), длительности стационарного уровня мощности ($200...500$ с), температуры топлива ($600...3500^\circ\text{C}$), температуры оболочки ($127...2300^\circ\text{C}$), температуры ($17...60^\circ\text{C}$) и давления рабочей среды ($0,1...16,0$ МПа).

В результате были исследованы различные стадии деформационных процессов, вплоть до плавления топлива и оболочки, разрушения твэла на отдельные фрагменты, а также оценено влияние на эти процессы конструктивных параметров твэлов и режимов испытаний, определены пороговые значения энерговыделения, при которых происходили необратимые процессы изменения состояния твэлов - потеря исходной формы ($\sim 0,84$ кДж/г UO_2 или 200 кал/г UO_2), разгерметизация ($\sim 1,0$ кДж/г UO_2 или 240 кал/г UO_2), плавление топлива ($\sim 1,25$ кДж/г UO_2 или 300 кал/г UO_2), диспергирование расплавленных материалов ($\sim 1,59$ кДж/г UO_2 или 380 кал/г UO_2).

Следует отметить, что ампульные эксперименты с твэлами ВВЭР ненулевого выгорания были впоследствии продолжены в Российской Федерации на реакторе БИГР в 1997-2001 гг. [30], при этом основной задачей являлось получение экспериментальных данных для выявления причин радикального различия поведения облученного топлива ВВЭР и PWR.

В итоге многолетних исследований твэлов ВВЭР на реакторах ИГР, «Гидра» и БИГР результаты определения пороговых значений среднерадимальной энтальпии были официально закреплены в показанном ниже виде [30]:

В отношении порога фрагментации:

- фрагментация необлученных твэлов ВВЭР (оболочке из Zr-1%Nb и топливные таблетки из диоксида урана с центральным отверстием) происходит, когда величина среднерадимальной энтальпии достигает значения 300 кал/г UO_2 ;

- фрагментация твэлов ВВЭР, облученных до выгорания 50 МВт сут / кг U, происходит при среднерадимальной энтальпии, превышающей 250 кал/г UO_2 (это максимальное значение, достигнутое в экспериментах на реакторе ИГР);

- порог фрагментации необлученного топлива не зависит от давления теплоносителя в диапазоне 0.1...16 МПа.

В отношении порога разрушения:

- 160 кал/г UO_2 для необлученных и облученных твэлов с давлением газа под оболочкой (2...2,5 МПа);

- 250 кал/г UO_2 для необлученных твэлов с давлением газа под оболочкой (2...2,5 МПа), испытанных при давлении теплоносителя (16 МПа)

- 270 кал/г UO_2 для необлученных твэлов без давления газа под оболочкой.

В отличие от порога фрагментации, который связан с пределом охлаждаемости активной зоны, порог разрушения характеризует условия разрушения оболочки, то есть выход из строя первого барьера безопасности и начало контакта топлива с теплоносителем. В общем случае, порог разрушения ниже, чем порог фрагментации.

Таблица 17 содержит основные сведения об ампульных испытаниях твэлов ВВЭР-1000, выполненных на реакторе ИГР.

Глава 7. Экспериментальные исследования

Таблица 17. Реакторные испытания топлива реактора ВВЭР-1000

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, номер чертежа; рабочая среда	Кол-во	
1	50Ф	18	25.11.1983-12.01.1984	Опытные термометрированные укороченные твэлы ВВЭР-1000, ЭЛУ, 0400.13. 00.000 СБ, КСС, 0400.14.00.000 СБ в ампуле ЭС-1, 0403. 04.00.000 СБ; вода при атмосферном давлении	18	Отработка методики ампульных испытаний; исследование поведения твэлов при резком возрастании энерговыделения; отработка методики и средств измерения теплофизических параметров
2	56Ф	44	17.04.-12.06.1985	Опытные термометрированные укороченные твэлы ВВЭР-1000, 0400.13. 00.000 СБ, 0400.14.00.000 СБ в ампуле ЭС-1, 0403.04.00.000СБ; вода, раствор борной кислоты, воздух при атмосферном давлении	21	Количественная и качественная оценка особенностей деформации и разрушения твэлов с различными параметрами в зависимости от значения энерговыделения и длительности импульса
3	63Ф	16	31.07.-13.08.1986	Опытные термометрированные укороченные твэлы ВВЭР-1000, 0400.13. 00.000 СБ, 0400.14.00.000 СБ в ампуле ЭС-1, 0403.04.00.000 СБ; вода, воздух при атмосферном давлении	10	Оценка влияния скорости изменения мощности реактора и условий охлаждения твэла на характер разрушений и пороговое энерговыделение; многократные и единичные нагружения твэлов, отличие в их поведении
4	70Ф	21	27.07.-19.08.1987	Опытные укороченные твэлы ВВЭР-1000, 0400.13. 00.000 СБ, 0400.14.00.000 СБ в ампуле ЭС-1, 0403.04.00.000СБ; воздух, вода, раствор борной кислоты при атмосферном давлении	21	Получение информации о параметрах разрушения и термомеханическом поведении твэлов; одновременное нагружение двух твэлов
5	92Ф	17	12.02.-27.02.1990	Твэлы экспериментальные, Ц 1400 СБ, Ц 1407 СБ, опытные укороченные твэлы ВВЭР-1000, 0400.13. 00.000 СБ, 0400.14. 00. 000 СБ, в ампуле ЭС-1, 0403.04.00.000 СБ; воздух, вода	11	Исследование термомеханических характеристик твэлов при резком возрастании энерговыделения в условиях всплеска реактивности; исследование влияния на термомеханические характеристики твэлов режимов теплового нагружения
6	96Ф	23	26.06.-27.07.1990	Опытные укороченные твэлы ВВЭР-1000, 0400.13.00.000 СБ, 0400.14.00.000 СБ, Ц 1425 СБ, в ампуле ЭС-1, 0403.04.00.000 СБ и в ампуле ЭС-1А, Ц 1426 СБ; воздух, вода при атмосферном давлении	36	Экспериментальное определение значений температуры и давления, вызывающих разгерметизацию оболочки; выявление основных механизмов и параметров разрушения твэлов на режимах с плавлением материалов; получение количественных и временных зависимостей теплофизических, гидродинамических параметров твэлов, выхода продуктов деления для тестирования расчетных программ; исследование работоспособности датчиков системы измерения параметров твэлов в процессе испытаний, в том числе оптической системы контроля состояния оболочки

Основные результаты испытаний							Примечание
Энерговыведение		Длительность, с	Температура, °С				
удельное в твэле, кДж/гUO ₂	в реакторе, МДж		Топлива	Оболочки	Рабочей среды		
0,55...1,284	82,7...204,3	0,7...1,85	-	127...802	17...35	ЭЛУ и КСС - электронно-лучевой и контактно-стыковой способы сварки оболочки и заглушек твэлов	
0,293...1,88	107,5...760	0,2...1,0	-	1800	20...55	Уменьшение давления под оболочкой приводит к увеличению порога разрушения на 30 %	
0,8...2,89	70...500	0,5...2,0	-	-	-		
0,62...2,15	125...852	0,47...1,34	-	-	-	Полное разрушение твэла на "воздухе" получено при удельном энерговыведении 1,33 кДж/г UO ₂ ; на "воде" получено вздутие оболочки при удельном энерговыведении в твэле 2,15 кДж/г UO ₂	
0,28...1,63	62,5...720	0,55...4,7	600...3500	2000	-	Режим "Импульс" использован для оценки работоспособности системы измерения твэла. Порог разрушения на "воздухе" составил 1,64 кДж/г UO ₂	
-	-	-	-	-	-	Впервые использована система оптической диагностики состояния твэла	

Окончание таблицы 17

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, номер чертежа; рабочая среда	Кол-во	
7	101Ф	6	01.03.-06.03.1991	Измерительные твэлы, Ц 1425СБ, опытные нетермометрированные укороченные твэлы ВВЭР-1000, 0400.13.00.000 СБ, 0400.14.00.000 СБ, в ампуле ЭС-1А, Ц 1426 СБ; воздух, вода	12	Проверка работоспособности ТЭП различного конструктивного исполнения; уточнение пределов измерения датчика температуры; исследование влияния способов установки ТЭП на оболочке на работоспособность твэлов
8	103Ф	23	18.04.-12.05.1991	Модельные укороченные твэлы ВВЭР-1000: с выгоранием 43,4 МВт-сут /кг U, ЗН 2286.00.000 СБ; со свежим топливом и облученной оболочкой, АБ 01021.00 СБ; свидетели, 0400.13. 00.000СБ, 0400.14.00. 000 СБ, в ампуле ЗН2307.00. 000 СБ; воздух, вода	43	Реализация заданных режимов испытаний; определение энерговыделения в модельных твэлах
9	104Т	18	05.06.-18.07.1991	Твэлы модельные инструментальные, Ц 1456 СБ; твэлы модельные нетермометрированные, 0400.13.00.000 СБ, 0400.14.00.000 СБ, в ампуле, 330.89.000 СБ; пар с параметрами: расход 5 г/с, давление до 0,6 МПа; вода при давлении 16 МПа	20	Экспериментальное определение порогового разрушающего энерговыделения в твэле; определение диапазона работы ТЭП; получение исходных данных по тепловому режиму твэлов и данных, характеризующих физико-химические процессы в твэлах для испытаний в паровой среде

7.5 Испытания канала КИПР-100

Испытания каналов типа КИПР-100 (Канал Исследований Предельных Режимов) проводились совместно с Институтом проблем безопасности ядерной энергетики РНЦ «Курчатовский институт», который являлся научным руководителем исследований поведения модельных ТВС ВВЭР-1000 в условиях, моделирующих заключительную фазу аварии с потерей теплоносителя.

К испытаниям были подготовлены: две модельные ТВС, Я 1292; одна топливная сборка, 351.01.02; одна сборка имитаторов с одним твэлом, 351.01.04, и одна сборка имитаторов без твэлов, 351.01.03.

ТВС, Я 1292, представляла собой гексагональную кассету с 18 твэлами с шагом 12,75 мм, изготовленными по штатной технологии. Твэлы имели длину активной (топливной) части 800 мм, и были размещены в кассете в два ряда, - внутренний - из 6 твэлов и внешний - из 12 твэлов. Все твэлы были оснащены системой индивидуального заполнения гелием, регулирования и измерения давления в твэлах. 12 твэлов были оснащены двумя термомпарами на оболочке и по одной термопаре было установлено в топливе.

Основные результаты испытаний							Примечание
Энерговыведение		Длительность, с	Температура, °С				
удельное в твэле, кДж/гUO ₂	в реакторе, МДж		Топлива	Оболочки	Рабочей среды		
до 5,69	870...1532	0,5	2500	1740...2300	-		
0,3...2,22	82,5...785	0,5...0,9	-	-	-		
0,1...10,13	14,8...1877	200...500	130...2600	70...2300	20...360		

Кассета имела наружную теплоизоляцию, газоохлаждаемый корпус и размещалась в силовом защитном чехле канала КИПР-100. Назначение ТВС состояло в исследовании процессов, сопровождающих аварии с потерей теплоносителя, включая осушение активной зоны и плавление топлива, обусловленное остаточным энерговыведением. Предполагалось, что результаты испытаний позволят выявить особенности реакторного моделирования аварии с осушением активной зоны реактора ВВЭР-1000 в сравнении с аналогичными исследованиями модельных сборок, проведенными на не-реакторной установке CORA (Карслруэ, ФРГ). Обобщенный банк данных по внутриреакторным (на реакторе ИГР) и вне реакторным (на установке CORA) испытаниям предполагалось использовать в процессе адаптации и модификации для реакторов ВВЭР пакета расчетных кодов, разработанных для реактора PWR.

В ноябре 1992 года были начаты контрольные методические испытания этой топливной сборки, однако дальше, к исследовательским испытаниям ТВС, продвинуться не удалось из-за конструктивных и технологических недоработок канала КИПР-100, обнаруженных на этапе контрольных методических проверок. Пуски реактора ИГР на методическом этапе по-

Глава 7. Экспериментальные исследования

водились в режиме регулируемого импульса, при этом уровень мощности энерговыделения выбирался из условия разогрева топлива до 1000 ± 100 К. Длительность пусков составляла от 2 до 25 секунд. Охлаждение твэлов осуществлялось гелием или водяным паром.

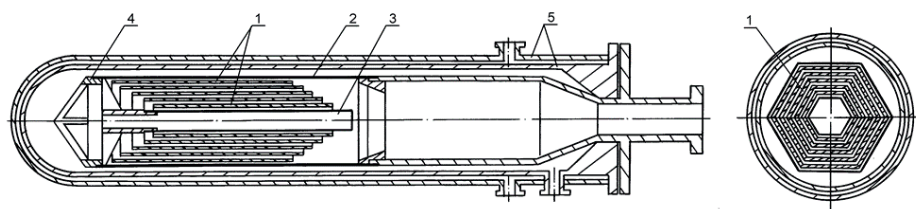
ТВС, 351.01.02, представляла собой укороченную петлеобразную сборку твэлов длиной активной части 1025 мм. Твэлы в кассете также были размещены в два ряда - 6 твэлов во внутреннем ряду и 12 - во внешнем. Твэлы внутреннего ряда имели топливо с обогащением 6,5 %, внешнего - 4,4 %. Общая загрузка ^{235}U в ТВС составляла 369 г. ТВС размещалась в петлевом рабочем канале, 351.01.01, который был разработан специально для исследова-

Таблица 18. Реакторные испытания ТВС реактора ВВЭР-1000 (КИПР -100)

Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
			Наименование, номер чертежа; рабочая среда	Кол-во	
116Т	4	03.11.- 25.11.1992	Канал КИПР-100 с модельной ТВС ВВЭР-1000, Я1292; гелий с расходом 5,3 г/с, пар с расходом 4,0 г/с	1	Экспериментальное определение соотношения мощности модельной ТВС и реактора; проверка работоспособности средств измерения параметров рабочего процесса канале; получение экспериментальных данных для выбора и обоснования исследовательских пусков

7.6 ТВС исследовательского реактора ИВВ-2М

В 1990 году была успешно проведена серия экспериментов с ТВС исследовательского реактора ИВВ-2М (Рисунок 38).



1 - ТВС; 2 - наружный чехол ТВС; 3 - внутренний чехол ТВС; 4 - хвостовик; 5 - защитный корпус.

Рисунок 38 - Схема экспериментального петлевого канала и ТВС ИВВ-2М

дования аварий в первом контуре на петлевой установке ПЭУ-361 реактора ИГР.

Сборки имитаторов, 351.01.04 и 351.01.03, полностью отражали форму и геометрические размеры топливной сборки и были предназначены для определения эксплуатационных характеристик ПЭУ-361 на этапе наладки и подготовки ее к исследовательским испытаниям. К сожалению, из-за ограниченного в то время финансирования исследований по программам безопасности, работа была остановлена, и поведение топлива модельных сборок не было изучено в полноразмерных экспериментах.

Таблица 18 содержит основные сведения об испытаниях канала КИПР-100.

Основные результаты испытаний					
Энерговыведение		Длительность, с	Температура, °С		
Мощность канала, МВт	в реакторе, МДж		Топлива	Оболочки	Рабочей среды
0,095...1,185	11...105	0,66...55	67...697	127...672	127...350

Целью испытаний было решение задач обоснования безопасности и уточнения эксплуатационных характеристик реактора ИВВ-2М, в том числе [32]:

- исследования термомеханического поведения твэлов;
- оценка теплотехнической надежности сборки и определение пороговых, разрушающих значений энерговыведения, определяющих возникновение кризиса теплоотдачи, ухудшения охлаждения, рост температуры, плавление и разрушение твэлов при работе сборки в переходных и аварийных режимах.

Тепловыделяющая сборка реактора ИВВ-2М представляла собой штатную водоохлаждаемую шестигранную кассету наружным размером “под ключ” 62,8 мм и длиной 870 мм. Кассета состояла из пяти шестигранных твэлов, наружного и внутреннего шестигранных чехлов, головки и хвостовика. Твэлы были изготовлены из шестигранных труб толщиной 1,35 мм. Стенка шестигранной трубы состояла из топливного слоя, внутренней и наружной оболочек толщиной 0,4 мм и концевых герметизирующих пробок. Топливом являлось двуокись урана с обогащением 90 % по ^{235}U , дисперги-

Глава 7. Экспериментальные исследования

рованная в алюминиевой матрице. Длина активной части кассеты составляла 500 мм. Общая загрузка кассеты по ^{235}U составляла 225 г.

ТВС размещалась в экспериментальном устройстве, черт. 330.84, и гильзе, черт. 52.6, которые обеспечивали подачу и отвод теплоносителя и охлаждающей воды при испытаниях.

При проведении испытаний моделировались аварийные ситуации из числа тех, которые рассматривались при проведении анализа безопасности исследовательского реактора ИВВ-2М:

- авария, вызванная прекращением циркуляции теплоносителя через активную зону;

- авария, вызванная несанкционированным внесением положительной реактивности при работе реактора на номинальном уровне мощности.

Авария с прекращением циркуляции теплоносителя моделировалась закрытием тракта подачи теплоносителя в сборку при ее работе на номинальном уровне мощности. После закрытия тракта подачи теплоносителя производилось снижение мощности сборки с номинального уровня до нуля в режиме аварийного останова. Эксперименты выполнялись при двух значениях мощности энерговыделения в сборке, равных:

- средней по активной зоне реактора ИВВ-2М мощности сборки;
- мощности максимально нагруженной сборки этого реактора.

При этом сброс стержней аварийной защиты и останова реактора ИГР осуществлялся с задержкой во времени относительно момента начала снижения расхода теплоносителя. Время аварийного снижения мощности с номинального уровня до нуля составляло 1,2 с.

Всего было проведено восемь испытаний ТВС в режиме аварии с прекращением циркуляции теплоносителя: шесть при работе сборки на мощности, соответствующей среднему и два – максимальному ее уровню в реакторе ИВВ-2М. В двух испытаниях на средней мощности задержка в срабатывании аварийной защиты была равна нулю, в четырех – изменялась от 0,1 до 2,0 с. В двух испытаниях на максимальной мощности задержка со-

Таблица 19. Реакторные испытания топлива исследовательского реактора ИВВ-2М

Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
			Наименование, обозначение, номер чертежа; теплоноситель	Кол-во; заводской номер	
97Т	16	23.08.- 09.10.1990	ТВС исследовательского реактора ИВВ-2М, 330.87.00; вода	2 (01, 02)	Исследование термомеханического поведения твэлов при работе в режимах проектных аварий и определение пороговых разрушающих нагрузок, обусловленных переходом на ухудшенный режим теплообмена

ставила 0,5 с и 1,0 с соответственно. Максимальные значения температуры твэлов в испытании с наибольшей задержкой увеличивались приблизительно в два раза по сравнению со значениями, зарегистрированными в испытании с нулевой задержкой в сбросе стержней активной зоны. При этом имел место скачкообразный рост температуры теплоносителя на входе в ТВС после прекращения его подачи.

В шести исследовательских пусках, при моделировании аварии с реактивностью, мощность ТВС, работающей на номинальном стационарном уровне, за время 1...10 с линейно увеличивалась в несколько раз с последующим ее снижением за 1,2 с до нуля. Время и кратность увеличения мощности дискретно менялись, возрастая от пуска к пуску. Максимальное значение пиковой мощности, равное 3,4 МВт, было достигнуто приблизительно за 0,25 с, что соответствовало почти 10-кратному среднему номинальному значению мощности ТВС, равному 350 кВт. Удельное энерговыделение в топливе составило 5,4 кДж/г UO_2 при полуширине импульса 0,5 с. Расход теплоносителя в пуске - 4,9 кг/с. Интенсивное парообразование в ТВС привело к увеличению реактивности приблизительно на $0,4 \beta_{эф}$ и росту мощности ТВС на 40 % относительно заданной (3,4 МВт вместо 2,4 МВт). На режиме с наибольшим достигнутым значением мощности зафиксировано возникновение кризиса теплоотдачи на поверхности наиболее теплонапряженного твэла. Однако достаточная теплоемкость твэла, с одной стороны, и быстрое снижение мощности при останове, с другой, обусловили незначительный скачок температуры твэлов и сохранение целостности и работоспособности сборки, при этом твэлы сохранили свою геометрию и герметичность.

В режиме “стоп-расход” задержка начала снижения мощности (моделирование срабатывания аварийной защиты) составляла от 0,2 до 1,3 с на уровне мощности ТВС 350 кВт и 0,2...0,4 с на мощности 540 кВт, при этом состояние испытываемой ТВС не изменилось. Начальный расход теплоносителя в пусках также составлял 4,9 кг/с.

Таблица 19 содержит основные сведения об испытаниях ТВС реактора ИВВ-2М.

Основные результаты испытаний				Примечание
Мощность макс., МВт	Расход теплоносителя, кг/с	Температура теплоносителя на выходе ТВС, К	Давление теплоносителя на выходе ТВС, МПа	
3,46	4,9	110	0,98	На втором пуске зарегистрировано увеличение КГС ТВС, зав.№ 01 (перепад давления увеличился на 70 %). ТВС снята с испытаний

7.7 Реакторные испытания модельных твэлов реакторов транспортного назначения

Таблица 20. Реакторные испытания топлива реакторов транспортного назначения

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, номер чертежа; рабочая среда	Кол-во; заводской номер	
1	108Т	9	04.12 - 23.12. 1991	Модельные укороченные твэлы крестообразного сечения с описанным диаметром 6,85 мм, 18П-202.00.000 СБ, в ампуле ЭС-1, 0403.04.00.000 СБ; вода под атмосферным давлением	9; (1-7, 9-10)	Определение энерговыделения в модельном твэле и соотношения энерговыделения в твэле и реакторе; моделирование аварийных режимов работы твэла; оценка характера разрушения твэла и изменения геометрии твэла; измерение содержания продуктов деления в рабочей среде; оценка эффективности ослабляющего экрана
2	115Т	13	14.09.-12.10. 1992	Модельные укороченные твэлы крестообразного сечения с длиной активной части (топливного столба) 150 мм и диаметром описанной окружности 6,9 мм, в ампуле ЭС-1, 0403.04.00.000 СБ; вода под атмосферным давлением:		Моделирование работы твэла в условиях реактивной аварии; определение энерговыделения в испытанных твэлах; проведение киносъемки твэлов в процессе испытаний в реакторе
				18П-202.00.000-01 СБ	3 (6, 9, 10)	
				18П-207.00.000 СБ	5 (6-10)	
				18П-208.00.000 СБ	5 (16-20)	

7.8 Реакторные эксперименты с плавлением топлива и конструкционных материалов реактора ВВЭР-1000

Реакторные эксперименты по исследованию взаимодействию расплава кориума с теплоносителем проводились в ампульных устройствах плавления АУП.

В состав АУП входят (Рисунок 39) корпус, крышка корпуса, плавильная камера, пневмоуправляемый затвор плавильной камеры, аварийная ловушка, датчики температуры и давления. При проведении экспериментов в плавильную камеру загружалась расплавляемая композиция материалов, в аварийную ловушку заливалась вода, и АУП, оснащенное датчиками системы измерения, устанавливалось в центральный экспериментальный канал (ЦЭК) реактора ИГР. Основу композиции материалов составляли 18 мо-

Таблица 20 содержит основные сведения об испытаниях твэлов реакторов транспортного назначения (детальная информация о конструктивных особенностях твэлов и режимах испытаний отсутствует).

Основные результаты испытаний			Примечание
Энерговыведение		Полуширина импульса, с	
в твэле, кДж	в реакторе, МДж		
15,6...195	54...574	0,25...0,7	Значение энерговыведения, вызывающего разрушение твэла, находится в пределах 35 – 45 кДж при полуширине импульса энерговыведения 0,25...0,4 с
21...57	604...652	0,199...0,209	Значение энерговыведения, приводящего к разрушению твэлов при полуширине импульса 0,2 с, лежит в пределах: для твэлов, черт.18П-202.00.000-01 СБ - 4,8 кДж/г топлива; 18П-207.00.000-СБ - 5,6...6,7 кДж/г топлива; 18П-208.00.000-СБ - 5,9...6,3 кДж/г топлива

дельных твэлов, каждый из которых набирался из 6 таблеток, помещенных в оболочки из сплава Zr-1%Nb. К модельным твэлам, в количествах, определяемых условиями эксперимента, добавлялись сталь 12X18H10T и ZrO₂. Помимо этого, в плавильной камере, между сборкой модельных твэлов и стенкой камеры создавался теплоизолирующий слой из порошка двуокиси урана, защищающий стенку от перегрева. Схема снаряжения плавильной камеры показана на Рисунке 40.

В соответствии с задачами эксперимента и условиями безопасности его проведения АУП оснащалось следующими средствами измерений (Рисунок 41):

термоэлектрическими преобразователями (ТЭП) градуировки WRe5/20 для измерения температуры расплава;

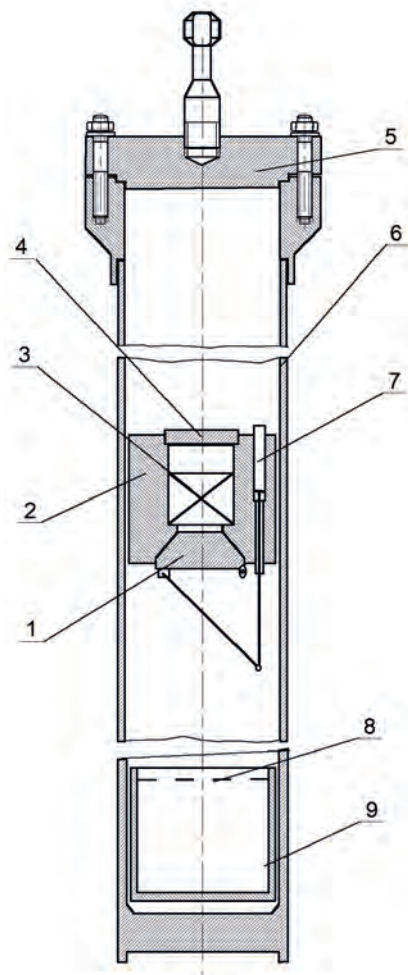
Глава 7. Экспериментальные исследования

ТЭП градуировки ХА для измерения температуры стенок плавильной камеры, воды в аварийной ловушке, внутриампульной среды;

датчиками для измерения давления во фронте ударной волны в воде ловушки и над поверхностью воды;

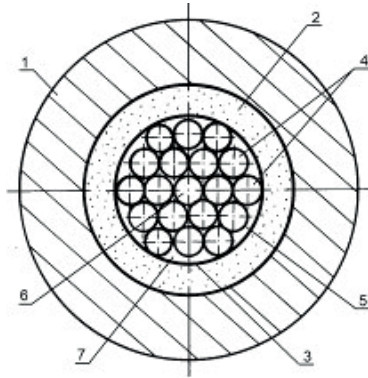
датчиками для измерения давления в корпусе АУП.

Кроме этого, в процессе эксперимента осуществлялся отбор проб газовой среды из полости корпуса АУП для определения химического состава газа и выхода продуктов деления.



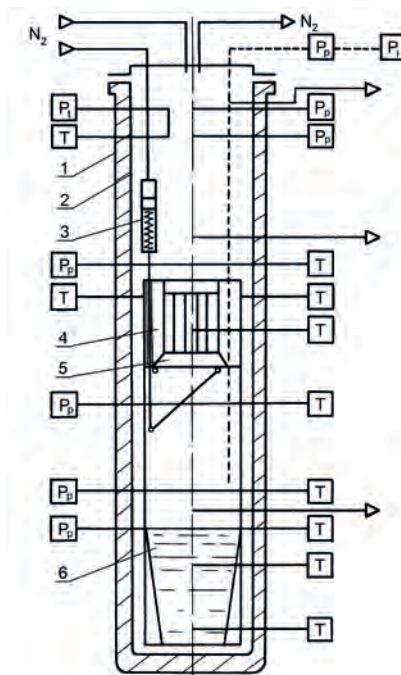
1 затвор плавильной камеры; 2 корпус плавильной камеры; 3 расплавляемая композиция материалов; 4 крышка плавильной камеры; 5 крышка корпуса АУП; 6 корпус АУП; 7 пневмопривод затвора АУП; 8 вода; 9 приемное устройство расплава

Рисунок 39 - Схема ампульного устройства плавления



1 корпус плавильной камеры; 2 теплоизолирующий слой; 3 технологический защитный чехол; 4 топливо (таблетки UO_2); 5 оболочка; 6 ТЭП градуировки WRe 5/20; 7 засыпка (сталь 12X18H10T, опилки, порошок)

Рисунок 40 - Схема снаряжения плавильной камеры АУП



1 защитный силовой чехол; 2 корпус АУП; 3 пневмоцилиндр привода затвора ПК; 4 плавильная камера; 5 затвор плавильной камеры; 6 ловушка расплава с водой. P_p пьезодатчики давления; P_t тензодатчик давления; P_i интегральный датчик давления; Т датчики температуры (ТЭП).

Рисунок 41 - Схема расположения средств измерения в АУП

Было выполнено 12 экспериментов по плавлению композиций материалов активной зоны водоохлаждаемого реактора типа ВВЭР. Девять экспериментов были выполнены с использованием ампулы АУП, при этом расплав сбрасывался с высоты 1 м в холодную (~300 К) воду. Три эксперимента были выполнены с использованием ампулы АУПМ, при этом расплав сливался с высоты 5 см в горячую (~400 К) воду. Исходные композиции материалов, загружаемых в плавильную камеру, представляли собой один из четырех вариантов: UO_2 , UO_2+Zr , $UO_2+Zr+ZrO_2$, $UO_2+Zr+SS$. Масса загружаемого материала в каждом эксперименте составляла около 0,9 кг, масса и глубина слоя воды в ловушке – примерно 1,5 кг и 25 см соответственно. Давление инертного газа внутри ампул объемом ~23 литра перед сливом было на уровне 1,2 МПа; температура расплава в момент слива достигала 3500...3700 К.

Во всех 12 экспериментах в момент взаимодействия расплава с водой измерялся импульс давления в воде и над водой, а после взаимодействия осуществлялся отбор проб газа из ампул для определения прироста содержания водорода и кислорода. Для оценки степени фрагментации расплава проводилось разделение продуктов плавления на 11 фракций при помощи сит с размерами ячеек x_i , равными 0,4, 0,5, 0,8, 1,1, 1,5, 2,0, 3,2, 4,2, 5,0 и 7,0 мм, измерение масс каждой фракции и оценочное определение числа фрагментов в ней.

Во всех опытах в момент сброса расплава были зафиксированы всплески давления, интенсивность и ширина импульса которых зависели от условий эксперимента. Анализ данных по интенсивности и ширине импульса указал на то, что паровой взрыв имел место только в условиях экспериментов с АУП, а в случае с АУП-М он отсутствовал.

Установлено, что при взаимодействии с водой происходила значительная фрагментация расплава. Остывшие фрагменты расплава представляли собой, в основном, смесь мелких частиц с небольшим количеством относительно крупных фрагментов (Рисунок 42).

Приблизительно половина массы продуктов плавления в каждом эксперименте была сосредоточена в фрагментах размером в среднем менее 1,5 мм, а массовая доля самых крупных фрагментов (размером более 7 мм) составляла менее 10 %.

По результатам экспериментов было установлено, что характерный средний размер фрагментов зависит как от состава расплавляемой композиции, так и от высоты сброса расплава в воду. Исследования фрагментов, полученных в обеих сериях экспериментов, показали заметное увеличение их среднего характерного размера с увеличением в расплавляемой композиции

доли металлических компонентов, что, возможно, связано с изменением теплофизических свойств расплава и, соответственно, характера взаимодействия расплава с водой.

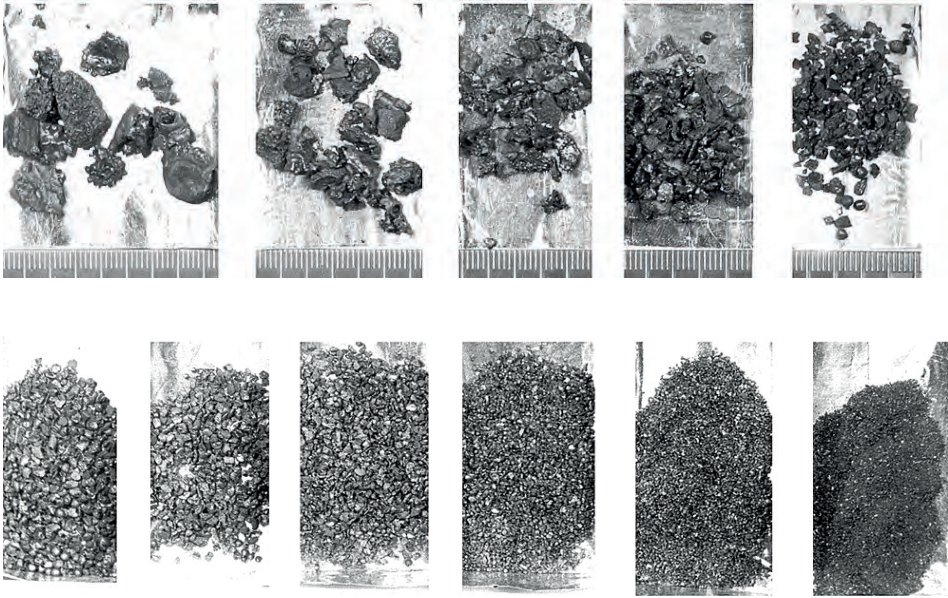


Рисунок 42 - Внешний вид фрагментов расплава, полученных в эксперименте с АУП №7

Кроме этого, была отмечена тенденция увеличения размера фрагментов с уменьшением высоты сброса. Наиболее значительное измельчение фрагментов происходило при сливе в воду с высоты 1 м расплавов, не содержащих цирконий. При сливе в воду расплавов, содержащих цирконий, характерный средний размер фрагментов также уменьшался с увеличением высоты падения расплава.

Процесс генерации пара, в том числе сопровождающийся взрывным ростом давления, превалировал над процессом генерации водорода при сбросе расплава с высоты 1 м, и, напротив, процесс генерации водорода и окисления компонент расплава был основным при сливе расплава в воду с высоты 5 см (для расплава массой 0,9 кг при температуре 3500...3700 К, при массе воды 1,5 кг).

Таблица 21 содержит основные сведения о реакторных экспериментах по исследованию взаимодействия расплава материалов активной зоны реактора ВВЭР-1000 с водой.

Глава 7. Экспериментальные исследования

Таблица 21 . Реакторные эксперименты по определению параметров взаимодействия расплава топлива ВВЭР с водой

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, номер чертежа; рабочая среда	Кол-во	
1	91Т	8	28.12.1989-05.02.1990	Ампульное устройство плавления с топливом, АК.20219.00.000 СБ; азот давлением 1,5 МПа	6	Получение расплава двуокиси урана; определение характеристик парового взрыва при взаимодействии расплава двуокиси урана с водой; отработка технологии реакторных экспериментов по моделированию тяжелых аварий с плавлением топлива
2	98Т	7	25.10.-19.11.1990	Ампульное устройство плавления с топливом, АК.20219.00.000 СБ; азот давлением 1,5 МПа	6	Определение параметров парового взрыва при взаимодействии расплава двуокиси урана (в чистом виде и в комбинации с конструкционными материалами) с водой; определение выхода водорода при взаимодействии расплава с водой; получение данных о динамике выхода продуктов деления; определение химического состава и микроструктуры застывших фрагментов расплава; определение количества пара, образовавшегося в процессе взаимодействия расплава с водой; определение теплофизических свойств застывших фрагментов расплава
3	120Т	4	23.09.-14.10.1993	Ампульное устройство плавления с топливом, АК.20219.00.000 СБ; азот давлением 1,5 МПа	2	Измерение параметров ударной волны, возникающей в объеме воды при попадании в нее расплава топливной композиции; определение выхода водорода, образующегося при взаимодействии расплава топливной композиции с водой; определение степени диспергирования расплава при его взаимодействии с водой; определение химического и фазового состава и структуры застывших фрагментов расплава; оценка выхода продуктов деления

7.9 Исследования поведения топлива реакторов на быстрых нейтронах БН-800, БРЕСТ-300 и БРЕСТ-ОД-300

7.9.1 Ампульные экспериментальные устройства и модельные твэлы

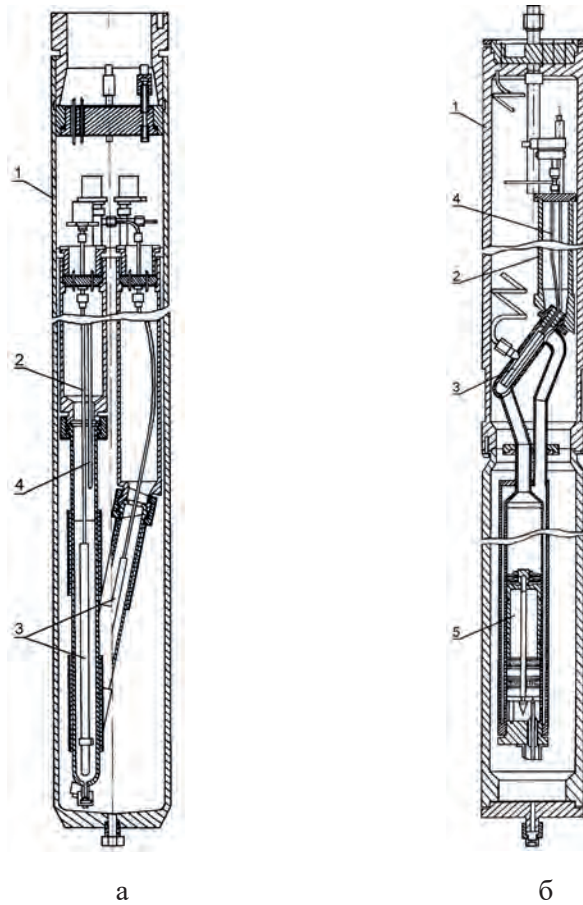
В 1991-1992 годах были проведены ампульные испытания модельных твэлов быстрых реакторов БН-800 и БРЕСТ-300 с натриевым и свинцовым теплоносителями соответственно. В этих испытаниях изучалось поведение модельных твэлов реакторов на быстрых нейтронах при разогреве топлива вплоть до его плавления в условиях моделирования аварии с потерей расхода теплоносителя – ULOF [33,34,35].

Основные результаты испытаний				Примечание
Энерговыделение		Длительность стационар. режима, с	Температура топлива, °С	
в топливе, кДж	в реакторе, МДж			
72...910	96...3868	4...11	>3000	Получен расплав двуокиси урана, определены характеристики парового взрыва при взаимодействии расплава с водой
1015...1300	3588...4603	15	3500...3900	Получены экспериментальные данные по изменению давления внутри АУП, по динамике выхода продуктов деления, по выходу водорода в процессе взаимодействия расплава с водой
95...1700	296...5320	2...10	1050...2800	Получены данные, которые совместно с результатами разделки АУП и материаловедческих исследований позволят скорректировать программу второго этапа этой серии, уточнить методики измерения параметров ударной волны, внести необходимые изменения в конструкцию АУП

Для этих экспериментов были разработаны специализированные ампульные устройства («гильзы» по терминологии ФГУП РФЯЦ—ВНИИТФ им. академика Е.И. Забабахина). Одно из ампульных устройств было оборудовано системой прокачки натрия, которая в кратковременном режиме позволяла обеспечить имитацию условий нормального охлаждения твэлов проточным теплоносителем (Рисунок 43).

Корпуса ампульных устройств были изготовлены из титана, корпуса ампул, в которых были установлены модельные твэлы, - из стали. В гильзу устанавливались одна или две ампулы, при этом в ампулу устанавливали до пяти модельных твэлов.

Гильзы устанавливались в защитный чехол, черт. Ш.606, загружаемый в ЦЭК реактора ИГР.



а – ампульное устройство (гильза) для испытаний твэлов реакторов на быстрых нейтронах с непроточным теплоносителем (натрий, свинец); б – ампульное устройство (гильза) для испытаний твэлов реактора БН-800 с принудительным движением теплоносителя; 1 корпус; 2 устройство установки твэла; 3 модельный твэл в ампуле; 4 датчики системы измерения параметров; 5 -устройство для создания расхода натрия

Рисунок 43 - Ампульные устройства для испытаний модельных твэлов БН и БРЕСТ

Модельные твэлы БН-800 имели топливный столб (активную часть) с общей длиной 55...58 мм, набранный из топливных таблеток с наружным диаметром 5,52...5,57 мм (согласно конструкторской документации, наружный диаметр топливных таблеток и топливных втулок был равен $5,65^{+0,1}$ мм), которые устанавливались в стальную, 06Х15Н15М2Г2, оболочку с диаметром 6,6 мм и толщиной стенки 0,4 мм (внутренний диаметр оболочек $5,65^{+0,1}$ мм). На концах топливного столба твэлов БН-800 устанавливались

экраны из топливных таблеток и топливных втулок из обедненного диоксида урана с содержанием ^{235}U 0,36...0,4 % для уменьшения концевых эффектов по энерговыделению и, тем самым, повышения представительности результатов экспериментов с использованием ТВЭЛов с короткой активной частью.

В ампулы одновременно загружались модельные ТВЭЛы с таблетками из диоксида урана с обогащением 2 % и 10 % по ^{235}U . При этом режимы испытаний подбирались такими, чтобы ТВЭЛ с топливом с обогащением 2 % оставался неповрежденным при разрушении ТВЭЛа с обогащением топлива, равным 10 %. По сохраненному ТВЭЛУ определялось энерговыделение в топливе и оценивалось тепловое состояние штатного модельного ТВЭЛа с обогащением 10 % по ^{235}U .

Так как одной из задач экспериментов являлось исследование процессов разрушения ТВЭЛов и выхода расплавленного топлива из ТВЭЛов в теплоноситель с его последующим фрагментированием, для гарантированного выброса расплавленного топлива в жидкий натрий один из ТВЭЛов с 10 % обогащением заполнялся аргоном с давлением 1 МПа. Повышенное давление аргона имитировало давление газов в топливе с большим выгоранием. Второй ТВЭЛ с 10 % обогащением и давлением 0,1 МПа имитировал свежее топливо. Кроме этого, на оболочках ТВЭЛов с топливом 10 % обогащения на стороне, обращенной к ТВЭЛУ с 2 % обогащением, делались пропилы глубиной 0,2 мм и длиной 3 мм в средней, то есть наиболее нагретой части ТВЭЛов. Предполагалось, что при повышении температуры возрастет давление газа в ТВЭЛЕ, и это приведет к прорыву топлива через ослабленное сечение оболочки в натрий и удару струи по соседнему ТВЭЛУ.

Модельные ТВЭЛы БРЕСТ имели практически то же конструктивное исполнение, что и ТВЭЛы БН-800, но в качестве топливной композиции использовался нитрид урана (UN), а оболочки были изготовлены из жаропрочной стали 12Х12М1БФР (ЭП450).

Поскольку ампульные эксперименты с ТВЭЛАМИ реакторов на быстрых нейтронах проводились совместно с ВНИИТФ, «оружейники» внесли некоторые интересные новшества в средства и методы измерений параметров экспериментов. В частности, к термопарам предъявлялись такие требования, как возможность надежного измерения температуры вплоть до 2000°C, малая инерционность, гарантированное сохранение стабильности термо-ЭДС, надежность теплового контакта горячего спая с объектом исследований, надежная изоляция выводов, что предопределило необходимость реализации этапа специальных разработок и конструктивного улучшения термопар специалистами ВНИИТФ. Была применена технология травления термопарных проводов до диаметра 50 мкм перед их сваркой, что позво-

лило обеспечить временное разрешение измерений температуры не более 2,5 мс. Изоляция выводов термопар градуировки W-Re обеспечивалась смесью кремнийорганического лака с 25 % по объему мелкодисперсного (3 мкм) оксида алюминия.

В перечень средств контроля параметров, кроме датчиков температуры топлива и температуры оболочки, входили потенциметрические датчики МД-ТС для измерения давления газа под оболочками твэлов (временное разрешение 8 мс), тензометрические датчики для измерения давления и импульсов давления в оригинальном конструктивном и схемном исполнении (разработка ВНИИТФ, временное разрешение 10 мкс), тензорезисторы КФ 5П1-2-200, наклеенные на корпуса ампул для измерения импульсных гидродинамических процессов (временное разрешение 1 мкс), датчики импульсного давления с волноводным принципом передачи сигнала к чувствительным элементам. Для измерений уровня натрия в ампулах использовались контактные датчики, действие которых было основано на измерении зависимости падения напряжения в петле из константановой проволоки, погруженной в натрий, от глубины её погружения. Кроме этого, ампулы оснащались средствами измерения температуры теплоносителя, температуры стенок ампулы и давления в ампуле.

С модельными твэлами реакторов на быстрых нейтронах было проведено три серии экспериментов. Всего было испытано 13 твэлов, в том числе:

- 11 твэлов реактора БН-800 с топливными таблетками из диоксида урана;
- 2 твэла реактора БРЕСТ с топливными таблетками из нитрида урана.

7.9.2 Серия 109Ф

Первая серия испытаний твэлов реакторов на быстрых нейтронах может называться таковой условно, поскольку за этим названием стоит всего лишь один реакторный эксперимент 109Ф-1, который был выполнен в декабре 1991 года.

В этом эксперименте в ампульное устройство были установлены две ампулы с натрием, в каждую из которых были помещены по два модельных твэла БН-800 - с обогащением топлива 2 % и 10 %. В эксперименте решались задачи получения исходных данных для выбора и обоснования режимов испытаний, при реализации которых обеспечивается расплавление топлива модельных твэлов, а также задачи отработки методов измерения параметров процессов, сопровождающих разрушение твэлов.

В частности, в эксперименте проверялась методика получения нейтронного изображения топлива твэлов по распределению поля нейтронов деления, регистрируемого на нейтронных конверторах. Эта методика была

предложена специалистами ВНИИТФ и на реакторе ИГР применялась впервые. К сожалению, использование трекового нейтронного конвертора для получения гамма-нейтронного изображения испытываемых твэлов не дало ожидаемого результата - полученное изображение оказалось не четким. Тем не менее, было определено значение отношения “фон-сигнал”, что позволило уточнить требования к методике процедуры сканирования поведения топлива в целях ее доработки.

Кроме этого, регистрировались температура топлива и оболочек твэлов, давление в газовых объемах твэлов и уровень натрия в ампулах.

7.9.3 Серия 112Ф

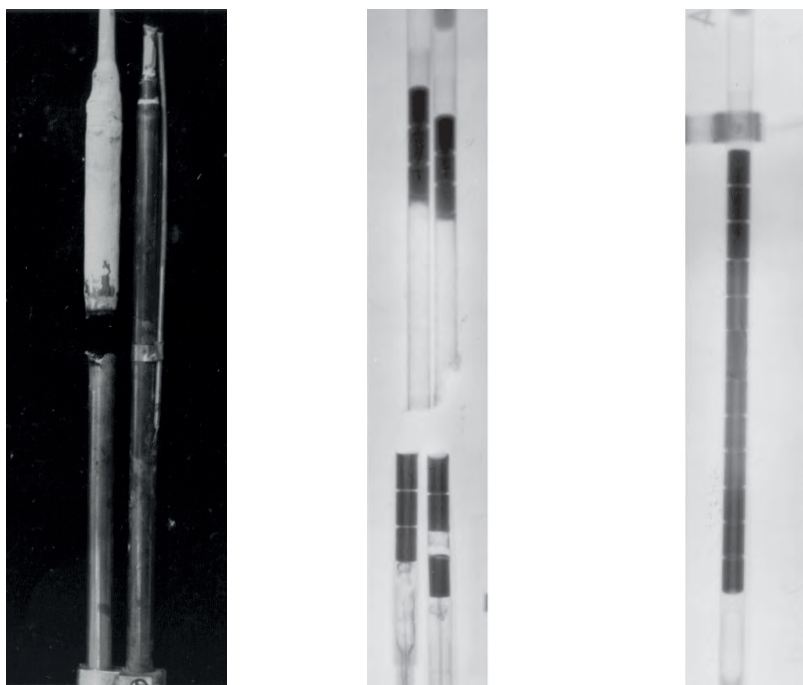
В серии 112Ф (март-апрель 1992 г.) было проведено 5 пусков с модельными твэлами БН-800, при этом лишь один пуск был исследовательским (112Ф-5), а остальные носили методический характер.

В одном из методических пусков было измерено соотношение энерговыделения в топливе модельных твэлов и в активной зоне реактора ИГР, а в другом, длительном пуске (4660 с) на постоянном уровне мощности реактора 0,42 МВт, проверялась доработанная система получения нейтронного изображения.

В исследовательском пуске стояла задача получения экспериментальных данных, характеризующих процесс взаимодействия фрагментов расплавленного топлива с натрием при разрушении твэлов. В этом эксперименте, где модельные твэлы облучались в режиме «вспышка» с полушириной 0,65 с, произошла разгерметизация твэла с топливом с обогащением 10%, при этом момент времени, в который произошла разгерметизация, был определен по импульсу давления в теплоносителе с максимумом 4,7 МПа во фронте ударной волны. Разрушение и фрагментация твэла произошли при энерговыделении 3,85 кДж/г UO_2 (оценка выполнена по величине энерговыделения в твэле с обогащением 2 %). Давление аргона в твэле к моменту разгерметизации возросло с начального 1,0 МПа до 2,35 МПа. Величина фрагментов разрушенного твэла находилась в пределах от 0,5 мм до 3,0 мм. Максимальная температура топлива в разрушенном твэле могла достигать 3700°C, при которой происходит кипение расплава двуокиси урана.

Послереакторные исследования показали, что топливо с обогащением 10 %, выброшенное из твэлов, было фрагментировано, при этом масса обнаруженных фрагментов составляла приблизительно 30 % от общей массы топлива в твэлах. Треть фрагментированного топлива представляла собой мелкодисперсную пыль с характерными размерами от 0,5 до 5 мкм.

Внешний вид твэлов после эксперимента 112Ф-5 приведен на Рисунке 44.



- а) слева - твэл с топливом 10 % обогащения; справа – твэл с топливом 2 % обогащения.
- б) твэлы с топливом 10 % обогащения (в твэлах сохранились бланкетные топливные таблетки из обедненного UO_2)
- в) твэл с топливом 2 % обогащения

Рисунок 44 - Внешний вид твэлов БН-800 после эксперимента 112Ф-5 и их рентгенограммы

7.9.4 Серия 117Ф

В серии 117Ф (декабрь 1992 г.) были продолжены исследования поведения модельных твэлов БН-800 и начаты исследования твэлов БРЕСТ-300 [36] на режимах предельных тепловых нагрузок. Испытания проводились на режиме, моделирующем неконтролируемую вспышку мощности. Основной исследовательский пуск был реализован в форме треугольного импульса с полушириной 0,7 с и с максимальной мощностью реактора 900 МВт.

Отличительными особенностями этой серии являлись, во-первых, применение в одном из пусков экспериментального устройства с системой прокачки натрия, которая в кратковременном режиме позволила обеспечить имитацию условий нормального охлаждения твэлов проточным теплоносителем, и, во-вторых, испытания модельных твэлов БРЕСТ-300 совместно с модельными твэлами БН-800.

Для испытаний были подготовлены три экспериментальных устройства, с использованием которых были проведены 7 пусков реактора ИГР, в том числе два методических пуска, два пуска для получения нейтронного изображения топлива и три исследовательских пуска.

В двух экспериментальных устройствах, не оборудованных системой прокачки натрия, было установлено по две ампулы. В одной из ампул одного из этих экспериментальных устройств были установлены модельные твэлы БН-800 с обогащением 2 % и 10 %, а в другой - два твэла с нитридным топливом - мононитридом урана с обогащением 2 % и 10 %, которое рассматривалось как перспективное для будущего реактора БРЕСТ-300.

Схемы оснащения модельных твэлов датчиками температуры и давления показаны на рисунке 45.

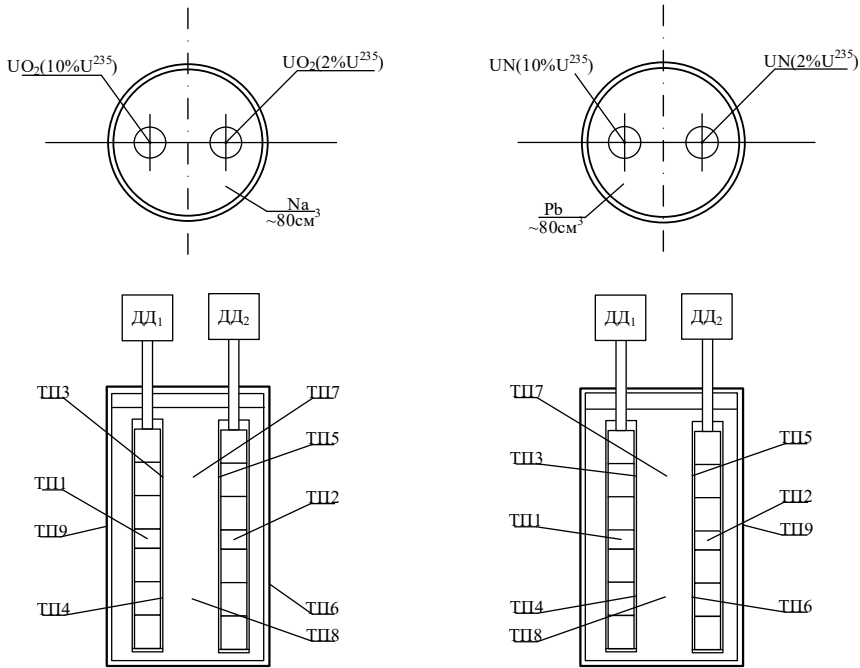


Рисунок 45 - Схемы оснащения модельных твэлов БН-800 и БРЕСТ датчиками температуры и давления

В экспериментальное устройство, оборудованное механизмом прокачки натрия через ампулу, были установлены 5 модельных твэлов БН-800 с обогащением 2; 6 и 10 % (Рисунок 46).

Устройство прокачки позволяло обеспечить в течение 3 секунд движение теплоносителя с температурой $550 \pm 50^\circ\text{C}$ через ампулу со скоростью 2...3 м/с. Целью испытаний твэлов в расходном режиме являлось получение экспериментальных данных по расплавлению топлива при нормальной работе системы охлаждения для последующего их сравнения с данными, ко-

Глава 7. Экспериментальные исследования

торые были получены при испытаниях твэлов в условиях имитации потери расхода теплоносителя (ULOF).

В процессе испытаний измерялась температура топлива с обогащением 10 % и 6 % и в одном из твэлов с обогащением 2 % (термопары ВР с горячим спаем диаметром 0,5 мм). На внутренней стороне трубки без топлива были установлены 2 термопары для измерения температуры натрия (кабельные термопары ХА с диаметром кабеля 1,5 мм). В твэлах с обогащением 10 % и 6 % и в одном из твэлов с обогащением 2 % измерялось давление газа под оболочкой (датчики МД-300ТС). Кроме этого, напротив твэла с обогащением 10 % в месте его наиболее вероятного разрушения был установлен волновод длиной 4,8 м с тензометрическими измерителями для регистрации импульса давления, возникновение которого прогнозировалось при прорыве топлива из твэла в теплоноситель, при этом временное разрешение системы измерения импульса давления оценивалось величиной 10 мкс (Рисунок 46).

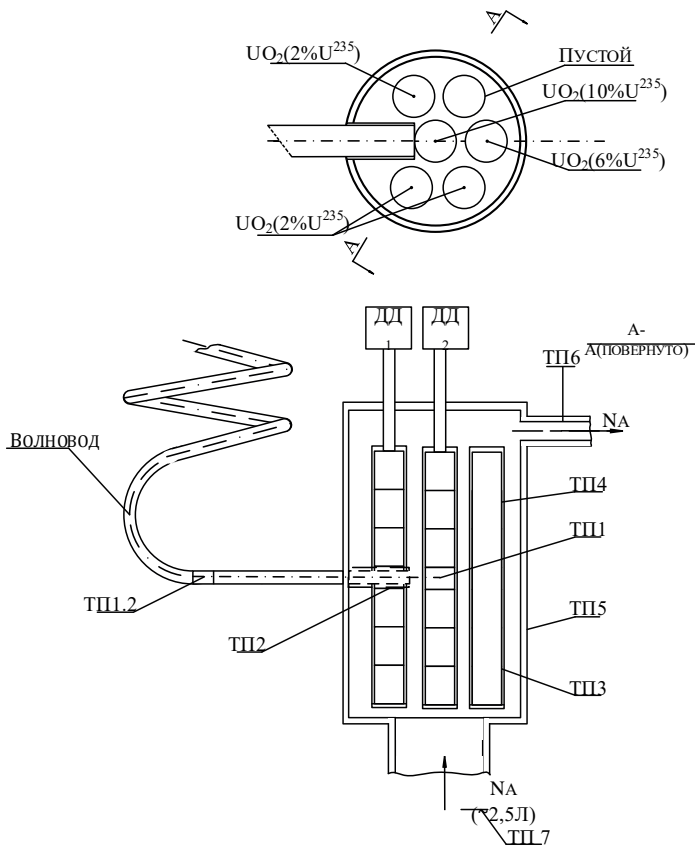


Рисунок 46 - Ампула для групповых испытаний модельных твэлов типа БН-800 в расходном режиме

Как показали испытания, описанное выше оборудование и экспериментальные методики оправдали свое назначение и обеспечили получение данных по поведению твэлов в условиях воздействия на них разрушающих нагрузок.

В пуске 117Ф-2 произошло плавление топлива по центру топливных таблеток с обогащением 10 %, при этом оболочка твэла сохранила герметичность (Рисунок 47).

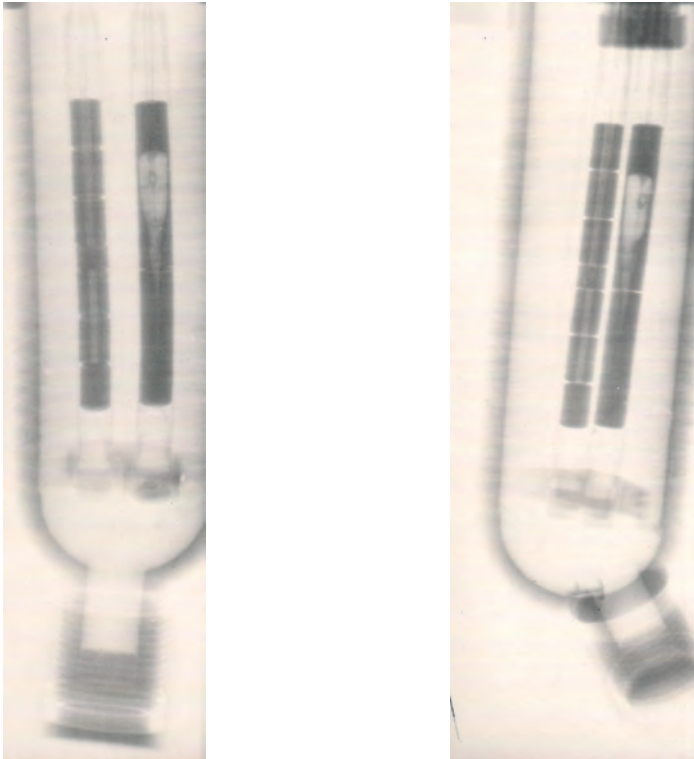


Рисунок 47 - Пуск 117Ф-2. Теплоноситель – свинец. Твэлы БРЕСТ-300. Состояние твэлов и топлива (диоксид урана UO_2) с обогащением 2 % (в ампуле - слева) и 10 % (в ампуле - справа)

Состояние твэлов реактора БРЕСТ-300, испытанных в ампуле со свинцом, показано на Рисунке 48. Несмотря на существенное различие в обогащении топлива из мононитрида урана UN (2 % и 10 %), оболочки обоих твэлов были разрушены, при этом фрагменты топлива 10 %-обогащения были рассеяны в свинцовом теплоносителе. В затвердевшем свинце, особенно в нижней его части, были обнаружены множественные газовые полости различных размеров, что может быть объяснено локальным кипением свинца в окрестностях фрагментов рассеянного в нем топлива.



а) слиток свинца с твэлами после извлечения из ампулы



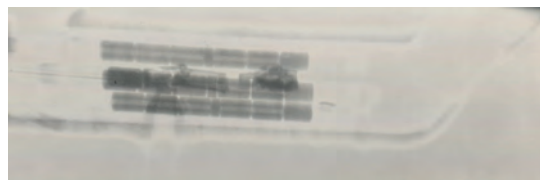
б) рентгенограмма слитка свинца

Рисунок 48 - Пуск 117Ф-5. Теплоноситель – свинец. ТВЭЛы - БРЕСТ-300. Состояние твэлов и топлива (мононитрид урана UN) с обогащением в 2 % (слева на рентгенограмме) и 10 % (справа на рентгенограмме) после испытаний

Состояние твэлов БН-800 после испытания в ампуле с имитацией расхода натрия показано на Рисунках 49, 50 и 51. В эксперименте были разрушены твэлы с топливом с обогащением 6 % и 10 %. При этом фрагментами топливных таблеток твэлов с обогащением 6 % и 10 % были проплавлены оболочки твэлов с обогащением топлива, равным 2 %.

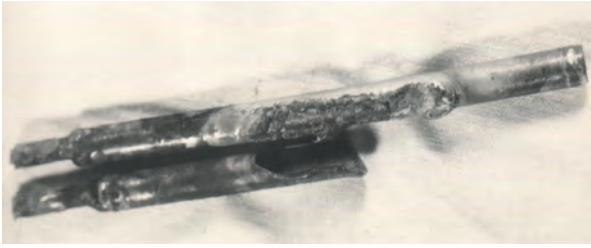


а) общий вид твэлов



б) рентгенограмма ампулы: оболочки твэлов с топливом 2 %-обогащения проплавлены фрагментами топливных таблеток со стороны твэлов с топливом 10 % и 6 %-обогащения

Рисунок 49 - Пуск 117Ф-7. Теплоноситель – натрий. ТВЭЛы – БН-800. Состояние твэлов и топлива (диоксид урана UO_2) в ампуле после испытаний с имитацией расхода натрия



а) внешний вид твэлов с топливом с обогащением 2 % (вверху) и 6 % (внизу)



б) рентгенограмма твэлов с топливом с обогащением 6 % (вверху) и 2 % (внизу)

Рисунок 50 - Пуск 117Ф-7. Теплоноситель – натрий. Твэлы – БН-800. Состояние твэлов и топлива (диоксид урана UO_2) с обогащением 2 % и 6 % после испытаний



а) внешний вид твэлов с топливом с обогащением 2 % (внизу) и 10 % (вверху)



б) рентгенограмма твэлов с топливом с обогащением 10 % (вверху) и 2 % (внизу)

Рисунок 51 - Пуск 117Ф-7. Теплоноситель – натрий. Твэлы – БН-800. Состояние твэлов и топлива (диоксид урана UO_2) с обогащением 2 % и 10 % после испытаний

7.9.5 Основные результаты ампульных испытаний твэлов реакторов БН-800 и БРЕСТ

Таблица 22 содержит основные сведения о испытаниях топлива реакторов БН-800 и БРЕСТ.

Глава 7. Экспериментальные исследования

Таблица 22. Реакторные испытания топлива реактора БН-800 и БРЕСТ (1992 г.)

№ п/п	Индекс серии	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, номер чертежа; рабочая среда	Кол-во	
1	109Ф	1	19.12.1991	Модельные твэлы реактора БН-800, P56-Л1821.01.020, P56-Л1821.01.030, в ампульном устройстве, P56-Л1821.01.000 СБ; расплав натрия	1 1	Получение исходных данных для выбора и обоснования режимов испытаний модельных твэлов с расплавлением топлива и обработка методов измерения параметров газодинамических и термомеханических процессов, сопровождающих разрушение и плавление твэлов; определение уровня электромагнитных и радиационных помех и помехоустойчивости измерительных систем и системы гамма-нейтронного изображения
2	112Ф	5	31.03.-08.04.1992	Модельные твэлы реактора БН-800, 20Ц1.402.00 в ампульном устройстве P56-Л1821.01.000 СБ; расплав натрия	4	Получение экспериментальных данных о процессе взаимодействия фрагментов расплавленного топлива с теплоносителем натрием при разрушении модельных твэлов реактора БН-800
3	117Ф	7	03.12 - 17.12.1992	Гильзы с модельными твэлами: P-56Л1860.01.020.01; расплав натрия P-56Л1860.01.020; расплав свинца P-56Л1860.01.000.01; прокатка расплава натрия	2 2 5	Получение экспериментальных данных по энерговоду, температуре и давлению в твэлах при импульсном разогреве топлива реакторов БН-800 и БРЕСТ-300; получение гамма-нейтронных изображений

7.9.6 Испытания твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300

Испытания твэлов БРЕСТ-ОД-300 со СНУП-топливом (смешанное нитридное уран-плутониевое) в пусках реактора ИГР были выполнены по договору с АО «НИКИЭТ» (Российская Федерация) в период с сентября 2021 года по февраль 2022 года с целью исследований их поведения в условиях быстропротекающих процессов с увеличением мощности, в том числе в условиях, моделирующих аварийные сценарии поведения РУ БРЕСТ ОД 300, обусловленные быстрым вводом реактивности (БВР).

Твэлы БРЕСТ-ОД-300, поступившие на испытания из Российской Федерации в составе облучательных устройств (ОУ), содержали топливный столб из таблеток СНУП-топлива. Топливный столб был заключен в тонкостенную оболочку из стали 16X12МВСФБР-Ш (ЭП823-Ш).

В ОУ твэлы находились в ампуле, заполненной свинцом. ОУ устанавливались в ампулу WF, которая использовалась в качестве дополнительного барьера безопасности, при этом центры топливных столбов твэлов находились в центральном горизонтальном сечении активной зоны реактора ИГР.

Основные результаты испытаний						Примечание
Энерговыведение		Длительность, с	Температура, °С			
удельное твэле, кДж/гUO ₂	в реакторе, МДж		Топлива	Оболочки	Рабочей среды	
-	90,9	10,5	-	1100	-	Результаты испытаний позволяют выбрать и обосновать режимы последующих испытаний модельных твэлов реактора БН-800 на реакторе ИГР. Оценены уровни электромагнитных и радиационных помех
1,35	1000	0,688	-	-	-	Показана принципиальная возможность получения гамма-нейтронного изображения для регистрации перемещения топливных в процессе испытания
-	24... 1040	0,5... 2400	260...1650	260... 1250	175... 1250	Впервые получены данные, характеризующие поведение твэлов в реактивной аварии при имитации нормальной работы системы охлаждения реактора с натриевым теплоносителем

В каждом из пяти ОУ, поступивших на испытания, были установлены по 3 твэла (т.е., на испытания были представлены 15 твэлов в общей сложности):

- штатный твэл;
- измерительный твэл;
- образец-свидетель.

Измерительный твэл и образец-свидетель были оснащены средствами измерения температуры оболочки (ХА) и топлива (ВР), давления газа в компенсационном объеме (датчики давления дифференциально-трансформаторного типа разработки АО «ГНЦ НИИАР»). Кроме этого, измерялась температура свинца в ампуле, плотность потока нейтронов на наружной поверхности ОУ. Измерения флюенса нейтронов осуществлялось с использованием ураносодержащих мониторов энерговыведения, в качестве которых применялись таблетки БН-350 из обеденного диоксида урана с содержанием 0,27 % ²³⁵U.

Ампулы с твэлами охлаждались азотом, если это было необходимо по условиям проведения экспериментов.

Глава 7. Экспериментальные исследования

ОУ поступили на испытания полностью собранными, при этом доступ к внутренним элементам был технически невозможен. В этой связи организационно-техническая и программная документация на испытания разрабатывалась НЯЦ РК на основании данных, предоставленных Заказчиком (АО «НИКИЭТ») и Изготовителем ОУ (АО «ГНЦ НИИАР») в сопроводительных документах, и значений некоторых величин, рассчитанных специалистами НЯЦ РК по данным, почерпнутым из сопроводительной документации.

Таблица 23. Реакторные испытания СНУП-топлива реактора БРЕСТ-ОД-300

Индекс пуска, режим	Дата проведения	Объект испытаний	Задачи испытаний
		ОУ, черт. 330.161.000	
190Ф-1 импульс	27.09.2021	(без ОУ) Детекторы контроля гамма-излучения, черт. Дт.45.000 СБ; детекторы эмиссионные, черт. Дтгэ.20.000 СБ; штатная система СТК КИР ИГР и пикоамперметры Keithley.-	- тарировка детекторов контроля гамма-излучения и детекторов эмиссионных по результатам измерения энерговыделения в мониторах; - проверка возможности регистрации сигналов детекторов контроля гамма-излучения, и детекторов эмиссионных штатной системой СТК КИР ИГР и пикоамперметра Keithley. В ЦЭК были смонтированы датчики комптон-эмиссионного типа КЭДН:2 шт. п- гамма и 2 шт. гамма. Датчики были также оснащены мониторами энерговыделения РГП НЯЦ РК – таблетками диоксида урана
190Ф-2 импульс	12.10.2021	ОУ-2, зав. номер 2.2019	- определение соотношения между энерговыделением в реакторе ИГР и энерговыделением в извлекаемых ураносодержащих мониторах, установленных в пеналах детекторов контроля гамма-излучения и детекторов эмиссионных; - тарировка детекторов контроля гамма-излучения, и детекторов эмиссионных по результатам измерения энерговыделения в мониторах; - калибровка ионизационных камер СУЗ реактора ИГР; - уточнение режимов работы реактора ИГР при проведении исследовательских пусков
190Т-3 импульс	21.10.2021	ОУ-2, зав. номер 2.2019	- проверка работоспособности термопар и датчиков давления; - методический пуск для отработки методики выхода на параметры эксперимента с принудительным охлаждением; - получение экспериментальных данных для верификации расчетных кодов в области температур до 650 °С.
190Ф-5В вспышка (1,9 βэф)	27.10.2021	ОУ-2, зав. номер 2.2019	определение предельной среднерадиальной энтальпии (мощность 60-70% от целевой вспышки). Все инструментированные твэлы целы (по показаниям датчиков давления).

Таблица 23 содержит основные характеристики испытаний твэлов БРЕСТ-ОД-300. Показаны максимальные из измеренных значения температуры топлива, оболочки и свинца в каждом эксперименте.

По завершении испытаний все ОУ были вывезены в Российскую Федерацию для проведения материаловедческих исследований.

Основные результаты испытаний						
Мощность реактора, МВт (макс) Топливо	Энерговыведен. в реакторе, МДж. (Температура активной зоны, начальная / конечная, °С) Оболочка	Длительн. работы реактора, с Свинец	Температура, °С			
			Топливо	Оболочка	Свинец	
0,65	15,5 292 / 298,2	30	-	-	-	
0,65	14,4 17,8 / 23,4	30	72	50	51	
2,5	628 17,5 / 198	255	666	556	515	
288	315 20,6 / 130	0,6 (полу-ширина вспышки)	1598	857 (без разгерметизации)	731	

Окончание таблицы 23

Индекс пуска, режим	Дата проведения	Объект испытаний	Задачи испытаний
		ОУ, черт. 330.161.000	
190Ф-6В вспышка (2.62 βэф)	04.11.2021	ОУ-3, зав. номер 3.2019	определение предельной среднерадимальной энтальпии (мощность 100% от целевой вспышки)
190Ф-7В вспышка (2.33 βэф)	11.11.2021	ОУ-1, зав. номер 1.2019	определение предельной среднерадимальной энтальпии (мощность 90% от целевой вспышки)
190Т-8 импульс	23.11.2021	ОУ-4, зав. номер 4.2019	Моделирование аварийного сценария в режиме реактора «Импульс». Цель - разогрев оболочки до 1250 °С.
190Т-9 импульс	23.02.2022	ОУ-5, зав. номер 5.2019	Пуск для подтверждения проектных пределов твэлов. Цель - обеспечить температуру оболочки твэлов 1000 °С не менее 100 с. Признаки разгерметизации макетов твэлов, испытанных в пуске 190Т-9 отсутствуют. По результатам пуска была выдержана максимальная температура оболочки макета твэла больше 1000 °С в течение 140 секунд.

7.10 Реакторные испытания керметных твэлов

Достоинством керметного топлива является его высокая в зависимости от пористости (от 17 до 20 Вт/м К, [37]) по сравнению с диоксидом урана (3...4 Вт/м К, [38]) теплопроводность и возможность обеспечения хорошего теплового контакта топлива с оболочкой. При работе керметного твэла в нормальных эксплуатационных условиях температура в центре топлива составляет не выше 500°С [37], тогда как в случае диоксида урана она достигает значений 1400°С [39]. Вследствие этого в активной зоне реактора с керметным топливом теоретически значительно меньше запасенного тепла, что является безусловным преимуществом такой активной зоны с точки зрения ее защищенности в авариях с нарушением режимов охлаждения топлива.

Керметные твэлы представляли собой монолитные топливные стержни, установленные в оболочку из сплава Э110, снабженную заглушками. Топливная композиция — это циркониевый сплав, содержащий железо, массовая доля которого составляет 6,6 %, бериллий и ниобий, массовая доля которых равна 2,5 и 3 % соответственно (сплав ЦЖБН), с диспергированной в нем крупкой диоксида урана.

Основные результаты испытаний						
Мощность реактора, МВт (макс) Топливо	Энерговыделен. в реакторе, МДж. (Температура активной зоны, начальная / конечная, °С) Оболочка	Длительн. работы реактора, с Свинец	Температура, °С			
			Топливо	Оболочка	Свинец	
974	389 18,4 / 143,6	0,3 (полу-ширина вспышки)	3386 (оценка)	979 (разгерметизация)	1009	
6,5	394 18,6 / 157,3	0,4 (полу-ширина вспышки)	2282	1035 (разгерметизация)	985	
45,7	689 17,5 / 214	19	3032	1289 (разгерметизация)	1162	
5,5	2800 12 / 599	515	1218	1070	1015	

Часть модельных твэлов оснащалась термопарами для измерения температуры топлива, при этом рабочий спай термопар устанавливался в центре топливного столба. На всех модельных твэлах устанавливались две термопары для измерения температуры оболочки на уровне центра топливного столба в диаметрально противоположных точках.

В декабре 1993 года была проведена вторая серия реакторных испытаний твэлов с керметным топливом в условиях, моделирующих аварию с реактивностью [40]. В этой серии испытаний были испытаны 8 твэлов монолитного типа и 2 твэла контейнерного типа, а также 6 твэлов-свидетелей ВВЭР-1000 с диоксидным топливом. В 6-ти пусках в ампулу, заполненную водой, устанавливались по два твэла – твэл с керметным топливом и твэл-свидетель. В двух пусках в ампулу устанавливались два твэла с керметным топливом. Энерговыделение в твэлах определялось косвенным путем по результатам спектрометрических измерений мониторов энерговыделения (по два в каждом пуске) и по показаниям малогабаритного датчика внутризонного контроля плотности потока нейтронов.

Отличительной особенностью этих испытаний являлось то, что во всех пусках реактор работал в одном и том же режиме при одних и тех же параметрах нейтронной вспышки с начальным скачком реактивности

Глава 7. Экспериментальные исследования

приблизительно $3,4 \beta_{эф}$ и полуширине вспышки 0,2 с. Различные значения энерговыделения в твэлах при неизменном на всех пусках энерговыделении в реакторе обеспечивались установкой вокруг твэлов ослабляющих экранов различной толщины.

Испытания показали, что работоспособность твэлов с керметным топливом в условиях моделирования реактивной аварии при полуширине

Таблица 24. Реакторные испытания керметного топлива

№ п/п	Индекс серии испытаний	Кол-во пусков	Сроки проведения	Объект испытаний		Задачи испытаний
				Наименование, номер чертежа; рабочая среда	Кол-во (заводской номер)	
1	110Ф	3	26.12.- 28.12. 1991	Модельные твэлы с керметным топливом, Г-4571 Г-4572 в ампуле ЭС1, 0403.04.00.000 СБ; вода при атмосферном давлении	5; (2,4) (1,3,5)	Получение экспериментальных результатов о работоспособности твэлов с керметным топливом в переходных и аварийных режимах; оценка работоспособности твэлов с керметным топливом, изготовленных по различной технологии; сравнительная оценка характера изменения температуры в твэлах с керметным и диоксидным топливом
2	122Т	8	15.12.- 27.12. 1993	Модельные твэлы с керметным топливом, Г.4770.00 Г.4572.Г4 Г4572.00 твэлы-свидетели с диоксидным топливом, Г.4571.00 Г.4572.00 в ампуле ЭС1, 0403.04.00.000 СБ, вода при атмосферном давлении	16, (4,6,15,16) (1,2,3,5,7) (14) (8,9,10) (11,12,13)	Экспериментальное определение порогового разрушающего значения энерговыделения в твэлах с керметным топливом

7.11 Программа EAGLE

7.11.1 Общие сведения о программе EAGLE

С 1995 года на экспериментальной базе ИАЭ НЯЦ РК проводятся эксперименты по программам EAGLE (Experimental Acquisition of Generalized Logic to Eliminate recriticalities) в обоснование безопасности реакторов на быстрых нейтронах с натрием в качестве теплоносителя [41, 42]. Исследования направлены на решение ключевой проблемы безопасности

импульса 0,2 с, по крайней мере, не хуже работоспособности твэлов с диоксидным топливом, даже при том, что преимущества керметного топлива в таких режимах проявляются в наименьшей степени.

Основные параметры испытаний твэлов с керметным топливом приведены в Таблице 24.

Основные результаты испытаний						Примечание
Энерговыделение-		Длительность, с	Температура, °С			
удельное в твэле, кДж/гUO ₂	в реакторе, МДж		Топлива	Оболочки		
6,81... 27,85	27,8... 112,5	1,1... 1,3	520... 1080	370... 500	Уровень температуры в керметном твэле ниже, чем в штатном твэле ВВЭР-1000 на 300 К, при уровне температуры 700...1000 К, при одинаковой температуре оболочки; темп изменения температуры в керметном твэле выше, чем в штатном твэле ВВЭР-1000 как при разогреве, так и при остывании. Твэлы сохранили работоспособность при энерговыделении 27,85 кДж/г ²³⁵ U	
38... 92,9	740±50	0,2	1670... 900	150... 1400	Определен порог разрушения для твэлов с керметным топливом контейнерного типа - 43,8 кДж/г ²³⁵ U. Получены данные по порогу разрушения для твэлов с диоксидным топливом	

перспективного реактора на быстрых нейтронах японского дизайна - на смягчение последствий или предотвращение возникновения повторной критичности при аварии с плавлением активной зоны. Для этих реакторов основным решением проблемы принято считать удаление расплава топлива из активной зоны в случае тяжелой аварии с ее плавлением [43].

В июле 1995 года НЯЦ РК посетили японские специалисты из ТИТ (Tokyo Institute of Technology – Токийский технологический институт), JNC (Japan Nuclear Cycle Development Institute – Японский институт раз-

вития ядерного топливного цикла). В результате этого визита было принято решение о развертывании экспериментальных исследований на реакторе ИГР в обоснование безопасности реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем. До 2000 года финансирование работ осуществлялось JAPC (**J**apan **A**tomic **P**ower **C**ompany - Атомная энергетическая компания Японии), с 2000 года работы выполнялись по пятилетнему контракту между JNC и НЯЦ РК, и далее – по контрактам между JAEA (Агентство по атомной энергии Японии - **J**apan **A**tomic **E**nergy **A**gency) и НЯЦ РК. Начиная с 2005 года JAEA — независимое административное учреждение, образованное 1 октября 2005 года в результате слияния двух ранее существовавших полугосударственных организаций JNC и JAERI (**J**apan **A**tomic **E**nergy **R**esearch **I**nstitute - Научно-исследовательский институт по атомной энергии Японии), является единственным заказчиком работ по программам EAGLE-1, EAGLE-2 и EAGLE-3.

В 1998 году программа проекта EAGLE была расширена за счет включения в нее вне реакторных экспериментов. В связи с этим в 1999 году началось строительство стенда вне реакторных установок, проектирование и изготовление вне реакторных экспериментальных устройств. Открытие первой очереди этого стенда, получившего одноименное с проектом название EAGLE, состоялось в мае 2000 года. Тем не менее, основная роль в программе проекта EAGLE отводилась подготовке и проведению внутри реакторных экспериментов [44].

В общей сложности на реакторе ИГР было выполнено 10 основных исследовательских программ, каждая из которых завершалась соответствующим исследовательским внутри реакторным экспериментом, наиболее сложными из которых являлись полномасштабные или, иначе, интегральные демонстрационные эксперименты с натрием. При этом количество вспомогательных внутри реакторных экспериментов, которые носили методический характер и были направлены на решение различных задач подготовительного характера, приближается к полутора сотням. Исключительно важное значение этих вспомогательных экспериментов объясняется тем, что основные испытания программы EAGLE носили разрушающий характер – в этих экспериментах в процессе реализации импульса реактора ИГР происходило плавление топлива и конструкционных материалов модельных ТВС с образованием высокотемпературного расплава массой до 10 кг. В этой связи на первом этапе реализации проекта EAGLE задачи выбора и обоснования конструкций экспериментальных устройств, схем проведения экспериментов, методик измерения параметров решались на основе экспериментальных результатов, полученных в аналитических исследованиях и во вспомогательных экспериментах.

Основным практическим итогом комплексного решения задач подготовки и проведения внутри реакторных экспериментов по проекту EAGLE

стала разработка и успешная реализация технологии ядерного плавления модельных тепловыделяющих сборок, содержащих от 12 до 88 твэлов с нагрузкой до 8,6 кг диоксида урана 17 % обогащения, с последующим обеспечением контролируемого перемещения расплава в условиях его взаимодействия с жидкометаллическим натрием, масса которого в экспериментальных устройствах доходила до 10 кг. При этом экспериментальные устройства в максимально возможной степени оснащались датчиками регистрации температуры, включая температуру топлива, давления, импульса давления, пустот в натрии (датчики кипения), акустических событий и плотности потока нейтронов – в общей сложности 100 и более датчиков в одном экспериментальном устройстве [45].

7.11.2 Эксперименты GP

В экспериментальных устройствах GP (**Gas Pressurization**), эксперименты GP-1 и GP-2, предполагалось расплавить таблетки ВВЭР-1000, установленные в виде топливного столба в танталовой капсуле (Рисунок 52), при этом стояла задача измерить величину изменения давления газа в замкнутом объеме капсулы в процессе плавления топлива [46]. Поскольку при полном расплавлении керамического топлива высвобождаются содержащиеся в нем примесные газы, целью экспериментов являлось определение вклада этих газов в изменение давления в замкнутой области, где происходит плавления топлива.

Полученные в экспериментах GP результаты использовались при разработках экспериментальных устройств по проекту EAGLE для того, чтобы корректно моделировать перепад давления между чехлом ТВС, содержащим расплавленное топливо, и областью, куда это топливо будет перемещаться по специальному каналу – внутренней трубе - после проплавления ее стенки, поскольку перепад давления является одним из ключевых параметров, определяющих характеристики перемещения расплавленного топлива по этой трубе

При проведении экспериментов начальная температура топлива задавалась на уровне около 400°С с помощью электрического нагревателя, после чего реализовывался импульс реактора ИГР и, следовательно, импульс внутреннего энерговыделения в экспериментальном топливе. В экспериментах GP-1 и GP-2 энерговыделение в топливе составило 1,87 кДж/г UO_2 и 3,26 кДж/г UO_2 соответственно.

Для измерения давления в полости капсулы были использованы датчики МД-10 и ДТ-40. Для измерения температуры стенки капсулы использовались термопары ВР (восемь позиций) и ХА (четыре позиции), которые были установлены на уровне центра, верхнего и нижнего торцов топливного столба и на уровне среднего сечения газовой полости выше верхнего торца топливного столба.

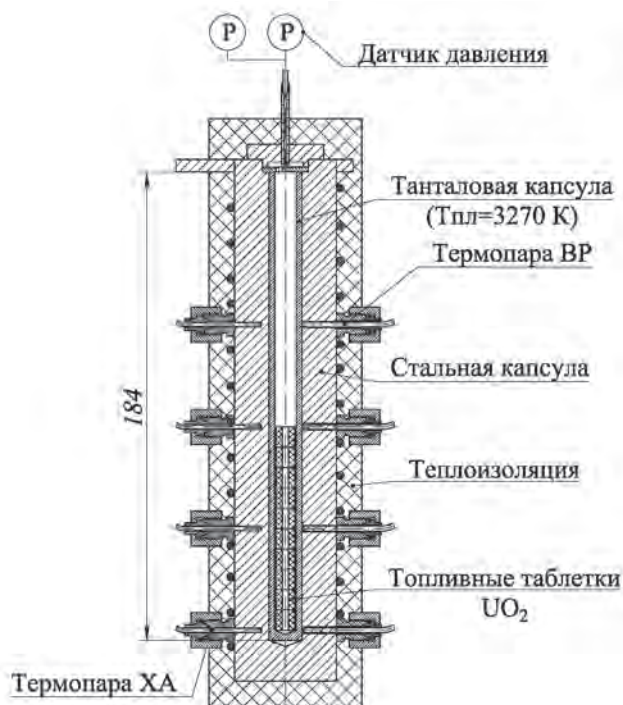
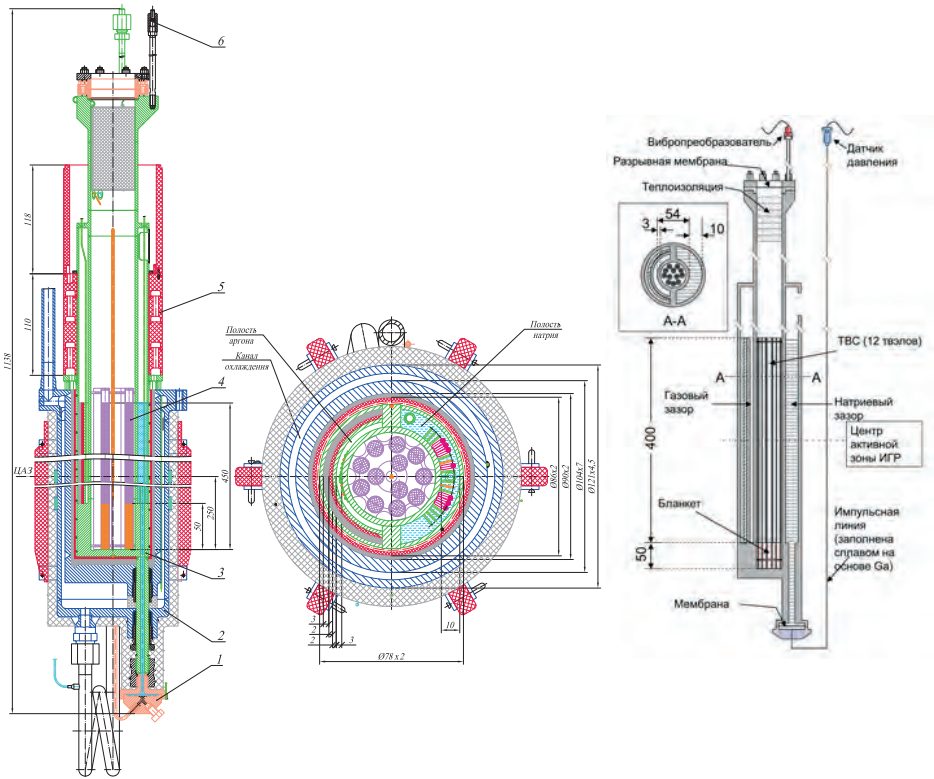


Рисунок 52 - Экспериментальное устройство GP (испытательная секция)

В результате экспериментов было подтверждено паспортное значение количества примесных газов, содержащихся в топливных таблетках ВВЭР-1000 производства АО «УМЗ». Было показано экспериментально, что примесные газы в связи с незначительным их количеством практически не оказывают влияния на рост давления в замкнутом объеме в процессе плавления топлива, и основной вклад в величину давления вносит разогрев газа, изначально заполняющего капсулу. Полученные результаты были учтены и использовались при определении и задании начального давления в полости модельной ТВС и в полости ловушки расплава при проведении на реакторе ИГР экспериментов с плавлением топлива.

7.11.3 Эксперимент WF

Эксперимент WF (Wall Failure) является одним из подготовительных, основной целью которого являлось получение экспериментальных данных, характеризующих процесс взаимодействия расплава топлива со стальными стенками, имитирующими стенку трубы, установленной внутри ТВС [47], при различных условиях ее охлаждения (Рисунок 53). Другими целями эксперимента WF были отработка техники проведения эксперимента с плавлением топлива и проверка функциональной эффективности средств измерения параметров эксперимента.



Конструкция экспериментальной секции

Конструктивная схема

- 1 - мембранный разделитель импульсной линии датчика импульса давления; 2 - обечайка корпуса чехла ТВС; 3 – канал передачи импульса давления в натрий на мембранный разделитель, 4 - ТВС (твэлы); 5 - разделитель расплава; 6 – акустический датчик (вибропреобразователь)

Рисунок 53 –Экспериментальная секция устройства WF

ТВС экспериментального устройства WF (Рисунок 54) содержала 12 твэлов и была установлена внутри трубы из нержавеющей стали с внешним диаметром равным 54 мм и толщиной стенки в 3 мм. Каждый твэл состоит из топливных таблеток диаметром 7,55 мм (с центральным отверстием равным 1,5 мм) и оболочки из нержавеющей стали диаметром 9 мм и толщиной 0,5 мм. Активная часть топливного столба, длина которой составляет 400 мм, набрана из таблеток диоксида урана типа ВВЭР-1000, обогащенного до 4,4 %, В нижней части твэлов установлены бланкетные таблетки из диоксида урана с природной изотопной концентрацией (0,72 % по ^{235}U), длиной 50 мм. Общая масса UO_2 составляла 2,311 кг (топливо: 2,07 кг и бланкет: 0,241 кг, соответственно). На внешней поверхности трубы из нержавеющей стали были сделаны перегородки, а вокруг трубы были сформированы тон-

Глава 7. Экспериментальные исследования

кий (3 мм) промежуток-зазор, заполненный аргоном (газовый промежуток), и промежуток шириной 10 мм, заполненный натрием (Рисунок 54). При такой схеме устройства один и тот же расплав воздействует на обе стенки - и с натриевым охлаждением, и без него, - что позволяет определить влияние охлаждения стенки натрием на параметры ее разрушения [47].



а) ТВС



б) ТВС внутри трубы из нержавеющей стали



в) экспериментальная секция в сборе

Рисунок 54 –ТВС WF и камера плавления

В общей сложности в экспериментальном устройстве были установлены (Рисунок 55, Рисунок 56): 40 термопар различной градуировки; 8 датчиков давления, включая один датчик пульсаций давления, разработанный целенаправленно для устройств EAGLE; 7 датчиков пустот; два малогабаритных детектора потока нейтронов типа КЭДН и акустический датчик – акселерометр.

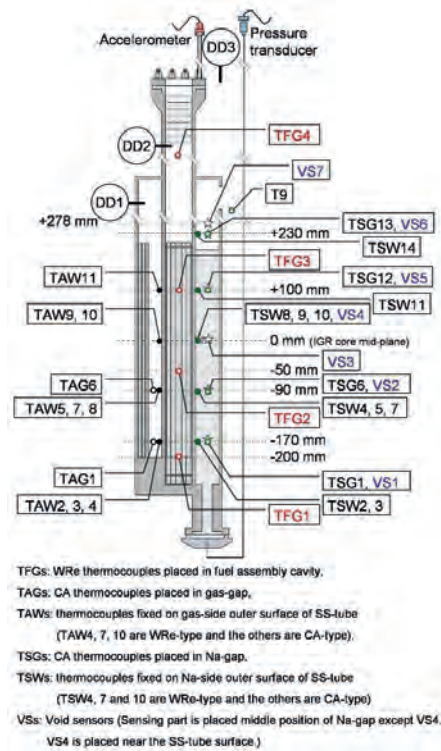


Рисунок 55 – Схема размещения датчиков измерения параметров в экспериментальной секции устройства WF

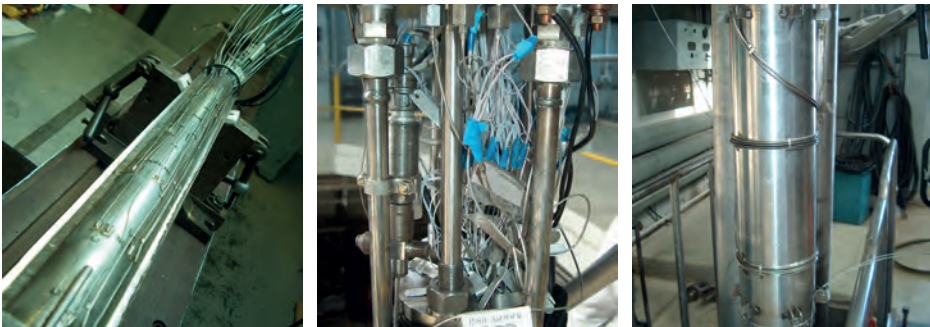


Рисунок 56 – Датчики на испытательной секции со стороны зазора с натрием (слева), кабельные линии датчиков и электронагревателей под крышкой силового корпуса (в центре) и детекторы нейтронов КЭДН (справа)

Отличительной особенностью эксперимента WF явилась тщательная предварительная теоретическая и практическая проработка всех его деталей, включая определение распределения энерговыделения в топливе ТВС и связи энерговыделения в ТВС с энерговыделением в реакторе, необходимых для выбора и обоснования режима работы реактора ИГР при прове-

дении исследовательского пуска, отработку методов и средств измерения параметров, в том числе детальную проработку способов установки чувствительных элементов датчиков с целью предельной минимизации методической погрешности измерений.

Основным побудительным мотивом проведения всесторонней подготовки эксперимента WF являлось то, что это был первый в истории реактора ИГР эксперимент, в котором предполагалось расплавить в реакторе 2 кг диоксида урана, при этом не только расплавить, но и выполнить измерения, достаточные для описания процессов, которые происходили в эксперименте. Более того, от исхода этого эксперимента зависела судьба всего проекта EAGLE, поскольку в случае неудачи с экспериментом WF, под большим вопросом оказывались эксперименты FD и ID, планируемое количество расплавленного диоксида урана в которых превышало 8 кг.

В рамках подготовительного этапа, была проведена серия 164Ф(Т) внутриреакторных физических и методических экспериментов из 24 пусков реактора ИГР с физическим макетом экспериментального устройства WF, в ходе которой были получены экспериментальные данные, позволившие:

- определить, что распределение энерговыделения в ТВС является равномерным, при этом обеспечивается практически равномерное изменение температуры топлива во всех твэлах при реализации импульса реактора. Средние значения энерговыделения в трех твэлах, использованных для спектрометрических измерений, отличаются менее чем на 6 % друг от друга. В твэле внутреннего ряда ТВС распределение энерговыделения по высоте является наиболее неравномерным (коэффициент неравномерности энерговыделения равен $\sim 1,09$);

- установить, что режим работы реактора должен быть задан исходя из отношения энерговыделения в топливе ТВС (удельного, на грамм UO_2) к энерговыделению в активной зоне реактора, равного $0,684 \times 10^{-6}$ без учета поправок на изменение характеристик системы «экспериментальное устройство WF - реактор ИГР». Поправка, учитывающая относительное увеличение флюенса потока нейтронов в экспериментальном устройстве с ростом энерговыделения в активной зоне, составляет 2,5 %/ГДж, начиная с энерговыделения в реакторе, равного 865 МДж;

- установить, что в соответствии с требованием ограничения температуры силового корпуса значением 623 К, интегральное энерговыделение в реакторе не может превышать 4,58 ГДж при начальной температуре силового корпуса 293 К.

- выбрать диаграмму изменения мощности электрического нагревателя в процессе предварительного разогрева экспериментального устройства перед экспериментом. Показано, что заданная начальная температура в топливе, равная 673 К, может быть достигнута приблизительно через 3 часа после начала разогрева;

- проверить расчетную модель экспериментального устройства в исходной геометрии (до момента образования бассейна расплавленного топлива), разработанную для тепловых расчетов.

Развитая и надежная система измерения параметров модельной ТВС позволила получить экспериментальные данные о процессах, сопровождающих разрушение расплавом двух стальных стенок, отличающихся режи-

мами их охлаждения. В процессе анализа результатов эксперимента были идентифицированы и описаны процессы образования бассейна расплава топлива, разрушения стенки со стороны газового зазора (охлаждаемой газом) и последующего разрушения стенки со стороны зазора с натрием (охлажденные стенки натрием). Было отмечено, что разрушение стенки, охлаждаемой газом, произошло практически в тот же момент, когда закончилось формирование бассейна расплава, а разрушение стенки, охлаждаемой натрием, произошло с задержкой (менее секунды) после образования бассейна расплава, что обусловлено эффектом охлаждения этой стенки натрием. При этом оценка, выполненная по результатам измерения температуры, показала, что разрушение стенки, охлаждаемой натрием, произошло теплового потока от расплава к стенке, равном приблизительно 20 МВт/м^2 .

В ходе эксперимента среднее удельное энерговыделение в топливе составило $\sim 2,64 \text{ кДж/г UO}_2$ при энерговыделении в реакторе ИГР $4,1 \text{ ГДж}$, при этом температура расплава достигла значения $\sim 3250 \pm 200^\circ\text{C}$, количество расплава топлива $\sim 2250 \pm 200 \text{ г}$. Начальная температура топлива, стальных стенок, натрия и аргона в соответствующих ячейках была задана на уровне $\sim 330^\circ\text{C}$.

Особое значение результатов эксперимента WF для успешного выполнения программы EAGLE состояло в том, что:

- была отработана технология проведения маломасштабных экспериментов с ядерным плавлением топлива, что позволило обоснованно выбрать технологию последующих в программе EAGLE крупномасштабных экспериментов, при этом была доказана возможность надежного измерения параметров высокотемпературного разрушающего эксперимента.

- было показано, что в регулируемом импульсе реактор ИГР обеспечит с запасом энерговыделение в экспериментальных устройствах EAGLE, достаточное для получения расплава топлива и конструкционных материалов с параметрами, представительными для изучения процессов контролируемого перемещения расплава по внутренней трубе, заполненной натрием и, таким образом, на реакторе ИГР программа экспериментов EAGLE может быть выполнена в полном объеме.

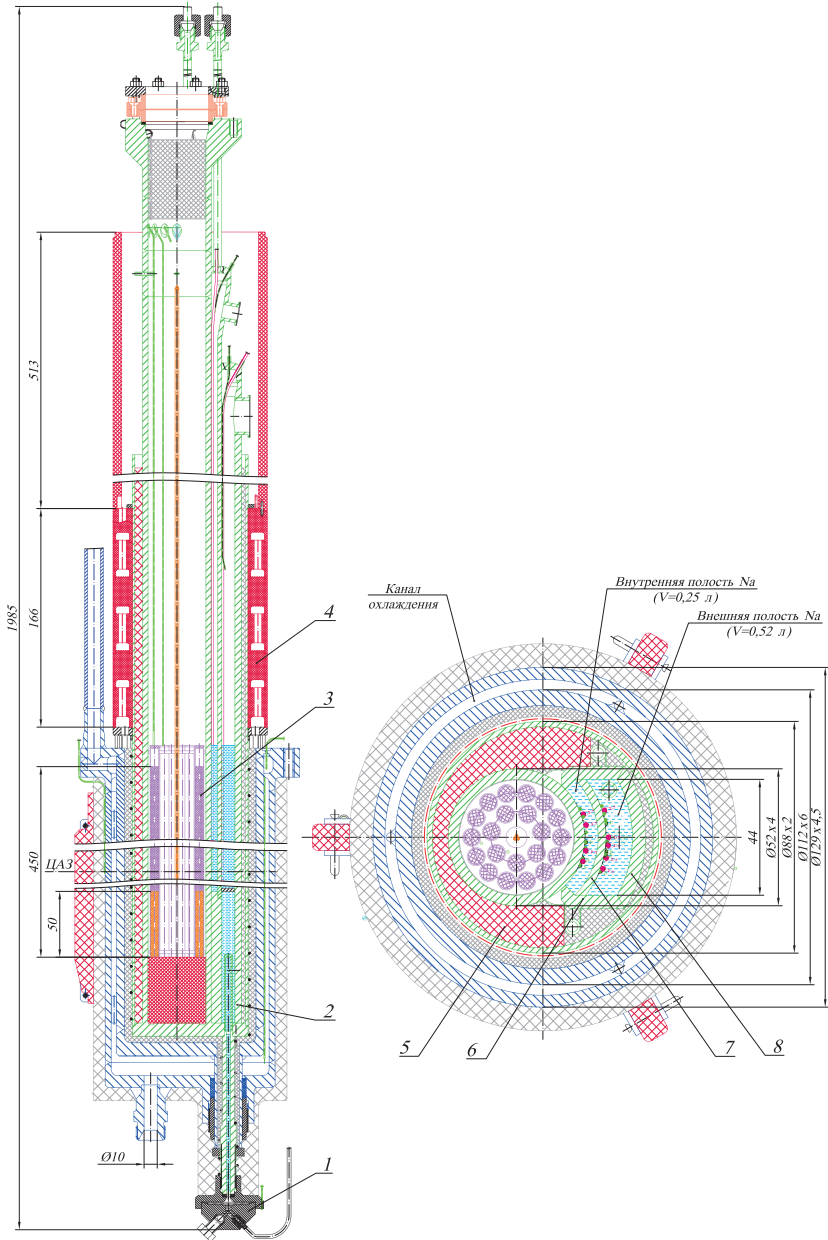
7.11.4 Эксперимент WF-2

Основной целью внутриреакторного среднemasштабного эксперимента WF-2 являлось изучение возможности разрушения расплавом топлива двойной стенки, имитирующей стенку чехловой трубы и стенку направляющей трубы стержня регулирования реактора на быстрых нейтронах, и последующего перемещения расплава материалов активной зоны реактора на быстрых нейтронах по имитатору направляющей трубы стержня регулирования СУЗ.

Конструкция экспериментального устройства WF-2 (Рисунок 57) разработана с учетом опыта подготовки и проведения предыдущих экспериментов программы EAGLE – в первую очередь, безусловно, эксперимента WF. Опыт проведения экспериментов FD и ID был использован при разработке конструкции твэлов, компоновки ТВС, при размещении датчиков контроля

Глава 7. Экспериментальные исследования

параметров эксперимента, при выборе и обосновании диаграммы изменения мощности реактора ИГР в исследовательском пуске WF-2.



- 1 - мембранный разделитель импульсной линии датчика импульса давления;
 2 - обечайка корпуса чехла ТВС; 3 – ТВС (твэлы), 4 - разделитель расплава; 5 - графит; 6 - боковая стенка полости натрия; 7 - перегородка полости натрия; 8 – наружная стенка полости натрия

Рисунок 57 - Экспериментальное устройство WF-2

В ходе эксперимента была выполнена регистрация показаний 56 различных параметров экспериментального устройства. В общей сложности, в экспериментальном устройстве WF-2 были установлены (Рисунок 58): 38 термопар различной градуировки; 5 датчиков давления, включая 1 датчик импульса давления в полостях натрия; 11 датчиков измерения пустот в натрии и 1 акустический датчик.

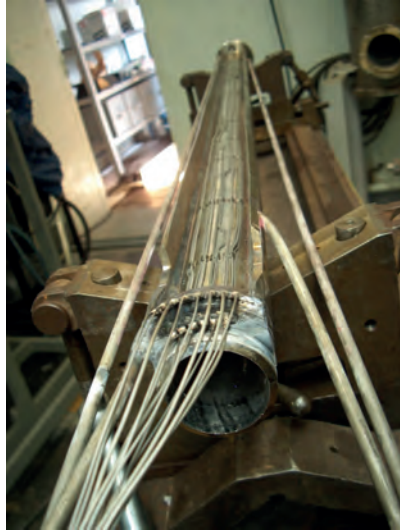


Рисунок 58 - Трассировка кабельных линий датчиков измерения параметров испытательной секции WF-2

Анализ результатов регистрации температуры, сигналов датчиков пустот, датчиков давления и датчика импульса давления подтвердил возможность проплавления расплавом топлива и нержавеющей стали двойной стальной стенки, охлаждаемой натрием, и позволил выявить процессы, которые происходили в ТВС в ходе эксперимента. В частности, была воссоздана картина последовательного плавления топлива и формирования компактного бассейна расплава в полости ТВС. Момент установления прямого контакта расплава со стальной стенкой, охлаждаемой с противоположной стороны натрием, был зафиксирован по динамическим изменениям показаний термопар, установленных на стенке внутренней ячейки со стороны натрия и испытывавших влияние кипящего натрия. Аналогичные рассуждения позволили установить временные параметры проплавления стенки между внутренней и наружной ячейками, выхода расплава в наружную ячейку и его последующего охлаждения вплоть до полного затвердевания. Наряду с этим, была воссоздана картина предположительного перемещения натрия в соответствующих ячейках и в полости ТВС, которая логично сочеталась с процессами перемещения топлива. Акустический датчик зафиксировал сигналы, которые возникли в экспериментальном устройстве при разрушении стенок, разделяющих полость ТВС и внутреннюю ячейку

натрия, внутреннюю и наружную ячейки, а также сигналы, связанные со всеми перемещениями топлива и натрия.

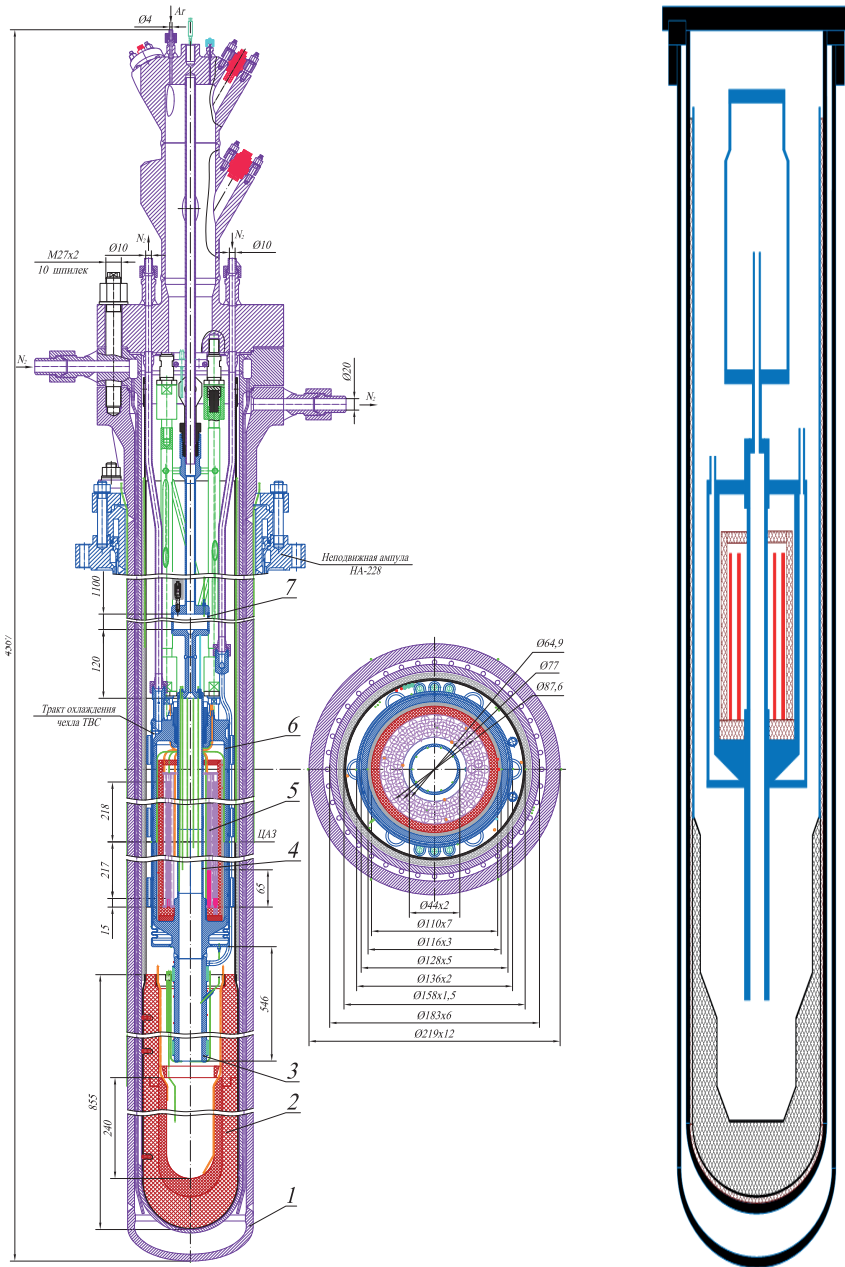
При обработке результатов прямых измерений было показано, что тепловой поток от бассейна расплава к стенке, разделяющей полость ТВС и внутреннюю ячейку с натрием, составлял приблизительно $19,7 \text{ МВт/м}^2$ – эта величина хорошо коррелировала с ранее полученными значениями.

Основным результатом эксперимента WF-2 стало подтверждение возможности проведения экспериментов с моделью направляющей трубы стержней регулирования СУЗ, которая состоит из двух коаксиальных труб, разделенных зазором, заполненным натрием, как и полость внутренней трубы. Тест WF-2 стал прямым подтверждением того, что такие интегральные эксперименты (ID-5 и ID-7) могут быть реализованы на реакторе ИГР.

7.11.5 Эксперимент FD

В эксперименте FD (**F**uel **D**isruption), который также как и эксперимент WF являлся подготовительным к полномасштабным экспериментам с натрием, испытывалось устройство, основу которого составляла модель ТВС реактора на быстрых нейтронах, снабженная «сухой» (без натрия) внутренней трубой, предназначенной для контролируемого перемещения расплава топлива ТВС в «сухую» ловушку (Рисунок 59) [48].

Забегая вперед в отношении раскрытия деталей экспериментов ID (**I**ntegral **D**emonstration), следует отметить, что в соответствии с выбранным экспериментальным подходом, устройства FD и ID были практически идентичными по конструкции, однако имели то существенное различие, что в устройствах ID натрий заполнял внутреннюю трубу и нижнюю ловушку. Кроме этого, нижние ловушки экспериментальных устройств были сделаны из разных материалов - из графита в FD и из стали в ID (Рисунок 60). К числу общих для обоих устройств конструктивных элементов относятся внутренние трубы с внутренним диаметром 40 мм и толщиной стенки 2 мм, которые устанавливались вертикально в центре ТВС и были концентрически окружены 75-ю твэлами (Рисунок 61). ТВС были сформированы из твэлов с длиной топливного столба, равной 450 мм, масса топлива в которых составляла около 7,9 кг (в экспериментальном устройстве FD масса диоксида урана с обогащением 17 % составляла 7,872 кг, масса диоксида урана в бланкетной части ТВС (с содержанием ^{235}U 0,27 %) 0,663 кг. И в том, и в другом эксперименте для получения расплава топлива использовались таблетки БН-350 из диоксида урана с обогащением 17 % по ^{235}U . Верхняя часть внутренней трубы соединялась с расширительной емкостью с помощью короткого канала с внутренним диаметром, равным 6 мм. Экспериментальные секции снабжались двойными защитными силовыми корпусами и затем устанавливались в центральный экспериментальный канал реактора ИГР. Перед экспериментом производился предварительный разогрев экспериментальных устройств до температуры 300 - 400°C, и затем производился пуск реактора ИГР. Топливо ТВС расплавлялась за счет внутреннего энерговыделения, обусловленного действием на топливо нейтронного импульса ИГР, при этом температура топлива достигала значения около 3000°C.



Конструкция устройства

Конструктивная схема

1 – ампула; 2 – ловушка расплава (графит); 3 – сливная труба, 4 – внутренняя труба ТВС; 5 – ТВС (твэлы); 6 - обечайка корпуса чехла ТВС; 7 – расширительная емкость

Рисунок 59 – Экспериментальное устройство FD

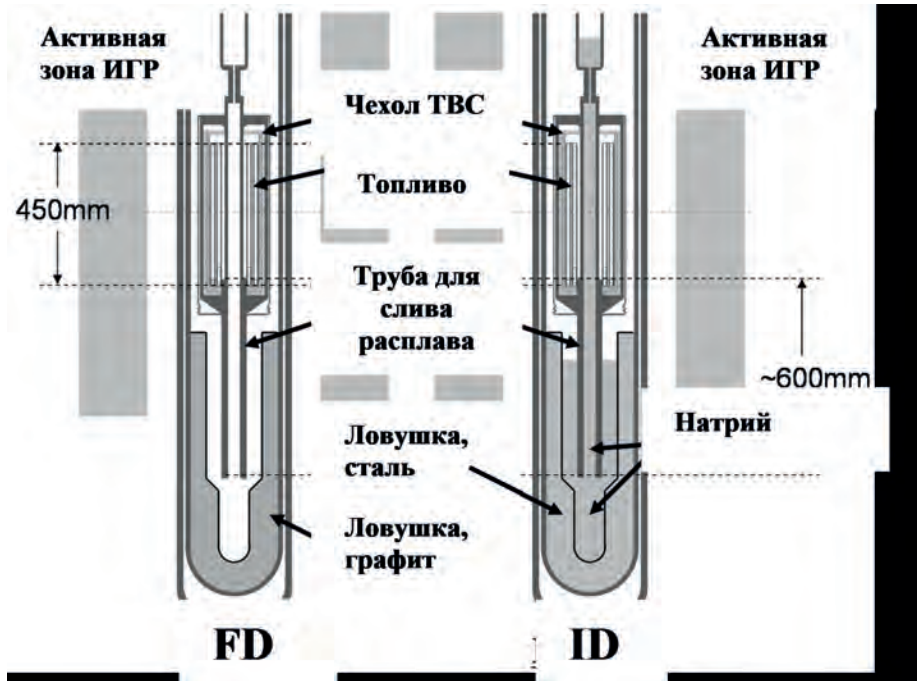


Рисунок 60 - Экспериментальные устройства FD/ID



Компоновка твэлов в ТВС



Установка ТВС в чехол камеры плавления

Рисунок 61 – ТВС экспериментальных устройств FD и ID

Процедура выбора параметров работы реактора ИГР при проведении этих экспериментов заслуживает особого внимания, так как за время проведения эксперимента как в реакторе ИГР, так и в экспериментальных устройствах происходят значительные изменения как пространственной конфигурации элементов, так и физических свойств материалов, что, в пер-

вую очередь, обусловлено их значительным разогревом. Тщательная предварительная проработка вопроса определения параметров диаграмм изменения мощности экспериментальных устройств и параметров настройки системы управления мощностью реактора опиралась не только на анализ накопленного опыта проведения экспериментов на реакторе ИГР, но и на расчетно-экспериментальное обоснование. В частности, для прямых измерений нейтронно-физических параметров экспериментальных устройств были изготовлены их физические макеты, которые позволили определить объемное распределение энерговыделения в ТВС и измерить коэффициенты связи между мощностью реактора ИГР и мощностью энерговыделения в ТВС экспериментальных устройств FD и ID. В результате была не только решена задача реализации заданного энерговыделения в экспериментальных устройствах, но и обеспечено совпадение интегральных значений энерговыделения, что являлось одним из важных условий для прямого сравнения результатов испытаний устройств FD и ID.

В общей сложности в экспериментальном устройстве были установлены: 53 термопары различной градуировки; 7 датчиков давления; 3 малогабаритных комптоновских эмиссионных детектора потока нейтронов КЭДН; 3 малогабаритных триаксиальных внутризонных камеры деления КтВ и акустический датчик – акселерометр (Рисунок 62).

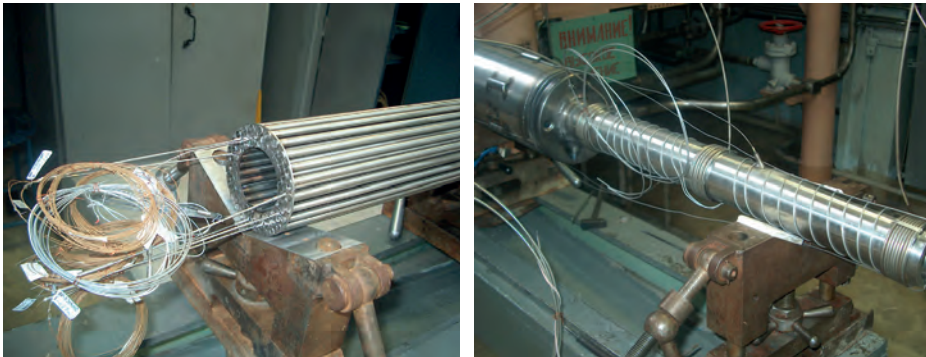


Рисунок 62 - Монтаж термопар в ТВС (слева) и детекторов потока нейтронов КЭДН на нижней части внутренней трубы (справа)

Исходя из экспериментально измеренной скорости роста температуры на внутренней стороне трубы до ее разрушения, тепловой поток от расплава к стенке трубы достигал значения около 10 МВт/м^2 . Средняя скорость перемещения расплава в трубе составляла приблизительно $3,5 \text{ м/с}$ при ускорении $14\text{-}18 \text{ м/с}^2$, что превышает гравитационное ускорение свободного падения. Причиной этого является то, что в момент разрушения стенки трубы имелась разница давления в полости чехла ТВС и в полости ловушки, и это различие составляло $0,025 \text{ МПа}$. Этого относительно небольшого перепада

давления оказалось достаточно для дополнительно, в сравнении с гравитационным, ускорения расплава.

В результате проведения эксперимента FD были получены данные [48], позволившие описать:

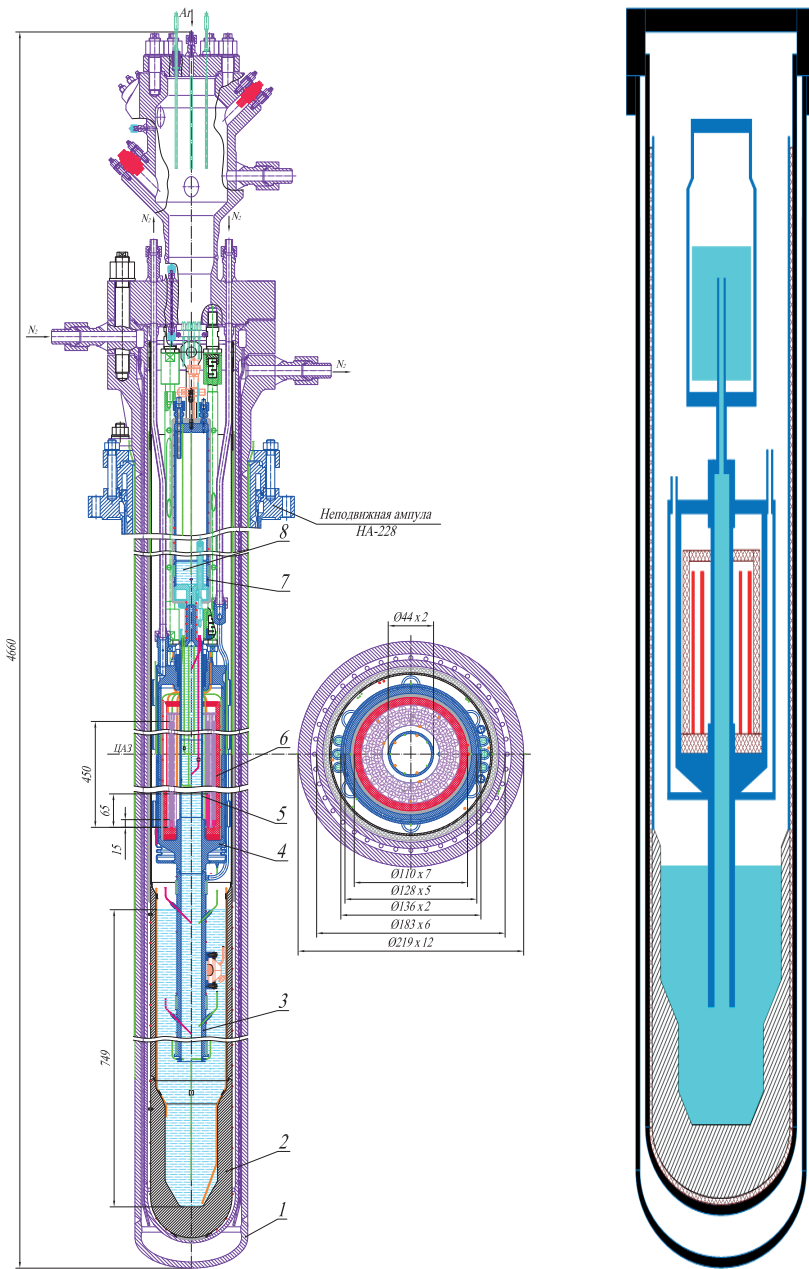
- процесс плавления ТВС, содержащей приблизительно 8 кг диоксида урана, при энерговыделении в топливе, соответствующем предполагаемому энерговыделению в ТВС реактора SFBR в условиях аварии с тяжелым повреждением активной зоны;
- процесс перемещения расплава по «сухой» внутренней трубе в отсутствие взаимодействия расплава с натрием;
- изменение теплового состояния ТВС, внутренней трубы и ловушки расплава в процессе проведения эксперимента.

7.11.6 Эксперименты ID-1, ID-2

Цели и задачи экспериментов ID-1 и ID-2 (**I**ntegral **D**emonstration) [49,50] аналогичны целям эксперимента FD с тем отличием, что в экспериментах ID исследовались процессы перемещения расплава по направляющей трубе в ловушку в условиях взаимодействия расплава с натрием (Рисунок 63). В связи с тем, что внутренняя труба и ловушка устройства ID были заполнены жидким натрием, в перечень средств измерений входили специализированные датчики для измерения параметров натрия.

При проведении полномасштабных экспериментов с натрием (ID1, ID2) расплавлялось около 8 кг топлива в виде топливных сборок, сформированных из 75 ТВЭЛОВ (Рисунок 64), и расплав, разрушив стенки внутренних труб, заполненных натрием, сливался в заполненные натрием ловушки, моделировавшие нижний пленум реактора на быстрых нейтронах, при этом были измерены параметры, характеризующие как разрушение стенки трубы, так и перемещение расплава по трубе в условиях влияния на изучаемые процессы ~8,5 кг натрия.

В общей сложности в экспериментальном устройстве ID были установлены: 52 термопары различной градуировки; 9 датчиков давления, включая 2 датчика пульсаций давления; 4 малогабаритных комптоновских эмиссионных детектора потока нейтронов КЭДН; 3 малогабаритных триаксиальных внутризонных камеры деления КтВ (Рисунок 65); акустический датчик – акселерометр; 11 датчиков измерения пустот в натрии и детектор уровня натрия и датчик уровня натрия в расширительной трубе. Прямым свидетельством массового применения средств измерения параметров в экспериментальных устройствах ID являются многочисленные кабельные линии датчиков, соединяющие первичные детекторы с вторичными устройствами приема и обработки сигналов (Рисунок 66).



Конструкция устройства

Конструктивная
схема

1 – ампула; 2 – ловушка расплава (сталь); 3 – сливная труба; 4 – днище чехла ТВС; 5 – внутренняя труба ТВС; 6 – ТВС (твэлы); 7 – расширительная емкость; 8 – нагрей

Рисунок 63 - Экспериментальное устройство ID-2



Рисунок 64 - ТВС ID-1, установленная в камеру плавления

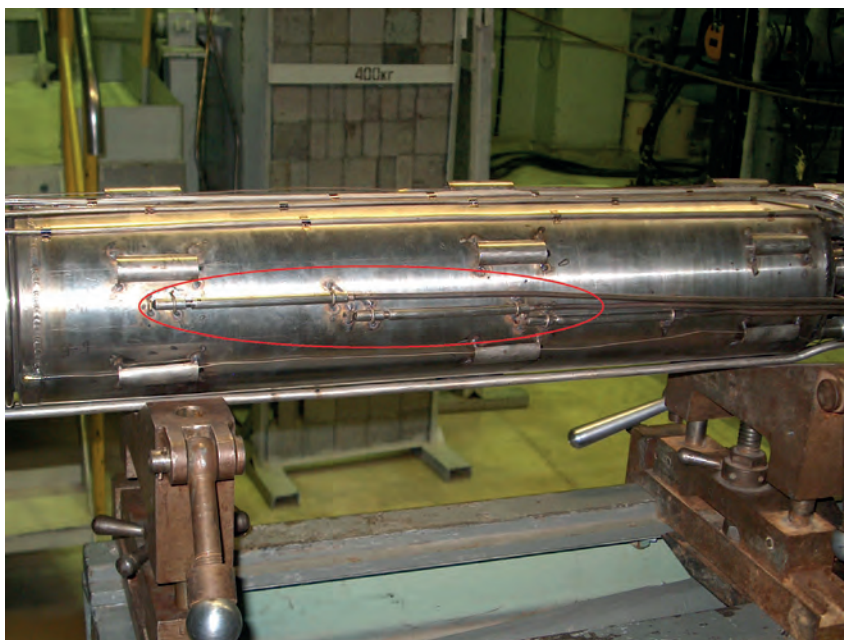


Рисунок 65 - Малогабаритные триаксиальные внутризонные камеры деления КТВ, установленные на чехле ТВС ID-1

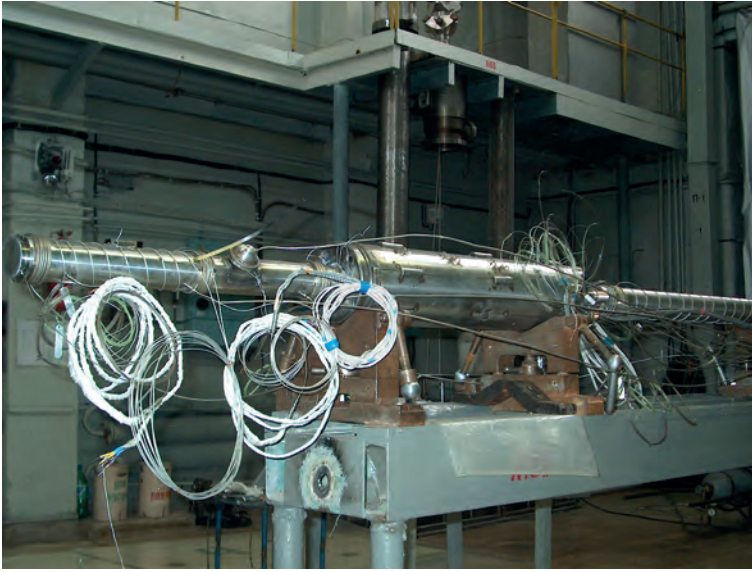


Рисунок 66 - Экспериментальная секция ID-1 в сборе

Два эксперимента ID отличались диаграммами мощности и величиной интегрального энерговыделения в топливе, при этом оба эксперимента позволили получить уникальные экспериментальные данные, характеризующие процесс перемещения топлива по внутренней трубе в условиях взаимодействия с натрием, и продемонстрировали состоятельность идеи вывода расплава из активной зоны реактора по внутренним трубам, встроенным в конструкцию ТВС быстрого реактора при условии, что они заполнены натрием. Вместе с тем, эксперименты ID очень схожи по условиям проведения, поэтому описание эксперимента ID-1 может быть практически полностью отнесено к эксперименту ID-2.

Обработка результатов эксперимента ID-1 была выполнена с использованием методик, проверенных в ходе анализа результатов эксперимента FD, за исключением процедур, которые относились к интерпретации результатов измерений параметров жидкого натрия. По показаниям термопар были определены моменты времени, которые соответствовали началу формирования бассейна расплава, разрушению трубы и началу перемещения по трубе фрагментов топлива. Датчики пустот, которые предназначались для детектирования процессов кипения натрия, показали, что первая порция движущейся по трубе субстанции представляла собой двухфазную смесь натрия и его паров, и движение этой смеси предшествовало перемещению расплавленного топлива. Стремительное расширение области натрия, находящегося в двухфазном состоянии, произошло сразу же после разрушения внутренней трубы.

Было определено, что перепад давления между полостью чехла ТВС и полостью ловушки расплава непосредственно перед разрушением трубы

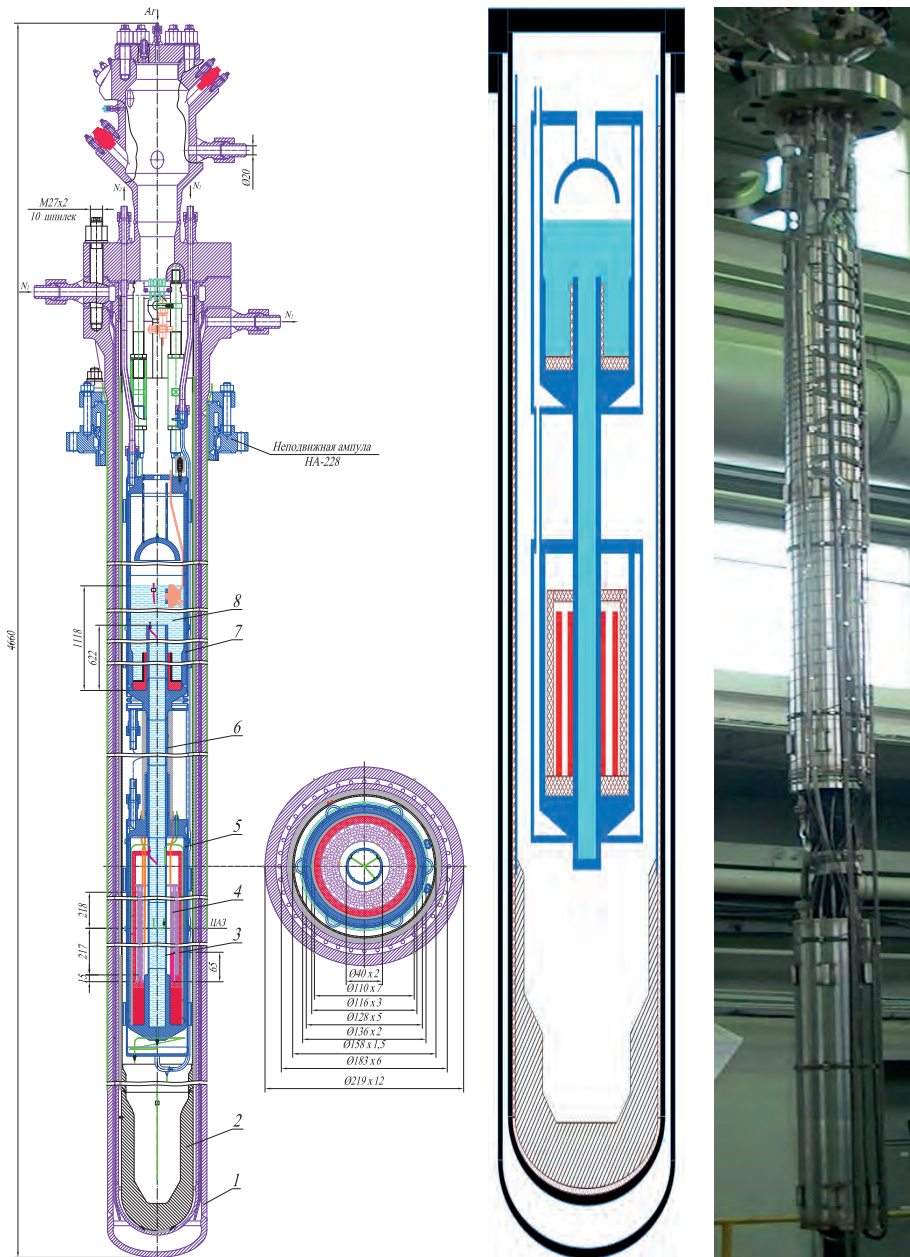
составлял 0,03 МПа, то есть был почти таким же, как в эксперименте FD. Этот перепад увеличился до 0,06 МПа в течение ~180 мс и далее вырос до максимального зафиксированного значения ~0,12 МПа еще в течение 1 с. Первое увеличение давления произошло одновременно с упомянутым выше расширением области двухфазного натрия в трубе. Последнее явилось свидетельством того, что определенное количество натрия попало в бассейн расплавленного топлива сразу после разрушения трубы, после чего натрий быстро испарился в результате взаимодействия топлива с натрием (FCI), при этом давление в полости чехла ТВС увеличилось. Наиболее вероятно, что именно это повышение давления ускорило движение расплава через трубу. Рассчитанная по времени разрушения термолар средняя скорость движения топлива по внутренней трубе составила ~31 м/с.

Одним из важных результатов экспериментов WF, FD, ID-1 и ID-2 является величина теплового потока от расплавленного топлива к стенке стальной трубы, которая составляет 10~20 МВт/м². Одной из причин того, что в экспериментах FD, ID-1 и ID-2 величина обсуждаемого теплового потока была меньше, чем в эксперименте WF, может быть различие в распределении энерговыделения в объеме бассейна расплава. В случае WF-геометрии, стальная стенка контактирует с внешней областью бассейна расплава, в которой локальное значение потока тепловых нейтронов является максимальным (вследствие внутреннего блок-эффекта). В то же время, в геометрии FD, ID-1 и ID-2 стенка трубы контактирует с внутренней областью бассейна расплава, где по той же причине значение потока тепловых нейтронов должно быть минимальным.

7.11.7 Эксперимент SFD

Согласно результатам расчетного анализа, при развитии тяжелой аварии реактора на быстрых нейтронах перемещение расплавленного топлива из активной зоны по внутренним трубам в нижний пленум натрия неизбежно прекратится из-за блокировки проходного сечения труб застывшим расплавом в нижней их части. В этом случае теоретически доступным останется перемещение расплава по внутренним трубам только в верхний пленум натрия. При этом гравитация из сопутствующей становится препятствующей составляющей движущей силы, воздействующей на расплав. Задачей эксперимента SFD (**S**hort **F**AIDUS **D**emonstration) являлось моделирование этой ситуации, и результаты эксперимента убедительно продемонстрировали принципиальную возможность такого перемещения расплава топлива по внутренним трубам, заполненным натрием [51].

Конструктивно основным отличием экспериментального устройства SFD от устройств FD и ID являлось то, что внутренняя труба, установленная в ТВС, была заглушена снизу и открыта в верхней части по полному сечению на входе в так называемую расширительную емкость (Рисунок 67).



Конструкция устройств

Конструктивная
схема

Испытательная
секция SFD в сборе

- 1 – ампула; 2 – ловушка расплава; 3 – внутренняя труба ТВС; 4 – ТВС (ТВЭЛы); 5 – чехол ТВС; 6 – участок внутренней трубы со свободным проходным сечением; 7 – имитатор верхнего плenums натрия; 8 – натрий

Рисунок 67 – Экспериментальное устройство SFD

С другой стороны, экспериментальное устройство SFD имело много общего с устройствами FD и ID. Это утверждение справедливо в отношении ТВС, внутренней трубы, расширительной емкости и, конечно, в отношении системы измерения параметров, которая в случае SFD включала в себя: 42 термпары различной градуировки; 7 датчиков давления, включая 1 датчик измерения импульсов давления в натрии; 6 датчиков пустот; 5 комптоновских эмиссионных детекторов нейтронов КЭДН и 1 акустический датчик.

Столь развитая система измерения параметров позволила идентифицировать основные события, которые происходили в устройстве SFD при проведении эксперимента: последовательное плавление твэлов по рядам с увеличением темпа плавления от ряда к ряду, которое приобретает массовый характер и приводит к обрушению топлива; начало и последующие стадии образования бассейна расплава; проплавление внутренней трубы расплавом; поступление расплава в полость внутренней трубы и одновременное заполнение полости чехла ТВС натрием с последующим их интенсивным взаимодействием, которое фиксируется не только по показаниям датчиков температуры, но и по показаниям датчика импульса давления (имел место импульс давления, равный приблизительно 2,4 МПа); перемещение - выброс расплава и натрия в расширительную емкость и относительно спокойное, плавное охлаждение компонент экспериментального устройства на заключительном этапе эксперимента после завершения импульса мощности реактора.

Результаты прямых измерений были дополнены изображениями экспериментального устройства, полученными в процессе предпусковых и послепусковых рентгеновских исследований, а также результатами послепускового гамма-сканирования экспериментального устройства, в ходе которого определялись распределения продуктов деления ^{235}U по высоте экспериментального устройства.

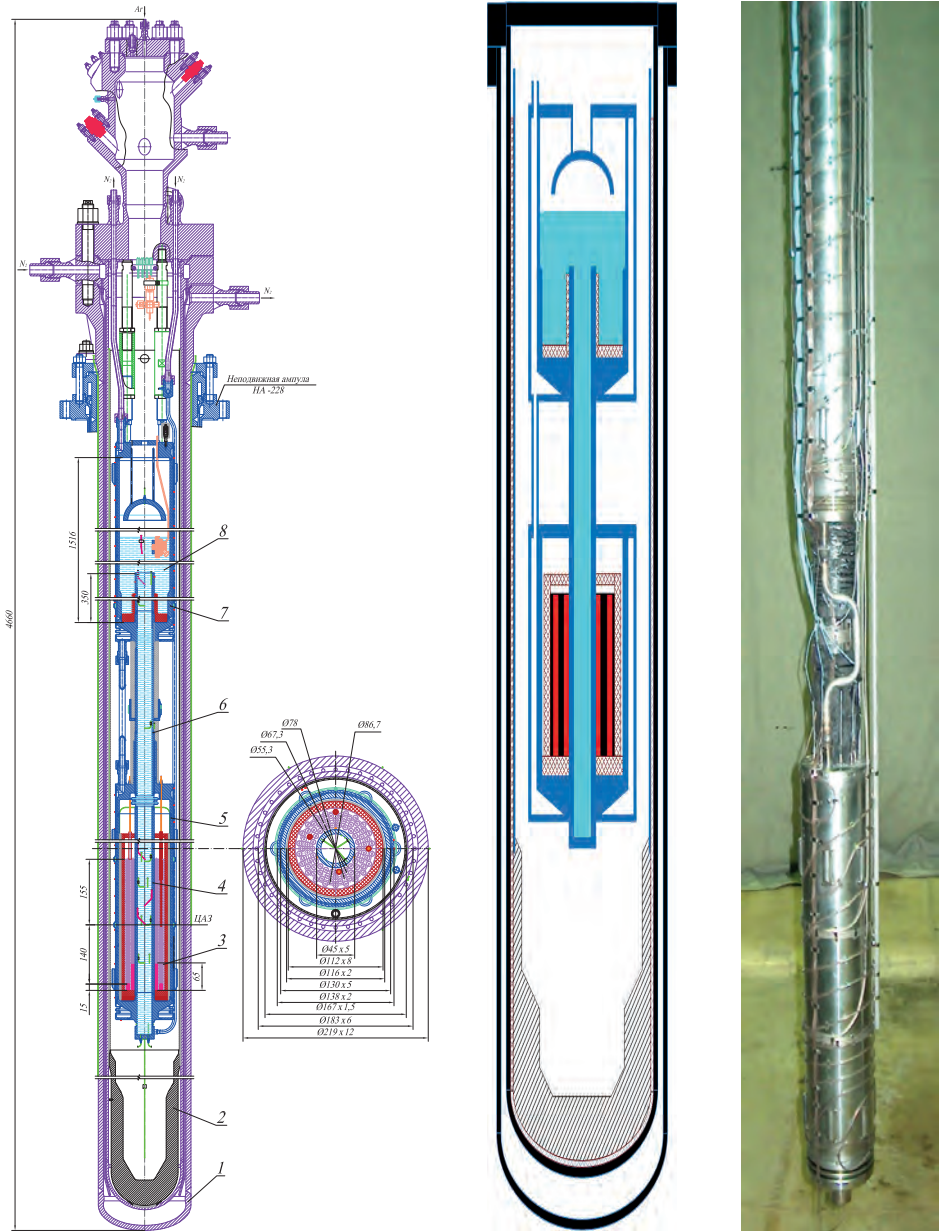
7.11.8 Эксперименты ID-3 и ID-4

Одной из основных задач, которая решалась в рамках изучения процессов движения расплавленных материалов по внутренним трубам, встроенным в модельные ТВС, являлось определение параметров теплового воздействия смеси расплавленной стали, расплава топлива и нерасплавленных топливных таблеток на стальную стенку, охлаждаемую натрием с противоположной стороны. Этой задаче уделялось внимание практически во всех экспериментах проекта EAGLE, в которых расплав топлива и стали проплавлял стенку внутренней трубы, заполненной натрием, при этом тепловой поток от расплава к стенке трубы оценивался величиной 10...20 МВт/м² (WF, ID-1, ID-2, WF-2).

Эксперименты ID-3 и ID-4 были проведены целенаправленно для моделирования той стадии развития тяжелой аварии, которая характеризуется наличием остаточного энерговыделения в топливе, достаточного для плавления стали, но не достаточного для плавления топливных таблеток. Температура топлива и стали в экспериментах достигала значений приблизительно 1800 К (ID-3) и 2000 К (ID-4), при этом эксперимент ID-4 отличался от эксперимента ID-3 большей длительностью импульса при практически одной и той же мощности реактора ИГР. Именно такая смесь расплавленных и нерасплавленных материалов, как предполагается, будет контактировать со стенкой направляющей трубы регулирующего стержня как последним возможным каналом вывода расплава конструкционных материалов и топлива из разрушенной активной зоны.

Знание параметров теплового взаимодействия расплавленной стали со стальными стенками направляющей трубы стержня регулирования в этом случае имеет чрезвычайно важное значение. Если тепловой поток на стенки направляющей трубы будет слишком высоким, то может произойти ее раннее разрушение, при этом расплав стали будет слит из активной зоны, а нерасплавленные топливные таблетки останутся в ее объеме. С точки зрения физики реактора, такая ситуация будет соответствовать вводу положительной реактивности в аварийный реактор, что, очевидно, противоречит задаче смягчения последствий развития аварийной ситуации с плавлением материалов активной зоны. При этом, даже если далее топливо будет расплавлено, то перемещение расплава по трубе стержня регулирования, с высокой вероятностью, будет невозможно, поскольку она будет заблокирована ранее попавшей в нее сталью, затвердевшей в связи с ее относительно низкой температурой плавления (что и подтвердили результаты эксперимента ID-5). В итоге удаление расплава из активной зоны станет невозможным.

Экспериментальное устройство для экспериментов ID-3 и ID-4 (Рисунок 68), с одной стороны, имело схожие черты с хорошо показавшим себя экспериментальным устройством SFD, а с другой стороны, отвечало требованиям обеспечения заданного соотношения топлива и стали в топливной сборке. Топливная сборка представляла собой цилиндрический блок, состоящий из семи поставленных друг на друга дисков из нержавеющей стали, в которых в осевом направлении были просверлены сквозные каналы для топливных таблеток. В итоге топливная сборка содержала 5,7 кг топлива и 6,6 кг стали. Режим работы реактора в исследовательских пусках подбирался таким, чтобы температура топлива всегда оставалась ниже температуры его плавления.



Конструкция испытательной секции

Конструктивная схема

Испытательная секция в сборе

- 1 – ампула; 2 – ловушка расплава; 3 – ТВС (топливные таблетки в каналах стального блока); 4 – внутренняя труба ТВС; 5 – чехол ТВС; 6 – участок внутренней трубы со свободным проходным сечением; 7 – имитатор верхнего плenuma натрия; 8 – натрий

Рисунок 68 – Испытательная секция экспериментального устройства ID-3 и ID-4

Ключевое внимание, как и при проведении предыдущих экспериментов проекта EAGLE, уделялось системе измерения параметров, которая включала в себя: 55 термопар различной градуировки; 7 датчиков давления, включая 1 датчик измерения импульсов давления в натрия; 6 датчиков пустот; 4 комптоновских эмиссионных детектора нейтронов КЭДН и 1 акустический датчик.

В экспериментальных устройствах ID-3 и ID-4 впервые в практике не только экспериментов проекта EAGLE, но и вообще экспериментов на реакторе ИГР, четыре термопары градуировки W/Re, предназначенные для измерения температуры расплава, были помещены в графитовые защитные чехлы с наружным диаметром 5,9 м – эта конструкция получила наименование «термовэл». Термовэлы устанавливались в 4 канала составного стального блока (по одному в каждом ряду каналов) так, что их горячие спаи размещались на разных уровнях по высоте блока.

В условиях внутриреакторных экспериментов ID-3 и ID-4 был определен тепловой поток от смеси расплавленной стали и нерасплавленных топливных таблеток к стальной трубе, охлаждаемой натрием в режиме естественной конвекции, который составил приблизительно 2 МВт/м^2 по оценке JAЕА [52] и $3,6 \dots 4,6 \text{ МВт/м}^2$ по оценке НЯЦ РК, что существенно ниже значений, полученных для условий, когда со стальной стенкой контактирует расплав стали и топлива. При этом было установлено, что во внутриреакторных условиях разрушение стальной стенки происходит в момент, когда измеренные значения температуры приближаются к температуре насыщения натрия, т.е. в момент, когда начинается кипение натрия.

7.11.9 Эксперимент ID-5

Эксперимент ID-5 (Рисунок 69) должен был ответить утвердительно, как это задумывалось при его планировании, на вопрос о возможности удаления расплава материалов из поврежденной активной зоны через направляющие трубы стержней регулирования, в проходном сечении которых установлены демпферы стержней, несущие одновременно функции задания расхода натрия, охлаждающего стержни регулирования.

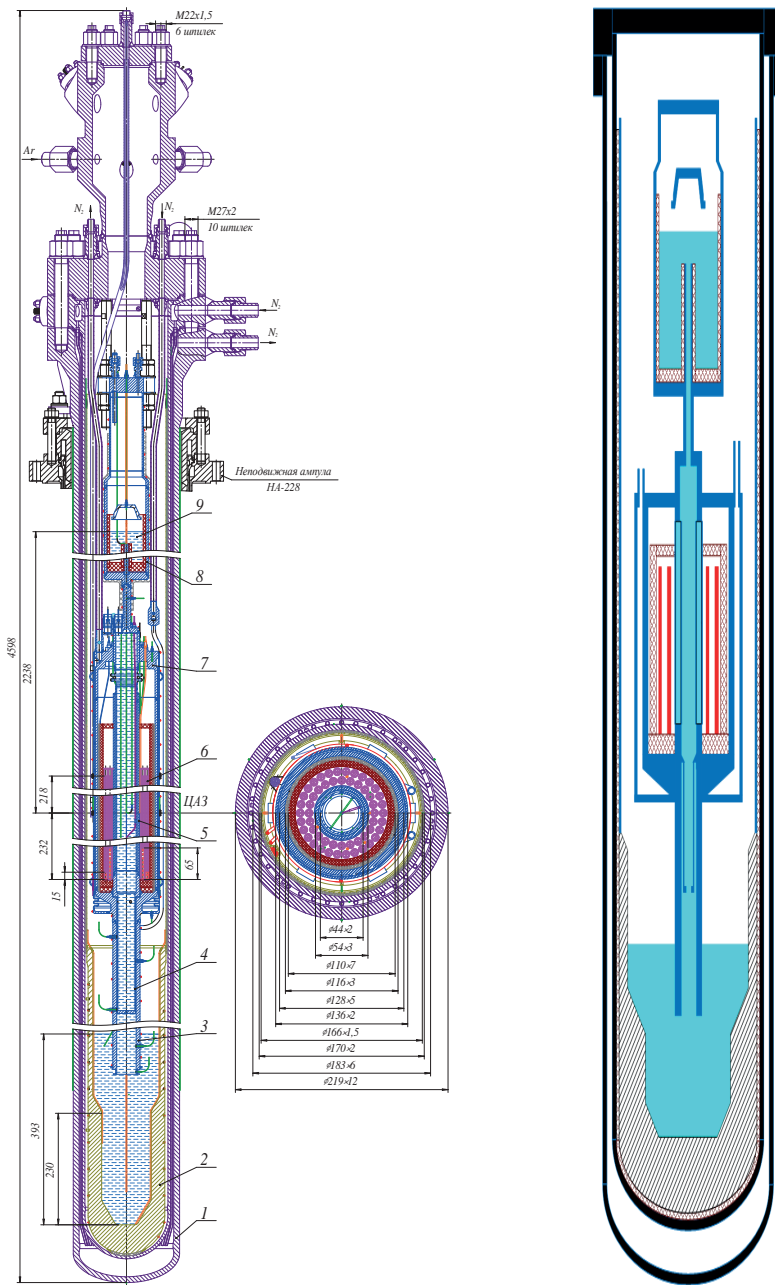
При подготовке эксперимента ID-5 были учтены результаты экспериментов WF-2, ID-3 и ID-4 в отношении параметров теплового взаимодействия расплава со стальными стенками, охлаждаемыми натрием в режиме естественной конвекции, были выполнены все необходимые обоснования надежности экспериментального устройства и условий безопасного проведения эксперимента, тем не менее ожидаемый результат не был достигнут – модель направляющей трубы была заблокирована затвердевшей сталью в области демпфера – расходозадающего устройства. В качестве причины

такого исхода эксперимента было названо раннее образование бассейна расплавленной стали, проплавившей стенки имитатора направляющей трубы стержня регулирования, и последовавшее за этим поступление расплава стали в полость внутренней трубы, в то время как топливо расплавлено не было.

К моменту, когда расплавилось топливо, канал вывода расплава был уже заблокирован, и в чехле ТВС практически не осталось стали. В этой ситуации всё тепло, запасенное в топливе, было обращено на несущие конструкции чехла ТВС и, в первую очередь, на внутреннюю и наружную обечайки, формирующие тракт охлаждения чехла. Неизбежное в этих условиях разрушение внутренней обечайки привело к попаданию в полость чехла ТВС азота, который под давлением подавался в тракт охлаждения чехла во время эксперимента. После проплавления наружной обечайки чехла ТВС началось струйное истечение расплава через образовавшееся отверстие, ускоренное давлением азота и направленное на стенки внутреннего и наружного корпусов ампулы ID-M, а затем, после проплавления стенок ампулы – на обечайки неподвижной ампулы НА-228. В итоге струей расплава были разрушены (проплавлены) две из трех обечаек НА-228 несмотря на то, что они интенсивно охлаждались принудительным расходом воды в течение всего пуска.

Учитывая тот факт, что в результате эксперимента произошел выход радиоактивных продуктов деления из экспериментального устройства в помещение центрального зала реактора и за его пределы, но при этом он был локализован в границах территории (санитарно-защитной зоны) КИР ИГР, нежелательное развитие событий во время исследовательского пуска было категорировано как инцидент.

Тщательный поиск возможных причин разгерметизации экспериментального устройства и тракта охлаждения ампулы НА-228 привел к заключению о необходимости усиления защитных барьеров в конструкциях экспериментальных устройств, предназначенных для испытаний на реакторе ИГР, а также к необходимости ограничения загрузки ядерного топлива в экспериментальное устройство и изменения порядка использования системы охлаждения чехлов модельных ТВС. Кроме этого, был сделан вывод о необходимости тщательного обоснования диаграммы изменения мощности энерговыделения в топливе модельной ТВС для реализации требуемой последовательности плавления топлива и оболочек твэлов.



Конструкция устройства

Конструктивная схема

1 – ампула; 2 – ловушка расплава; 3 – сливная труба; 4 – имитатор демпфера стержня регулирования; 5 – внутренняя труба ТВС; 6 – ТВС (ТВЭЛы); 7 – чехол ТВС (ТВЭЛы); 8 – расширительная емкость; 9 – натрий

Рисунок 69 – Экспериментальное устройство ID-5

Что касается научной стороны вопроса, то были получены уникальные экспериментальные данные, которые подтвердили существенную зависимость процессов развития аварийной ситуации от последовательности, в которой происходит плавление материалов активной зоны. Кроме этого, экспериментальные результаты однозначно указали на несовершенство модели демпфера - расходозадающего устройства, установленного в ID-5, в результате чего конструкция этого устройства была пересмотрена и в измененном виде предложена для тестирования в эксперименте ID-7.

К сказанному следует добавить, что экспериментальное устройство было оснащено традиционным набором средств измерения параметров в который входили: 56 термопар различной градуировки; 12 датчиков давления, включая 2 датчика измерения импульсов давления; 6 датчиков пустот и 2 комптоновских эмиссионных детектора нейтронов КЭДН.

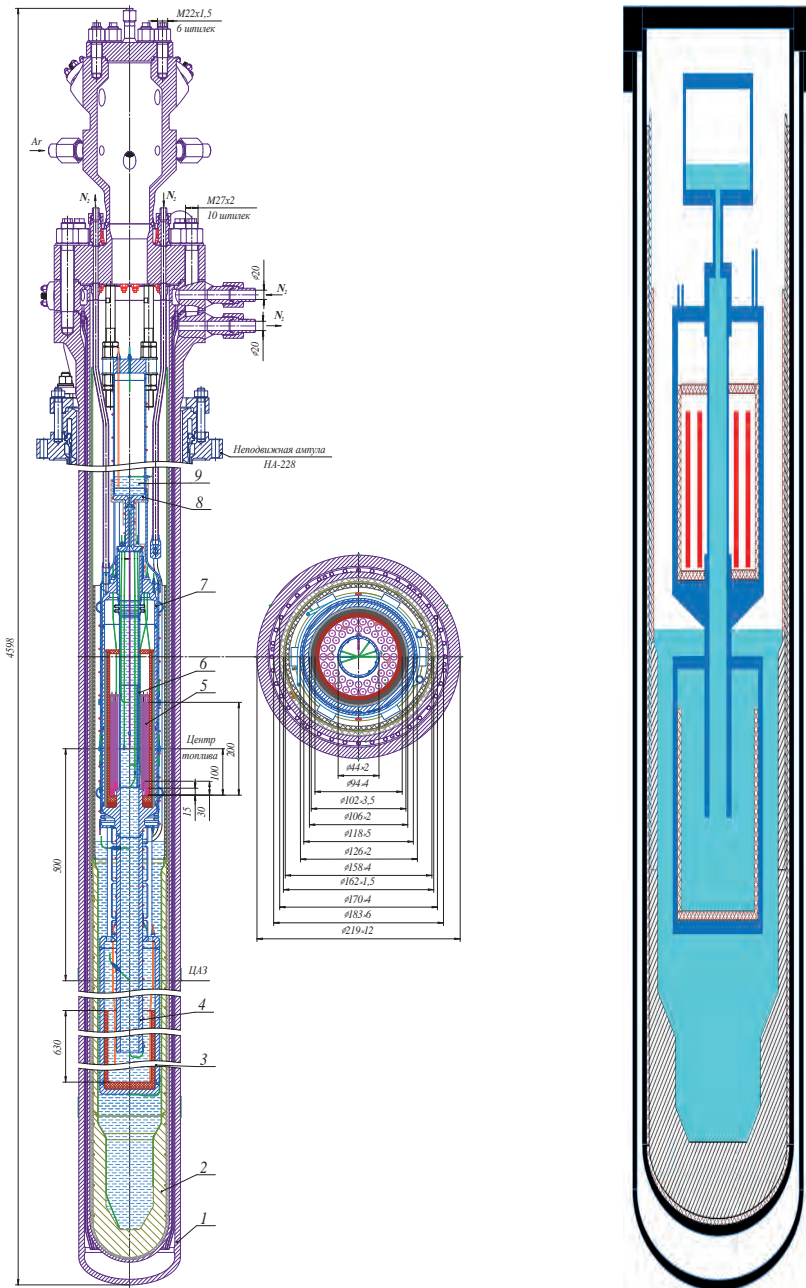
7.11.10 Эксперимент ID-6

Целью эксперимента ID-6 (Рисунок 70, Рисунок 71) было изучение процесса охлаждения затвердевших фрагментов расплава материалов активной зоны ограниченным количеством теплоносителя в условиях, когда в топливе имеется остаточное энерговыделение. Процесс циклического осушения фрагментов топлива, обусловленного интенсивным испарением натрия, и последующего возврата сконденсировавшегося натрия к топливу предполагалось обнаружить и подтвердить с помощью развернутой системы измерений параметров, которая включала в себя: 71 термопару различной градуировки; 12 датчиков давления, включая 2 датчика измерения импульсов давления; 9 датчиков пустот и 2 комптоновских эмиссионных детектора нейтронов КЭДН.

В ходе исследовательского пуска в топливе устройства ID-6 была реализована заданная диаграмма изменения мощности, и в этой связи есть все основания полагать, что события, которые протекали в эксперименте, соответствовали ожидаемым.

Прямым подтверждением этого стали результаты измерения давления среды в камере приема расплава, которые свидетельствовали о его периодическом характере изменения. Кроме этого, расчетные оценки и последующие послеэкспериментальные исследования показали, что условия охлаждения расплавленных материалов могли отличаться от тех, которые формируются при постоянном, а не циклическом взаимодействии расплава с относительно большим количеством натрия.

Результаты эксперимента были бы еще более убедительными в том случае, если бы не произошел отказ системы питания датчиков пустот, в результате которого сигналы датчиков пустот не были зарегистрированы.



Конструкция устройства

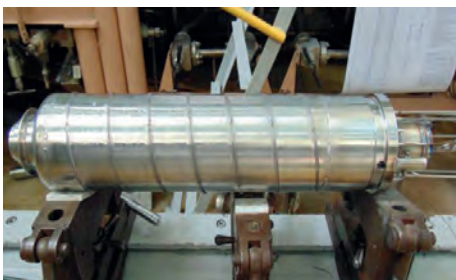
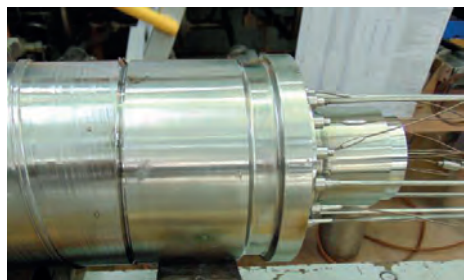
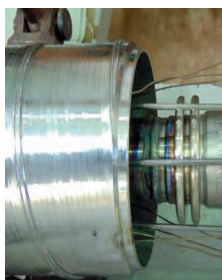
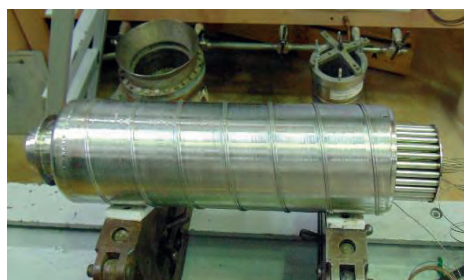
Конструктивная схема

- 1 - ампула; 2 – ловушка расплава; 3 – камера приема расплава; 4 – сливная труба; 5 – ТВС (твэлы); 6 – внутренняя труба ТВС; 7- чехол ТВС; 8 – расширительная емкость; 9 – натрий

Рисунок 70 - Экспериментальное устройство ID-6



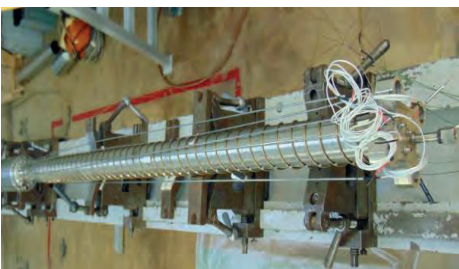
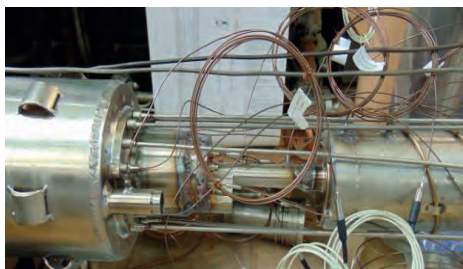
а) процесс сборки ТВС



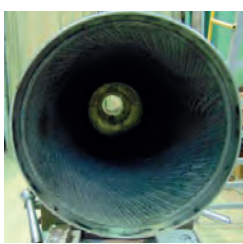
б) процесс сборки чехла ТВС



в) процесс сборки сливной трубы и камеры приема расплава



г) процесс сборки расширительной трубы





д) процесс сборки ловушки с лайнером

Рисунок 71 - Сборка экспериментального устройства ID-6

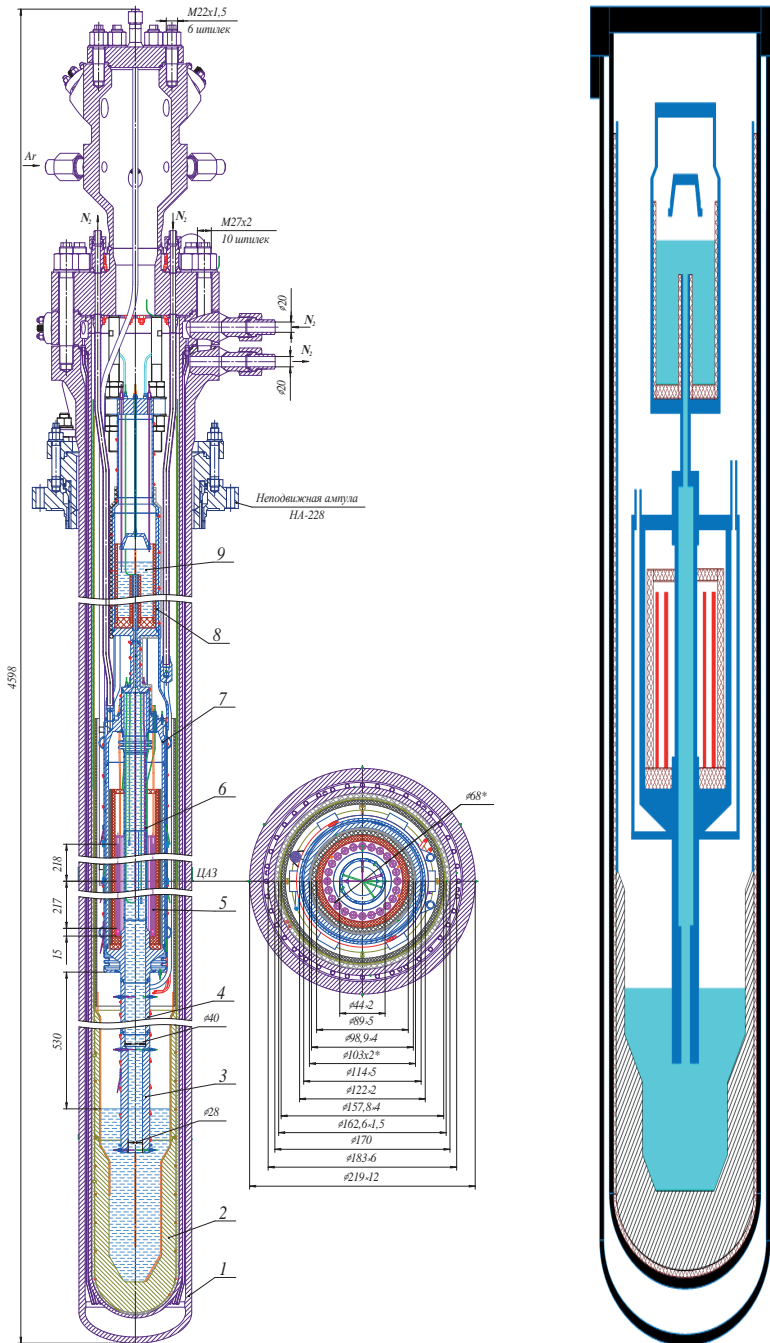
7.11.11 Эксперимент ID-7

Экспериментальное устройство ID-7 (Рисунок 72) создано с учетом опыта разработки и применения устройства ID-5 и предназначено для продолжения исследований возможности перемещения расплавленных материалов активной зоны аварийного реактора по направляющим трубам стержневой регуляции, начатых во внутриреакторном эксперименте ID-5 и во вне реакторных экспериментах на стенде EAGLE.

При проектировании экспериментального устройства ID-7 в его конструкцию были внесены существенные изменения по сравнению с конструкцией устройства ID-5, отвечающие рекомендациям [163] и направленные на безусловное обеспечение безопасности проведения эксперимента. В итоге, устройство ID-7 отличалось от устройства ID-5 по загрузке топлива (уменьшена более, чем в два раза), по загрузке стали (уменьшена более, чем в шесть раз), по количеству ТВЭлов в ТВС и по их расстановке (количество ТВЭлов уменьшено более, чем в два раза, при этом ТВЭлы в ТВС расставлены в один ряд), по усилению защиты несущих силовых элементов от прямого контакта с расплавом и по многим другим параметрам устройства.

Кроме этого, был пересмотрен порядок применения системы азотного охлаждения чехла ТВС с целью исключения внешнего источника высокого давления в полости расплава, который может инициировать принудительное движение расплава через прогары в стенках чехла ТВС.

К сказанному следует добавить, что экспериментальное устройство было оснащено традиционным набором средств измерения параметров в который входили: 63 термопары различной градуировки; 12 датчиков давления, включая 2 датчика импульса давления; 13 датчиков пустот и 2 комптоновских эмиссионных детектора нейтронов КЭДН.



1 – ампула; 2 – ловушка расплава; 3 – имитатор демпфера стержня регулирования; 4 – имитатор направляющей трубы стержня регулирования; 5 – ТВС (ТВЭЛЫ); 6 – внутренняя труба ТВС; 7 – чехол ТВС; 8 – расширительная емкость; 9 – натрий

Рисунок 72 - Экспериментальное устройство ID-7

Глава 7. Экспериментальные исследования

Особенностью подготовки эксперимента ID-7 было то, что на основании предыдущего опыта было принято решение отказаться от этапа физического макетирования в процессе выбора и обоснования режима работы реактора ИГР при проведении эксперимента. По существу, физическое макетирование было заменено расчетным определением распределения энерговыделения в топливе экспериментального устройства, энерговыделения в гипотетическом мониторе при заданном энерговыделении в реакторе. Как показала практика, это решение оказалось вполне оправданным, но потребовало переосмысления содержания методики применения мониторов энерговыделения, применяемой в процессе выбора и обоснования режима работы реактора. Проверка корректности расчетной оценки прогнозных параметров работы реактора осуществлялась по результатам калибровочного пуска, при этом результаты расчета сопоставлялись с результатами спектрометрического определения количества актов деления в мониторе (был установлен в экспериментальном устройстве при проведении калибровочного и собственно эксперимента ID-7). Кроме этого, дополнительно выполнялась оценка энерговыделения в топливе в калибровочном пуске по измеренной температуре (тепловой баланс).

В итоге, в эксперименте ID-7 было реализовано интегральное энерговыделение, которое по самым пессимистическим оценкам, отличается не более чем на 5 % от заданного техническими требованиями. Результаты прямых измерений параметров эксперимента, а также результаты послепериментальных исследований показали, что часть расплавленных матери-

Таблица 26. Пуски реактора ИГР по программе EAGLE

№	Индекс пуска	Название ²	Дата проведения	Тех. проект	топливо		
					Кол-во твэлов в ТВС	Тип	Высота активной части твэлов, мм
1	158Т-4	GP-1	21.10.2001	AK20849.00.000	8 табл.	ВВЭР-1000	80
2	158Т-5	GP-2	26.11.2001	AK20849.00.000	8 табл.	ВВЭР-1000	80
3	165Т-2	WF	17.11.2004	AK.20974.00.000	12	ВВЭР-1000	400
4	167Т-3	FD	23.08.2005	AK.20869.00.000	75	БН-350	Внутр. ряд – 385; Средн. и наружн. ряды - 435

2. - WF - Wall Failure; FD - Fuel Disruption; ID - Integral Demonstration; SFD - Short Faidus Demonstration

алов ТВС была перемещена в ловушку через модель направляющей трубы стержня регулирования, что подтверждает принципиальную возможность удаления расплава из активной зоны аварийного реактора через направляющие трубы при использовании демпферов стержней регулирования проведенной в эксперименте ID-7 конструкции.

7.11.12 Основные результаты экспериментов по программе EAGLE

В таблице 25 приведены характеристики топливных таблеток, которые использовались при оснащении ТВС экспериментальных устройств, созданных и испытанных по программе EAGLE.

Таблица 25. Характеристики топливных таблеток экспериментальных устройств EAGLE

Тип топливных таблеток	Состав (композиция)	Диаметр таблетки наружный, мм	Диаметр таблетки внутренний, мм	Обогащение, % масс. ²³⁵ U
ВВЭР-1000	UO ₂	7,55±0,02	1,5±0,1	4,4
ВВЭР-1000	UO ₂	7,55±0,02	1,5±0,1	0,72
БН-350	UO ₂	5,9±0,02	1,5±0,1	17
БН-350	UO ₂	5,9±0,02	-	0,27

Таблица 26 содержит основные сведения о реакторных экспериментах в обоснование безопасности реактора SFBR, выполненные по программе EAGLE.

топливо			Оболочка твэла		Масса натрия, г	Энерговыведение в реакторе	
Высота бланкета, мм	Масса топлива, г	Масса бланкета, г	материал	Ø наружи/внутр, мм		Мощность макс, МВт	Энерговыведение, ГДж
-	35,86	-	тантал	13/7,5	-	-	1,02
-	35,89	-	тантал	13/7,5	-	-	1,8
50	2070	241	12X18N10T	9/8	~300	864	4,1
Внутр. – 65; Средн и наружн. - 15	7872	663	09X16N15M3	6,9/6,1	-	500	2,64

Глава 7. Экспериментальные исследования

Окончание таблицы 26

№	Индекс пуска	Название ²	Дата проведения	Тех. проект	топливо			
					Кол-во твэлов в ТВС	Тип	Высота активной части твэлов, мм	
5	168Т-6	ID-1	06.03.2006	АК.20896.00.000	75	БН-350	Внутр. ряд – 385; Средн. и наружн. ряды - 435	
6	169Т-4	ID-2	03.08.2006	АК.20896.00.000	75	БН-350	Внутр. ряд – 385; Средн. и наружн. ряды - 435	
7	174Т-2	WF-2	29.10.2008	АК.21085.00.000	21	БН-350	400	
8	176Т-4	SFD	12.11.2009	АК.21118.00.000	75	БН-350	Внутр. ряд – 385; Средн. и наружн. ряды - 435	
9	179Т-3	ID-3	14.12.2011	АК.21167.00.000	84 топливных столба	Топливные таблетки БН-350	Внутр. ряд – 245; Средн. и наружн. ряды - 295	
10	180Т-4	ID-4	31.05.2012	АК.21167.00.000	84 топливных столба	Топливные таблетки БН-350	Внутр. ряд – 245; Средн. и наружн. ряды - 295	
11	183Т-11	ID-5	28.09.2018	АК.21254.00.000	54	БН-350	Внутр. ряд – 385; Средн. и наружн. ряды - 435	
12	186Т-4	ID-6	29.12.2020	АК.21264.00.000	46	БН-350	Внутр. ряд – 170; Наружн. ряды – 185	
13	191Т-6	ID-7	22.06.2022	АК.21397.00.000	24	БН-350	435	

топливо			Оболочка твэла		Масса натрия, г	Энерговыведение в реакторе	
Высота бланкета, мм	Масса топлива, г	Масса бланкета, г	материал	Ø наружи/внутр, мм		Мощность макс, МВт	Энерговыведение, ГДж
Внутр. – 65; Средн и наружн. - 15	7884	661	09X16Н15М3	6,9/6,1	8500	500±20	2,73
Внутр. – 65; Средн и наружн. - 15	7871	661	09X16Н15М3	6,9/6,1	8500	505±5	2.48
50	2166	???	09X16Н15М3Б	6,9/6,1	280	887	2,31
Внутр. – 65; Средн и наружн. - 15	7879	671	09X16Н15М3Б	6,9/6,1	9680	950	2,335
Внутр. – 65; Средн и наружн. - 15	5970	949	12X18Н10Т	Стальные блоки (6630 г.) с вертикальными каналами для топливных таблеток и термовзлов	10000 [344]	57, 8	3,0
Внутр. – 65; Средн и наружн. - 15	5688	942	12X18Н10Т	Стальные блоки (6660 г.) с вертикальными каналами для топливных таблеток и термовзлов	10500	59	4,9
Внутр. – 65; Средн и наружн. - 15	5620	560	12X18Н10Т	8/6	9870	410	3,4
Внутр. – 15; наружн. - 15	2066	202	09X16Н15М3Б	6,9/6,1	13700	720	2,99
15	2750	100	09X16Н15М3Б	6,9/6,1	9000	625 план	1,39 план

8. Расчетно-экспериментальные исследования физических эффектов активной зоны реактора

8.1 Совместные исследования РФЯЦ ВНИИТФ (Россия) и НЯЦ РК

В течение всего периода эксплуатации реактора ИГР не прекращались расчетно-экспериментальные исследования физических эффектов, присутствующих в уран-графитовой активной зоне. Учет их влияния на процессы, происходящие в активной зоне на любом из режимов работы реактора, позволяет существенным образом повысить качество реализации задаваемых законов изменения мощности и обеспечить безопасность реакторных экспериментов. Кроме этого, экспериментальное определение и уточнение основных физических характеристик реактора позволяет наилучшим образом описать реактор расчетными моделями для нейтронно-физических и тепловых расчетов.

Значительный объем расчетно-экспериментальных исследований на реакторе ИГР был выполнен совместными усилиями сотрудников Национального ядерного центра Республики Казахстан и специалистов Российского Федерального ядерного центра ВНИИТФ (г. Снежинск), в рамках которых изучались:

- эффекты изменения поля плотности потока тепловых нейтронов и их спектрального состава в зависимости от положения стержней системы регулирования мощности и температуры активной зоны реактора [53, 54];
- характеристики трехмерного нейтронного поля в активной зоне реактора ИГР [55];
- эффекты просветления уран-графитового топлива [56];
- эффективность и интерференция стержней управления СУЗ ИГР [57];
- температурное поле графитовой кладки реактора ИГР [58];
- физические процессы в реакторе ИГР [59].

Результаты исследований, выполненных специалистами НЯЦ РК и РФЯЦ ВНИИТФ, показали, что следует активизировать работы по совершенствованию расчетных методик, позволяющих проводить математическое моделирование экспериментов на ИГР, так как наиболее вероятно, что именно расчетным путем удастся устранить ряд противоречий, которые возникают при выборе и обосновании режимов работы реактора в экспериментах и в процессе обработки результатов этих экспериментов [60]. В настоящее время решение этой задачи следует признать намного более достижимым, так как наличие расчетных кодов и совершенных расчетных

моделей для современных программных продуктов (MCNP, ANSYS и др.) позволяет проводить расчетные оценки достаточно тонких физических эффектов, экспериментальное исследование которых невозможно либо из-за ограничения чувствительности существующих средств измерений, либо в силу отсутствия средств или времени, необходимых для проведения объемных и дорогостоящих экспериментов.

8.2 Работы НЯЦ РК по совершенствованию расчетного моделирования реактора ИГР

В НЯЦ РК работы по развитию расчетного обеспечения экспериментов, проводимых на реакторе ИГР, проводились, в первую очередь, в направлении совершенствования нейтронно-физической расчетной модели реактора, при этом были сформулированы ключевые условия и требования, которым должны были соответствовать как модель реактора, так и процедуры ее применения:

- библиотеки ядерных констант материалов активной зоны должны содержать данные для достаточно широкого диапазона температуры, по возможности перекрывающего область рабочих температур реактора ИГР;
- расчетная модель должна описывать реактор ИГР поблочно, включая все графитовые блоки активной зоны и отражателя;
- графитовые блоки, металлические конструкции активной зоны, заполняющий ее полости газ и теплоноситель, охлаждающий экспериментальные каналы, должны описываться оптимизированным по количеству набором стандартных ячеек, уникальное место которых в составе каждого конкретного элемента активной зоны должно определяться уникальным номером;
- материальный состав ячеек, из которых собираются элементы активной зоны, содержащие ядерное топливо (уранграфитовые блоки и соединительные втулки), должен описываться оптимизированным по количеству набором материалов, имеющих свои уникальные номера;
- элементы активной зоны, не содержащие ядерное топливо, могут описываться материалом без уникального номера, но с учетом его температуры.

При создании расчетной модели реактора ИГР выбрана система отсчета, используемая на КИР ИГР для указания основных отметок или, иначе, горизонтальных и вертикальных уровней. В соответствии с этой системой, в горизонтальном направлении отсчет ведется от оси реактора, а в вертикальном направлении отсчет ведется таким образом, что отметка «-4400 мм» соответствует нижнему торцу неподвижной части кладки. Этот выбор объясняется тем, что нижний торец неподвижной части кладки достаточно жестко закреплен и при тепловом расширении из-за разогрева активной зоны практически не смещается относительно оборудования, удерживающего экспериментальные каналы и экспериментальное устройство. Это позволяет описывать в расчетной модели изменение линейных размеров графитовых блоков при их разогреве и при этом не корректировать положение экспериментального устройства по высоте.

Графитовая кладка активной зоны составлена из 49 колонн различного конструктивного исполнения (Рисунок 8). Колонны набираются из графитовых блоков двух основных типов. Эти блоки отличаются размерами, формой, вырезами и сквозными или несквозными отверстиями. При этом, при построении расчетной модели во внимание принимались значения размеров блоков с допусками.

Топливный блок первого типа и втулка к нему представлены на Рисунке 73. Для формирования замка такой блок имеет цилиндрический вырез в нижней и встречный цилиндрический выступ на верхней гранях. Высота выступа над верхней гранью топливного блока составляет 17 мм, диаметр равен 60 мм, а высота блока вместе с выступом составляет 150 мм. Блок имеет центральное отверстие для установки графитовых втулок (стержней). В итоге при формировании вертикальной колонны из блоков первого типа предотвращается их сдвиг в горизонтальном направлении. Кроме этого, за счет втулок, установленных в отверстия блоков, обеспечивается заполнение центрального канала блоков графитом, пропитанным ядерным топливом. Колонны неподвижной части кладки, сформированные из блоков первого типа, набираются из 10 блоков и девяти втулок. Высота колонн неподвижной части активной зоны вместе с верхним выступом составляет 1347 мм (в Таблице 4 приведено значение 1,33 м, т.е. без учета высоты верхнего выступа).

Колонны подвижной части кладки, сформированные из блоков первого типа, набираются из 11 блоков и десяти соединительных втулок, при этом высота активной части составит 1480 мм или 1463 мм, если не принимать верхний выступ во внимание (в Таблице 4 приведено округленное значение 1,46 м без учета высоты верхнего выступа).

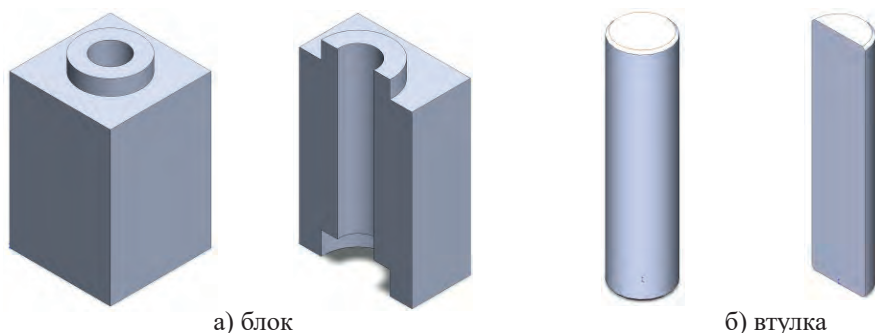
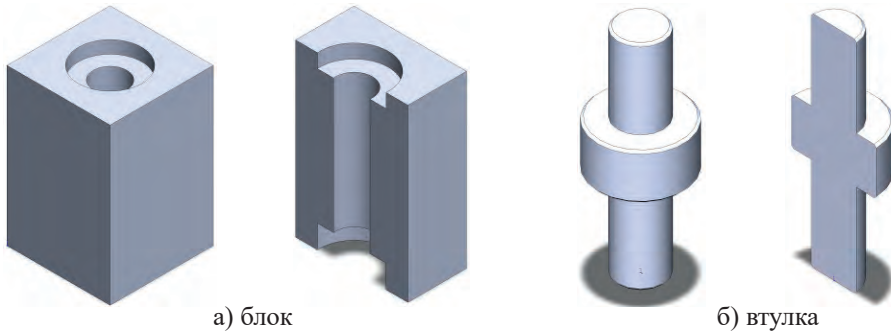


Рисунок 73 – Графитовый блок реактора ИГР с вырезом в нижней и выступом на верхней гранях и втулка к нему

Графитовый блок второго типа и втулка к нему представлены на Рисунке 74. Этот блок имеет цилиндрические вырезы на верхнем и нижнем торцах глубиной 12 мм и 20 мм соответственно. Диаметр выреза равен 60 мм, высота блока составляет 148 мм. Роль замка в данном случае играет графитовая втулка сложной формы (Рисунок 74). Колонны неподвижной части кладки,

сформированные из блоков второго типа, набираются из 9 блоков и 8 втулок. Высота активной части составит 1332 мм (в Таблице 4 приведено округленное значение 1,33 м). Колонны подвижной части кладки, сформированные из блоков второго типа, набираются из 10 блоков и 9 втулок. Таким образом, высота активной части составит 1480 мм (в Таблице 4 приведено округленное значение 1,46 м).



а) блок

б) втулка

Рисунок 74 – Графитовый блок реактора ИГР с вырезами в нижней и в верхней гранях и втулка к нему

Аналогичные графитовые блоки, но без пропитки ураном, используются для построения отражателя реактора. Их конструктивные особенности также были учтены при моделировании.

Расчетная модель реактора ИГР для НФР состоит, в общей сложности, из 9464 ячеек. Из них 8506 ячеек – индивидуально описанные графитовые детали активной зоны и отражателя. Оставшиеся ячейки описывают металлические конструкции активной зоны, поглощающие стержни, заполняющий ее полости газ и охлаждающий экспериментальные каналы теплоноситель.

Согласно аналитическим оценкам, выполненным с учетом результатов многочисленных экспериментов, включая эксперименты по поиску критических состояний реактора, на текущий момент масса ^{235}U в активной зоне составляет 9007 г. Это значение учитывает выгорание топлива за время эксплуатации реактора.

Так как в процессе пуска температура графитовой кладки значительно изменяется, и эти изменения влияют на распределение нейтронного поля по активной зоне (основной вклад в это распределение вносит изменение температуры замедлителя графита, урана и других поглотителей, которые находятся в графитовых блоках в качестве примесей), то для сглаживания температурного поля и корректного нейтронно-физического расчета были созданы библиотеки термализации нейтронов для диапазона температур от 273 К до 2000 К, с шагом 1 К. Первоисточником для формирования этих данных является библиотека ENDF/B-VII.0 [61].

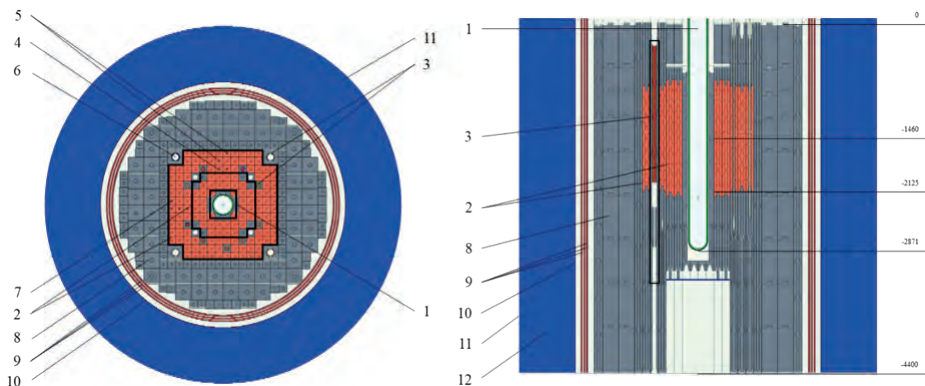
Безусловным достоинством актуальной расчетной модели является то, что она безукоризненно соответствует данным проектной документа-

Глава 8. Расчетно-экспериментальные исследования

ции и актуальному описанию реактора в части его размерно-материальных характеристик.

На рисунке 75 представлено вертикальное сечение расчетной модели реактора ИГР в ее текущей версии, в которой воспроизведена поблочная структура активной зоны реактора со всеми геометрическими особенностями блоков и формируемых ими поверхностей.

Высокое качество расчетной модели и эффективность ее применения были подтверждены при проведении как критических, так и динамических расчетов в процессе валидации с использованием экспериментальных данных, полученных в пусках реактора ИГР.



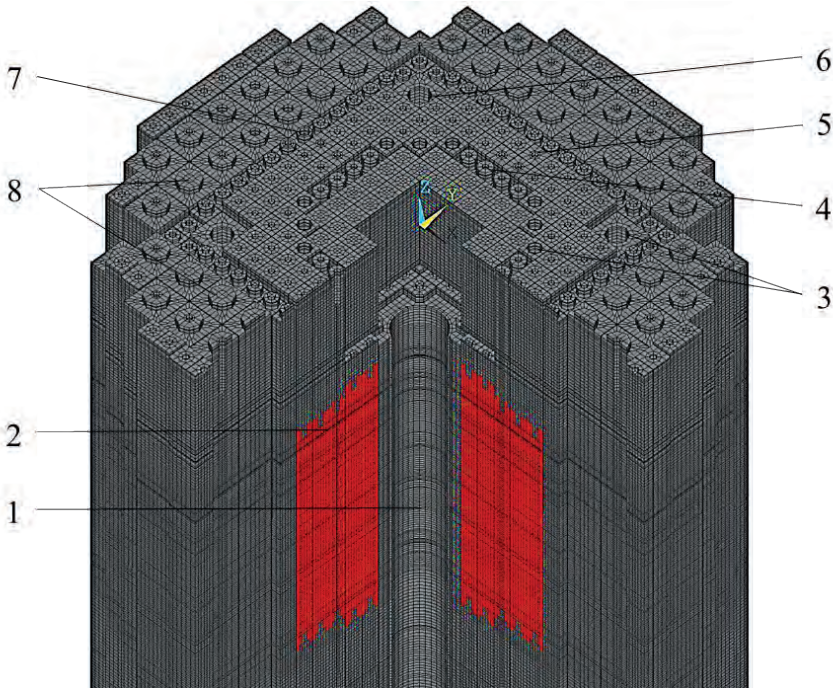
1 – ЦЭЖ; 2 – активная зона (подвижная и неподвижная часть кладки); 3 – каналы стержней управления; 4 – канал физических измерений; 5 – канал ТЭП; 6 – БЭК; 7 – канал источника нейтронов; 8 – отражатель; 9 – боковой экран (три обечайки); 10 – кожух; 11 – водяной бак; 12 – полость охлаждающей воды

Рисунок 75 – Вертикальное сечение новой модели реактора ИГР

Теплофизическая модель должна включать в себя все элементы активной зоны, имеющиеся в нейтронно-физической модели. Она должна обеспечивать возможность взаимного обмена данными с нейтронно-физической моделью, а именно: (1) загрузку большого массива значений энерговыделений в топливе, распределенных по высоте, радиусу активной зоны и времени, согласно диаграмме пуска; (2) выгрузку значений температуры в каждом узловом элементе активной зоны на каждый момент времени. Свойства материалов модели (пропитанный графит, непропитанный графит и гелий) должны быть заданы с учетом их зависимости от температуры активной зоны во всем диапазоне рабочих параметров реактора. Особенно это важно при моделировании импульсных систем, не имеющих принудительного (активного) охлаждения активной зоны. Подтверждение этому можно найти в работе [62], где показаны методики формирования единого непрерывного набора данных о свойствах графита во всем температурном диапазоне из ограниченного числа измеренных значений.

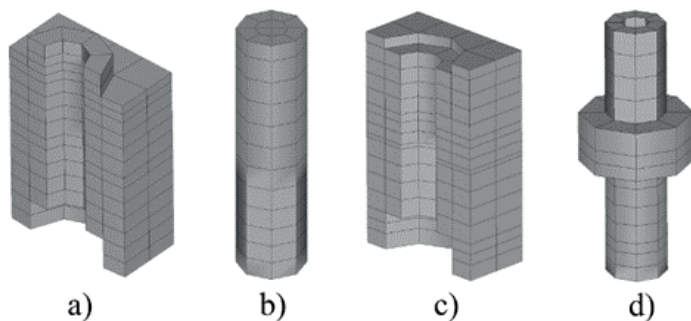
Теплофизическая модель реактора ИГР имеет 4 700 304 узлов, 4 614 328 элементов, 8 506 типов элементов, 3 материала и 9 типов материалов. Типы элементов группируют заданные элементы в отдельные графитовые детали. Каждая из этих деталей сформирована из определенного набора элементов, относящихся к конкретному типу, что учитывается на этапе создания каждой колонны и позволяет выстроить активную зону, согласованную с нейтронно-физической моделью. Нумерация типов элементов соответствует номерам ячеек в нейтронно-физической модели, что позволяет построить интерфейс для передачи температурного поля из термодинамической модели в нейтронно-физическую.

В теплофизической модели реактора ИГР (Рисунок 76) сохранены важные геометрические параметры графитовых деталей (Рисунок 77). К этим параметрам относятся размеры графитовых блоков и втулок, которые играют роль креплений между графитовыми деталями одной колонны (высота и диаметры пазов и выступов), диаметры внутренних отверстий. Тем не менее полностью сохранить размеры деталей и моделировать мелкие зазоры (меньше 1 мм) между блоками и втулками не представляется возможным.



1 – ЦЭЖ; 2 – активная зона; 3 – каналы стержней управления; 4 – канал физических измерений; 5 – канал ТЭП; 6 – БЭЖ; 7 – канал источника нейтронов; 8 – отражатель

Рисунок 76 - Теплофизическая модель активной зоны ИГР:



а) блок первого типа (вертикальный разрез); б) втулка первого типа; в) блок второго типа (вертикальный разрез); д) втулка второго типа (с выступом и центральным отверстием)

Рисунок 77 - Сеточная структура блоков и втулок:

Также следует отметить, что моделирование активной зоны реактора с учетом геометрических особенностей графитовых блоков позволяет установить точное положение точек, которые соответствуют расположению термопар в реальной активной зоне. Это дает возможность сравнивать результаты моделирования с экспериментальными данными и способствует точной передаче значений температуры между нейтронно-физической и теплофизической моделями.

Красным цветом (Рисунок 77) отмечены графитовые блоки активной зоны. Эти блоки содержат уран. Серым цветом обозначены графитовые блоки отражателя. Графитовые блоки отражателя и активной зоны отличаются по теплофизическим характеристикам: плотность, степень черноты, теплоемкость и коэффициент теплопроводности в зависимости от температуры. Графит отражателя является широко используемым в атомной отрасли материалом с известными свойствами [63], чего нельзя сказать о пропитанном графите. Так как его теплофизические свойства изначально были неизвестны, то они определялись по результатам материаловедческих исследований имеющихся в наличии образцов, и, следовательно, могут отличаться от фактических свойств материала, находящегося в активной зоне. Это может вносить некоторую неопределенность в результаты теплового расчета и должно приниматься во внимание на этапе валидации модели. Графитовые колонны находятся в гелиевой среде. Для моделирования переноса тепла лучистым теплообменом в коэффициент теплопроводности внесена поправка, которая зависит от температуры гелия и ширины зазора между графитовыми поверхностями (от 1,5 до 6 мм). Такой метод ранее применялся при обосновании безопасности проведения реакторных экспериментов с топливом гибридного реактора MYRROR и описан в работе [64]. Преимущество метода эффективной теплопроводности заключается в существенной экономии вычислительных ресурсов, требуемых для прямого моделирования лучистого теплообмена.

9. Экспериментальные методики

9.1 Мотивация разработок специализированных экспериментальных методик

Как показано выше, за время эксплуатации реактора ИГР на нем проведено большое количество экспериментальных работ, направленных на изучение поведения топлива различных типов реакторов в переходных и аварийных режимах, определение параметров взаимодействия расплава с конструкционными материалами и теплоносителем, исследование аспектов контролируемого перемещения расплава по специальным каналам и многое другое. В целях проведения этих исследований были разработаны и постоянно совершенствовались различные экспериментальные методики, направленные на обеспечение необходимого качества получаемых результатов.

Были разработаны или адаптированы к условиям реактора ИГР, среди прочего, методики:

- спектрометрического (активационного) определения энерговыделения в топливных элементах, облучаемых на реакторе ИГР;
- прогнозирования, определения и реализации энергетических параметров испытываемого топлива с использованием его контролируемых тепловых параметров [65,66];
- определению пространственного положения топливных материалов [67] и их массы [18];
- определения содержания примесных газов в керамическом урановом топливе [68].

Ниже приведены краткие характеристики названных методик.

9.2 Спектрометрический (активационный) метод определения энерговыделения в топливных элементах

Для определения энергетических параметров модельных ТВС, а также для решения задачи выбора параметров работы ИГР в испытаниях, может применяться методика экспериментального измерения интегрального энерговыделения (и, соответственно, пространственного распределения энерговыделения) с использованием спектрометрических исследований мониторов энерговыделения и топлива. Эта методика предполагает необходимость проектирования и изготовления физического макета экспериментального устройства, максимально точно воспроизводящего все элементы, включая модельную ТВС. В реакторных экспериментах с физическими макетами применяются ограниченные уровни облучения детекторов и топлива и, следовательно, эксперименты выполняются при относительно низком уровне

энерговыведения в реакторе ИГР в сравнении с уровнем энерговыведения в исследовательских пусках. В этом кроется одна из проблем применения спектрометрии для выбора режимов работы реактора ИГР, поскольку физические характеристики реактора существенно зависят от температуры активной зоны (величины интегрального энерговыведения в реакторе).

Спектрометрический метод характеризуется достаточно низкой оперативностью определения энерговыведения, что обусловлено как необходимостью выдержки ТВС после облучения для формирования необходимого изотопного состава продуктов деления топлива, оптимального для спектрометрического определения количества актов деления в нём, так и длительностью процедуры спектрометрических измерений. Кроме этого, результатом спектрометрии является полное количество актов деления в топливе за время его пребывания в реакторе, при этом всегда остается вопрос о том, какое количество делений должно быть отнесено к процессам, значимым с точки зрения оценки параметров конкретных исследуемых процессов (например, повреждения топлива и оболочки твэла), и какова величина энергии, которая должна быть приписана каждому акту деления из ее мгновенной и запаздывающей частей. При использовании результатов спектрометрической оценки энерговыведения в топливе следует учитывать ту составляющую полной энергии, которая формируется за счет его гамма-нагрева, взаимодействия с быстрыми нейтронами и другими компонентами реакторного излучения.

Вместе с тем, несмотря на некоторые специфические проблемы, спектрометрический метод определения энерговыведения в топливных элементах является относительно простым и достаточно надежным способом определения энергетических параметров экспериментальных внутриреакторных устройств, а его результаты в каждом конкретном случае позволяют выполнить отладку (валидацию) расчетных методов прогнозирования параметров экспериментального устройства во всем диапазоне энерговыведения реактора, требуемого для реализации конкретного эксперимента.

9.3 Методика определения энерговыведения в экспериментальных устройствах по результатам измерений температуры

Альтернативный спектрометрическому методу подход к решению задачи определения энергетических параметров модельных ТВС в экспериментах на ИГР основан на использовании результатов измерений теплофизических параметров экспериментального устройства. На исследовательских реакторах, продолжительно работающих в стационарных режимах при проведении испытаний, эффективное определение энергетических параметров ТВС достигается балансовыми методами, при этом для стационарных условий погрешность определения энерговыведения не превышает 1 %. Исследования на ИГР реализуются, как правило, в импульсном режиме, при котором стационарные условия теплообмена в экспериментальном устрой-

стве не достигаются. В этой связи, для определения энергетических параметров внутриреакторных импульсных экспериментов была разработана методика, основанная на решении уравнений теплового баланса для нестационарных режимов теплообмена модельных ТВС [13, 14, 15, 16].

Основным преимуществом такого подхода является то, что оценка термического состояния модельной ТВС может быть выполнена практически при любом режиме облучения, не приводящем к разрушению конструкции ТВС и средств измерения параметров, что позволяет с приемлемой точностью установить связь между энергетическими параметрами ТВС и реактора при подготовке имитационных испытаний.

Разработанная методика была экспериментально отработана в серии экспериментов с двумя разными типами экспериментальных устройств. Погрешность определения энергетических параметров ТВС в экспериментах находится в диапазоне от 5,8 % до 12,7 %. Результаты ее применения были сравнены с результатами применения спектрометрического метода при определении параметров ТВС. Сравнение показало, что отклонения значений находятся в интервале ± 5 % от среднего, что указывает на отсутствие противоречий между полученными по независимым методикам результатами.

В результате была продемонстрирована возможность оперативного определения энергетических параметров импульсных реакторных экспериментов с высоким уровнем энерговыделения, при котором применение гамма-спектрометрического метода становится затруднительным либо практически невозможным. Применение разработанной методики повышает качество определения связи энергетических параметров ТВС и реактора при подготовке имитационных испытаний, что повышает представительность экспериментов в ИГР. Предложенный подход применяется в качестве типичной процедуры для подготовки внутриреакторных имитационных экспериментов по изучению поведения топлива и конструкционных элементов ядерных реакторов в переходных и аварийных режимах.

9.4 Методики определения массы и положения топлива в ЦЭЖ реактора ИГР

В соответствии с требованиями к системам измерения параметров в экспериментальных устройствах, предназначенных для проведения внутриреакторных экспериментов по проекту EAGLE, были разработаны методика определения массы фрагментов топлива и методика определения положения и параметров перемещения топлива в модельных тепловыделяющих сборках, имитирующих ТВС реактора на быстрых нейтронах. Требование по обязательному наличию таких методик при проведении экспериментов, выполняемых в обоснование безопасности энергетических реакторов на быстрых нейтронах, обусловлено тем, что перемещение топлива является одним из наиболее важных процессов, определяющих безопасность таких

реакторов при развитии тяжелой аварии активной зоны с плавлением топлива [69].

В основу методик определения массы, положения и перемещения топлива была положена очевидная зависимость параметров поля тепловых нейтронов от влияния помещенного в это поле фрагмента топлива. В связи с этим было высказано предположение, что для установления характеристик фрагмента топлива необходимо выполнить сравнение параметров невозмущенного (без фрагмента топлива) и возмущенного (с фрагментом топлива) полей тепловых нейтронов. Выполненные исследования показали, что результаты измерений аксиального распределения флюенса потока тепловых нейтронов позволяют определить некоторые количественные характеристики этого фрагмента топлива. Аналогичный подход был использован в Лос-Аламосской Национальной Лаборатории, США, при проведении экспериментов по исследованиям методов контроля перемещения топлива в активной зоне критической сборки PARKA-Rover-Project-KIWI [69]. В экспериментах изучалась возможность разработки методов контроля параметров топлива с использованием годоскопа [70, 71, 72, 73], размещенного за пределами активной зоны, а также возможность применения внутриреакторных детекторов нейтронов - камер деления с ^{238}U и ^{235}U . В результате было показано, что камеры деления, размещенные внутри экспериментальной ТВС, могут служить индикаторами изменения количества твэлов в ТВС, так как изменение токов камер деления было однозначно связано с изменением количества твэлов, а, следовательно, с изменением массы топлива модельной ТВС.

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

При проведении экспериментов на реакторе ИГР, в которых измерялись аксиальные распределения потока тепловых нейтронов в окрестностях контейнеров, загруженных топливом, масса топлива от эксперимента к эксперименту изменялась путем изменения количества топливных таблеток из диоксида урана, загружаемых в контейнеры [74]. В результате было показано, что масса топлива может быть определена с использованием элементарной функции аксиального (калибровочного) распределения плотности потока тепловых нейтронов, полученной для фрагмента топлива известной массы [75].

При проверке предлагаемой методики была сформирована условно элементарная загрузка контейнера, для которого экспериментально была определена функция возмущения нейтронного поля, принятая и использованная в дальнейших рассуждениях в качестве элементарной. В соответствии с результатами расчетной оценки было установлено, что депрессивное влияние

такого фрагмента топлива на аксиальное распределение потока нейтронов проявляется на расстоянии 200...300 мм от центра массы топлива, поэтому для значимой части элементарной функции возмущения может быть выбран диапазон ± 200 мм. Функция возмущения, соответствующая этому диапазону координаты по оси ЦЭК реактора ИГР, была аналитически описана, исходя из предположения, что она должна быть подобна функции распределения потока тепловых нейтронов в окрестностях шара, поглощающего тепловые нейтроны [76]

Результаты проверки методики с использованием экспериментальных данных показали, что она позволяет решать задачи определения массы топлива в сборке, при этом совпадение расчетного и реального значений массы тем лучше, чем больше количество топлива в сборке, а также, очевидно, с увеличением точности определения калибровочного аксиального распределения потока тепловых нейтронов (распределения для топлива с известной массой).

Кроме этого, было показано, что применительно к сборкам, в которых изменение количества топлива достигается за счет изменения протяженности его фрагмента, использование предлагаемой методики возможно как в условиях допущения о сохранении координаты центра массы топлива, так и с учетом его смещения.

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

При проведении экспериментов на реакторе ИГР в целях формирования базы данных для разработки методики определения положения и перемещения топлива в серии реакторных экспериментов измерялось распределение флюенса потока тепловых нейтронов для неподвижных экспериментальных устройств с использованием активационных детекторов и осуществлялось перемещение экспериментальных устройств по высоте ЦЭК с одновременным измерением плотности потока тепловых нейтронов в штатной системой контроля потока нейтронов реактора и малогабаритными детекторами нейтронов, установленными в ЦЭК. Для измерения плотности потока тепловых нейтронов в ЦЭК использовались камеры деления типа КтВ, установленные в четырех точках по высоте активной зоны реактора. Схемы проведения экспериментов были выбраны таким образом, чтобы камеры КтВ уверенно реагировали на присутствие экспериментального устройства в зависимости от расстояния между ним и конкретной камерой.

Четыре экспериментальных устройства моделировали некоторые предполагаемые состояния модельных ТВС EAGLE после частичного или полного расплавления топлива в них, при этом их поглощающие характеристики определялись применением в их составе водных растворов борной кислоты, кадмия и модельных твэлов типа ВВЭР-1000 с природным содержанием ^{235}U в топливных таблетках.

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

- разработан прием определения дискретных количественных значений возмущающего воздействия экспериментального устройства на поток тепловых нейтронов в различных точках по высоте ЦЭК. Показано, что для конкретного экспериментального устройства и конкретной камеры КтВ может быть построена так называемая функция возмущения, уникальная для каждого экспериментального устройства, позволяющая определить положение устройства в ЦЭК по результатам обработки плотности потока нейтронов, измеренной камерами КтВ;

- установлена связь между параметрами функции возмущения и параметрами перемещения экспериментального устройства в ЦЭК. Текущее значение координаты для известной функции возмущения может быть определено по величине дискретного значения этой функции. Было показано, что в случае применения только одной камеры возникает неопределенность по направлению движения и знаку координаты, поэтому для определения параметров перемещения необходимо иметь, как минимум, две камеры КтВ;

- выведены аналитические зависимости для определения пространственного разрешения камер КтВ. Для этого было предложено описать набор экспериментальных значений функций возмущения аппроксимирующей зависимостью, идентичной с функцией распределения потока тепловых нейтронов около поглощающего блока, имеющего вид цилиндра конечных размеров. При этом цилиндр представлялся как совокупность трех тел - средней цилиндрической части, ограниченной по концам двумя шарами;

- по результатам проведения серии экспериментов на реакторе ИГР выполнена проверка разработанной методики и показана возможность ее применения для определения положения экспериментальных устройств по высоте ЦЭК;

- показано, что разработанная методика может быть использована для определения параметров перемещения топлива в экспериментальных устройствах исследовательских реакторов, оснащенных системой измерения локальных значений плотности потока тепловых нейтронов в области влияния на него топлива экспериментального устройства.

К сказанному следует добавить, что для решения задач определения положения и массы топлива в экспериментальных устройствах применение детекторов с ^{238}U в качестве делящегося изотопа для измерения локальных значений плотности потока быстрых нейтронов представляется более перспективным, чем применение детекторов тепловых нейтронов. Это предположение может быть проверено в будущих исследованиях на реакторе ИГР с использованием экспериментальных подходов и методов анализа результатов, апробированных в процессе изучения свойств поля тепловых нейтронов в окрестностях топлива экспериментальных устройств.

10. Текущее состояние реактора и остаточный срок службы

1 августа 1961 года, когда был проведен первый “горячий” пуск реактора, принято считать датой начала эксплуатации реактора ИГР. В течение более чем 60-летнего периода эксплуатации, как уже отмечалось, были проведены реконструкции и модификации реактора и его составных частей и систем. Это определило и разный наработанный ресурс последних.

Так, основная сборочная единица - корпус реактора в течение всего срока не заменялся, и имеет наработанный флюенс тепловых и быстрых нейтронов $2,2 \times 10^{15}$ тн/см² и $6,9 \times 10^{14}$ бн/см² соответственно. Сравнивая последнее значение флюенса быстрых нейтронов с флюенсом 4×10^{16} бн/см², при котором начинает проявляться действие нейтронного облучения на механическую характеристику - предел текучести корпусной стали марки 20К, видно, что интегральная доза нейтронного облучения корпуса составляет (по максимальной оценке) приблизительно 1 % от “проявляющего” значения флюенса быстрых нейтронов, и, таким образом, по этому параметру срок службы корпуса реактора остается весьма продолжительным.

Более сильное влияние на ресурс корпуса реактора оказывала коррозия его наружной поверхности из-за использования не обессоленной охлаждающей воды обычного качества в основном контуре реактора. В 1981 году, в ходе очередной ревизии корпуса реактора была обнаружена в нескольких местах язвенная и точечная коррозия металла глубиной до 3 мм, в двух местах - до 4 мм при толщине стенки 16 мм. После выборочной дефектоскопии и толщинометрии обечайки корпуса была проведена тщательная зачистка наружной поверхности, антикоррозионная обработка и покрытие радиационно-стойким лаком. В 1987 году, после технического освидетельствования реактора, антикоррозионная обработка корпуса не производилась, т.к. в ходе обследования было обнаружено отслоение антикоррозионного покрытия и увеличение коррозии в подслое. Обычная вода в основном контуре была заменена на дистиллированную для того, чтобы уменьшить скорость коррозии металла, которая снижается при такой замене (по разным информационным источникам) с 0,48 до 0,014 мм/год для стали 20, которая по химическому составу почти соответствует стали 20К. По итогам освидетельствования реактора в 2020 году максимальная глубина очага коррозии составляла 5,5 мм.

Корпус реактора имеет 15-кратный запас прочности по отношению к рабочему давлению в 0,12 МПа, а если учесть, что эксплуатационное значение избыточного давления гелия в корпусе составляет 60 торр, и есть возможность ремонта наружной поверхности корпуса наплавкой или наваркой

Глава 10. Текущее состояние реактора

мест коррозии, то срок службы корпуса, во всяком случае, еще не менее 30 лет.

Примерно в таком же состоянии находится и бак реактора, который также не заменялся в течение всего срока эксплуатации. Интегральная доза нейтронного облучения бака составляет по флюенсу тепловых и быстрых нейтронов $2,2 \times 10^{14}$ тн/см² и $6,9 \times 10^{12}$ тн/см² соответственно. Бак также подвержен местной коррозии (в 2020 году максимальная глубина очага коррозии составляла 1,1 мм), однако условия его работы менее жесткие, чем условия работы корпуса, - малые радиационные, тепловые и механические нагрузки при гидростатическом давлении охлаждающего дистиллята. Бак также ремонтпригоден, несмотря на небольшую толщину стенки бака в 8 мм.

Активная зона реактора, как уже отмечалось, заменена на новую в 1967 году, и с марта 1968 года наработанный флюенс тепловых и быстрых нейтронов в активной зоне составил на 27.08.2020 г. $1,953 \times 10^{19}$ тн/см² и $5,94 \times 10^{17}$ бн/см² соответственно. Периодическими осмотрами центральной части активной зоны подтверждается хорошее состояние уранграфитовых колонн и блоков, сохранность межколонных зазоров, отсутствие опасных сколов и трещин, видимых изменений элементов активной зоны, в том числе при обследовании в рамках технического освидетельствования реактора в 2020 году.

Известно [77], что реакторный графит сохраняет свою работоспособность и радиационную стойкость при облучении флюенсом быстрых нейтронов $\sim 10^{21}$ бн/см² в интервале энергий 0,1...10 МэВ. Сравнивая значение флюенса $\sim 10^{18}$ бн/см², который был получен приблизительно за 60 лет эксплуатации активной зоны, с допустимым, видно, что ресурс активной зоны далеко не исчерпан.

То же самое можно сказать и о графитовом отражателе реактора, который работает в более легких условиях радиационных и тепловых нагрузок.

Остальные системы и элементы реактора: резиновый компенсатор (сильфон), механизм подъема подвижной части активной зоны, органы регулирования, ампулы экспериментальных каналов, технологические контуры, система управления и защиты, системы технологического и радиационного контроля являются, в большей степени, заменяемыми составными частями реактора, ремонтпригодны, обеспечены основными запасными элементами, большей частью обновлены при реконструкции, и обеспечивают безопасную работу реактора в установленных эксплуатационных пределах и условиях.

В заключение можно с уверенностью утверждать, что сохраняя действующую систему и практику технических и организационных мер, направленных на поддержание в исправном состоянии составных частей реактора, качественную подготовку и проведение экспериментальных работ и обеспечение высокого уровня квалификации персонала, остаточный срок службы реактора будет достаточно продолжительным.

11. Заключение

Весь опыт эксплуатации реакторного комплекса ИГР, экспериментальные исследования по большому перечню направлений, результаты изучения проблем в области физики и техники ядерных реакторов, сотни испытанных объектов и тысячи проведенных испытаний достаточно ярко и убедительно свидетельствуют о значительном экспериментальном потенциале комплекса. Этот потенциал реализуется в настоящее время и будет реализовываться в перспективе.

На сегодня действует несколько программ и проектов, в которых предусматривается использование комплекса в ближайшие годы. Ключевые проблемы и вопросы, поставленные в этих программах и проектах, касаются области обоснования безопасности ядерных энергетических установок, в которой довольно продолжительно и результативно использовался КИР ИГР, предоставляя услуги экспериментального исследования поведения топлива в условиях проектных и запроектных аварий.

В перспективных исследованиях, как и в большинстве из ранее выполненных, предполагается получить экспериментальные данные о факторах и процессах, связанных с проверкой работоспособности ТВС в динамических режимах в условиях разбаланса мощности и расхода теплоносителя, потери расхода теплоносителя, плавления топлива и его взаимодействием с теплоносителем, в том числе в условиях повторного залива расплавленных материалов теплоносителем и в других экстремальных ситуациях.

Возможными новыми областями применения реактора ИГР могут стать исследования, которые традиционно проводятся на реакторе ИВГ.1М. В первую очередь, это относится к работам, связанным с изучением процессов и материалов, характерных для технологий термоядерной энергетики. В частности, рассматривается возможность применения реактора ИГР для решения задач обоснования тритиевой безопасности термоядерных реакторов. К исследованиям, которые уже проводятся и на реакторе ИВГ.1М, и на реакторе ИГР относится разработка физических основ вывода энергии из ядерного реактора в виде когерентного оптического излучения. Сочетание исследований на двух реакторах, отличающихся спектром нейтронов и величинами максимальной плотности потока нейтронов, очевидно расширит область полученных знаний.

Одним из возможных вариантов экспериментального применения реактора ИГР является возврат к испытаниям топлива реакторов ЯРД и ЯЭДУ. В реакторе ИГР могут быть проведены все виды исследований, в том числе кратковременные циклические испытания твэлов, единичных ТВС и модулей реакторов перспективных типов ЯРД схемы «А» в пусковых, переходных и аварийных режимах при удельном энерговыделении в топливе до

30 кВт/см³ и нагреве водорода до 3200 К. В ходе испытаний могут быть получены данные для обоснования безопасности эксплуатации реакторов ЯРД, в том числе данные о пределах работоспособности топлива, о поведении топлива в нерасчетных режимах, в условиях термических ударов, при нарушении охлаждения топлива, перегреве топлива до температуры плавления и многие другие.

Реактор ИГР, несмотря на длительный срок эксплуатации, остается одним из лучших в мире импульсных реакторов на тепловых нейтронах, по праву занимая достойное место среди высокопоточных источников нейтронов и инструментов для динамических испытаний топлива [78]. Его экспериментальные петлевые установки и устройства, широкая возможность сочетания эксплуатационных характеристик реактора и петлевых установок долгое время будут востребованы для проведения экспериментальных исследований в обоснование безопасности атомной и термоядерной энергетики.

Именно поэтому в настоящее время осуществляется подготовка к проведению новых экспериментов. В частности, в рамках программы SAIGA с французским Комиссариатом по атомной энергии и альтернативным источникам энергии (СЕА) планируется эксперимент по исследованию процесса развития тяжелой аварии с плавлением ТВС реактора на быстрых нейтронах [79, 80]. На подготовительном этапе программы подтверждена возможность реализации заданных параметров испытаний, разработано экспериментальное устройство с ТВС, содержащей 32 модельных твэла, реализуется проект создания петли жидкого натрия для обеспечения натурального расхода теплоносителя через ТВС в процессе реакторных испытаний.

Совместно с АО «НИКИЭТ им. Доллежаля» проведены испытания нового смешанного нитридного уран-плутониевого топлива (СНУП-топлива) реактора на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем БРЕСТ-ОД-300 с целью определения пороговых значений разрушающего энерговыделения в твэлах. По своему содержанию эти испытания носили ампульный характер, что стало подтверждением непреходящей актуальности этого относительно простого, но весьма информативного метода получения сведений о теплотехнической надежности твэлов и их поведении в переходных и аварийных условиях эксплуатации. Следует отметить, что зарубежные производители реакторного топлива проводят ампульные эксперименты, в том числе на режимах моделирования RIA, при малейших изменениях в конструкции твэлов, материалов оболочки, не говоря уже о составе топлива, и не считают это лишним [81, 82]. На исследовательском реакторе NSRR (JAЕА, Япония), выведенном в критическое состояние в 1975 году, к 2014 году было проведено 3150 импульсов и облучено более 1330 твэлов [83]. Учитывая тот факт, что в Республике Казахстан имеется отечественный производитель реакторного топлива, можно предположить, что в недалеком будущем для АО «УМЗ» станут востребованными услуги реактора ИГР по аттестации этого топлива, при этом важно понимать, что твэлы – это не

только топливо, но и оболочка, и, следовательно, аттестация топлива должна всегда осуществляться для конкретной конструкции твэла и для конкретного реактора.

Если вкратце остановиться на конкретных задачах, которые могут решаться в процессе упомянутой выше аттестации реакторного топлива, то среди них можно выделить следующие:

- определение изменения состояния «свежих» топливных таблеток при выходе реактора на мощность (растрескивание, перестройка структуры, изменение размеров, образование мелких фрагментов топлива и перемещение их в зазоре между топливом и оболочкой);

- изучение поведения твэлов в условиях моделирования реактивных аварий (определение пороговых энергий разгерметизации/фрагментации, характера диспергирования топлива и возможного выхода его в теплоноситель через разрывы оболочки, оценка влияния выгорания на поведение топлива в RIA);

- исследования поведения топлива в процессе последовательного моделирования тяжелой аварии с разбалансом энерговыделения в топливе и его охлаждением с переходом к стадии длительного удержания расплава и его охлаждения при энерговыделении в топливе на уровне остаточного.

В настоящее время одной из настоятельных задач, требующих решения в отношении реактора ИГР, является его конверсия на низкообогащенное топливо. В этой связи следует отметить, что теоретическое обоснование возможности перевода реактора ИГР на низкообогащенное топливо показало, что характеристики реактора ИГР, как источника нейтронов, и его экспериментальные характеристики в этом случае могут быть полностью сохранены при условии модернизация системы управления и защиты реактора и при существенном изменении конфигурации и состава активной зоны. Это означает, что при модернизации реактора не будут утеряны его уникальные возможности, и, следовательно, только соответствующими усилиями и компетенциями специалистов Национального ядерного центра Республики Казахстан будет определяться будущее уникального реактора ИГР.

Руководители КИР ИГР



Петунин
Борис Владимирович
(1959–1962)



Русков
Олег Петрович
(1962–1970)



Нафиков
Джон Якубович
(1971–1972)



Ивлев
Анатолий Павлович
(1972–1974)



Рычев
Анатолий Сергеевич
(1974–1977)



Думшев
Владимир Григорьевич
(1980–1985)



Остапчук
Вячеслав Петрович
(1980–1985)



Пахниц
Владимир Анатольевич
(1986–2000)



Казьмин
Юрий Михайлович
(2000–2002)



Гайдайчук
Валерий Александрович
(2002–2018)



Котляр
Андрей Николаевич
(2018– по н.в.)

СПИСОК ИСТОЧНИКОВ

1. Курчатов, И.В. Импульсный графитовый реактор ИГР / И.В. Курчатов [и др.] // Атомная энергия. – 1964. - Т. 17, № 6. - С. 463-474
2. Импульсный графитовый реактор. Опыт эксплуатации и экспериментальные исследования [Текст] : аналитический обзор / ИАЭ РГП НЯЦ РК ; рук. Пахниц В.А. ; исполн.: Казьмин Ю.М., Гайдайчук В.А., Скивка А.С. – Курчатов, 1997. - 117 с. – Библиогр.: с. 103-117. – Инв. № Э/174/НО.
3. Chad L. Pope, Colby B. Jensen, Douglas M. Gerstner & James R. Parry (2019) Transient Reactor Test (TREAT) Facility Design and Experiment Capability // Nuclear Technology, 205:10, 1378-1386, DOI: 10.1080/00295450.2019.1599615
4. Андреев, В.И. Экспериментальное исследование поведения твэлов водо-водяных реакторов при нестационарных режимах [Текст] / В.И. Андреев, В.И. Колядин, В.В. Яковлев // Атомная техника за рубежом. – 1988. - №3. - С. 3-10.
5. Косилов, А.Н. Техника экспериментального исследования твэлов в нестационарных режимах [Текст] / А.Н. Косилов [и др.] // Атомная техника за рубежом. – 1981. - №9. – С. 3-8.
6. Андреев, В.И. Методологические аспекты изучения поведения твэлов в нестационарных режимах [Текст] / В.И. Андреев, В.И. Колядин, В.В. Яковлев // Атомная техника за рубежом. – 1985. - №3. - С. 3-7.
7. Бурукин, В.П. Реакторные установки для испытаний твэлов и ТВС в аварийных и переходных режимах эксплуатации [Текст] / В.П. Бурукин, А.В. Клинов, Ю.Г. Топоров // Атомная техника за рубежом. – 1988. - №6. – С. 7-15.
8. Бурукин, В.П. Зарубежные программы реакторных исследований аварийных и переходных режимов работы твэлов ЯЭУ [Текст] / В.П. Бурукин, А.В. Клинов, Ю.Г. Топоров // Атомная техника за рубежом. – 1988. - №5. - С. 3-7.
9. Девышева, М.Н. Зарубежные программы НИР и ОКР по безопасности АЭС с водо-водяными реакторами [Текст]: Обзор // М.:ЦНИИАтоминформ. - 1989. - 44 с.
10. Вурим, А.Д. Реакторные исследования топлива перспективных ядерных реакторов на базе исследовательских реакторов ИВГ.1М и ИГР [Текст] / А.Д. Вурим [и др.] // Экспериментальные исследования в области безопасности атомной энергии : сб. статей / Национальный ядерный центр Республики Казахстан. – Курчатов, 2010. – С. 196-224.

11. Бурукин, А.В., Испытания в реакторе МИР твэлов ВВЭР в режимах с циклическим изменением мощности [Текст] / А.В. Бурукин, А.Ф. Грачев, В.В. Калыгин, В.А. Овчинников, А.В. Медведев, В.В. Новиков // Атомная энергия. - 2008. - Т. 104. - № 2. - С. 108-113.
12. Павшук, В.А., Импульсные графитовые реакторы как лучший инструмент для динамических испытаний [Текст] / В.А. Павшук, В.М. Талызин // Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов. Импульсные реакторы и простые критические сборки. – 1990. – вып. 4. – С. 37-39.
13. R.A. Irkimbekov, V.A. Vityuk, A.D. Vurim, V.M. Kotov et.al. About the fuel tests features at the IGR research reactor // International Conference on Research Reactors: Safe Management and Effective Utilization. Book of abstracts / International Atomic Energy Agency. - Vienna, 2015. - pp. 71-72.
14. Vityuk, V.A. Determination of the parameters for fuel assembly tests in a pulsed graphite reactor / V.A. Vityuk, A.D. Vurim, V.M. Kotov, A.V. Pakhnits // Atomic Energy. – 2016. - Vol. 120, No. 5. - pp. 323-327.
15. Vityuk, Vladimir. Method for determining the energy parameters in pulse reactor experiments / Vladimir Vityuk, Alexander Vurim // Annals of Nuclear Energy. – 2019. - Vol. 127. - P. 196-203.
16. Витюк, В.А. Практические способы определения энергетических параметров реакторных испытаний в режиме импульсного изменения мощности / В.А. Витюк, А.Д. Вурим, Г.А. Витюк // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – 2020. Вып. 2 (82). – С.80-86.
17. Вурим, А.Д. Методика определения пространственного положения экспериментальных устройств в центральном экспериментальном канале реактора ИГР / А.Д. Вурим, В.А. Витюк, Ж.Р. Жотабаев // Вестник НЯЦ РК. - 2010. - Вып. 4(44). – С. 26-32.
18. Вурим, А.Д. Исследования в обоснование методики косвенного определения массы топлива в центральном экспериментальном канале реактора ИГР по параметрам поля тепловых нейтронов / А.Д. Вурим, Ю.А. Попов, В.А. Витюк, Ж.Р. Жотабаев // Вестник НЯЦ РК. - 2010. - Вып. 4(44). – С. 41-49.
19. Мак-Рейнольдс А.В., Стейн Дж.М., Тейлор Т.Б. Импульсный твердый гомогенный реактор для исследовательских целей // Доклад на второй международной конференции по использованию атомной энергии в мирных целях / Инв. № 7/НО по архиву ОЭ. - США, 1959. - 40 с.
20. В.Г. Аден, Ю.А. Иванов, Э.К. Карасев, Е.Ф. Каргашев, В.М. Малинкин, В.В. Перемышев, И.Т. Серов, В.А. Пахниц. Петлевая установка УПШ // Тезисы докладов Междунар. научно-практич. конф. «Ядерная энергетика в Республике Казахстан. Перспективы развития (ЯЭ-96)». - Актау, Республика Казахстан, 1996. - 75.

21. Лавренников, В.Д. Динамика и регулирование реактора РВД [Текст] : Диссертация канд. техн. наук / Лавренников Владимир Дмитриевич. - ИАЭ; - Инв. № 4848 (инв. № К-1121 по архиву ОЭ). - М., 1969.- 172 с.: ил.
22. Зайцев, П.А. Теплофизические характеристики тугоплавких материалов тепловыделяющих сборок / П.А. Зайцев, Олейников П.П., Таубин М.Л.; М.: ТЕХНОСФЕРА, 2017. – 188с.
23. Data Base on the Behaviour of High Burnup Fuel Rods with Zr-1%Nb Cladding and UO₂ Fuel (VVER Type) under Reactivity Conditions – Review of Research Program and Analysis of Results [Текст] : International Agreement Report / U.S. Nuclear Regulatory Commission ; Yegorova L., Abyshev G., Malofeev V., Avvakumov A., Kapral E., Leutov K., Shestapalov A., Konodееv A., Zhuravkova N., Bortash A., Kalugin M., Zvyagin A., Mikituk K., Smirnov V., Goryachev A., Prokhorov V., Kozintsev Yu., Makarov O., Pakhnitz V., Vurim A.. – Washington, DC, 1999. – 99 p. – NUREG/IA-0156, Vol. 1, IPSN 99/08-1, NSI RRC 2179.
24. Анализ результатов ампульных динамических испытаний модельных ТВЭЛов типа ВВЭР на реакторах ИГР и «Гидра» : отчет о НИР / ОЭ НПО «Луч», ИАЭ им. Курчатова., ВНИИНМ им. Бочвара ; рук. Егорова Л.А. – 1986. – 137 с. - Инв. № 30/694186.
25. Ishikawa M., Shiozawa S. Study of Fuel Behaviour under Reactivity Initiated Accident Conditions – Review // Journal of Nuclear Materials. – North-Holland Publishing Company, 1980. – Vol. 95. – P.1-30.
26. Shiozawa S., Saito S., Yanagihara S. Zircaloy-UO₂ and Water Reactions and Cladding Temperature Estimation for Rapidly-Heated Fuel Rods under RIA Condition // Journal of Nuclear Science and Technology. - 1982. – Vol. 19(5) – p. 368-383.
27. Высокотемпературная ядерная энергетика. Уникальные разработки и экспериментальная база Курчатовского института / Под общей редакцией академика РАН Н.Н. Пономарева-Степного – М.: ИздАт, 2008. – 192 с. – ил. 11 - ISSN 978-5-86656-236-7. – С. 83-87.
28. Жданов В.С., Иванов М.В. Внутриреакторное исследование теплофизических характеристик материалов ЯРД // Тезисы междунар. научно-технич. семинара «Импульсные исследовательские реакторы. Применение, экспериментальные исследования и результаты. - Курчатов, 09-11 июня 1998 г.». - Курчатов, ИАЭ НЯЦ РК, 1998. - с. 30.
29. Ю.С. Васильев, А.Д. Вурим, В.А. Гайдайчук, Л.А. Егорова, Ю.М. Казьмин, С.М. Колтышев. А.Г. Левин, В.А. Овсянников, В.А. Пахниц, О.С. Пивоваров, А.С. Скивка, Ш.Т. Тухватулин, Ю.С. Черепнин. Эксперименты в импульсном реакторе ИГР по исследованию поведения реакторного топлива в переходных и аварийных режимах // Тезисы докладов Междунар. научно-практич. конф. «Ядерная энергетика в Республике Казахстан. Перспективы развития (ЯЭ-96) / Актау, Республика Казахстан, 1990. - С. 83-84.

30. Experimental Study of Narrow Pulse Effects in the Behavior of High Burnup Fuel Rods with Zr-1%Nb Cladding and UO₂ Fuel (VVER Type) under Reactivity-Initiated Accident Conditions: Program Approach and Analysis of Results [Текст] : International Agreement Report / L. Egorova, K. Lioutov, N. Jouravkova, O. Nechaeva, A. Salatov, V. Smirnov, A. Goryachev, V. Ustinenko and I. Smirnov. - NUREG/IA-0213, (IRSN/DPAM 2005-275, NSI/RRC KI 3230), 2006

31. Data Base on the Behavior of High Burnup Fuel Rods with Zr-1%Nb Cladding and UO₂ Fuel (VVER Type) under Reactivity Accident Conditions [Текст] / L. Egorova, V. Asmolov, G. Abyshev, V. Malofeev, A. Avvakumov, E. Kaplar, K. Lioutov, A. Shestapalov, A. Bortash, L. Maiorov, K. Mikitiouk, V. Polvanov, V. Smirnov, A. Goryachev, V. Prokhorov and A. Vurim. - NUREG/IA 0156 (IRSN99/0802, NSI/RRC KI 2179), Vol.2, 1999.

32. Гайдайчук В.А., Колтышев С.М., Пахниц В.А. и др. Испытания ТВС ИВВ-2М в аварийных режимах на комплексе ИГР // Тезисы междунар. научно-технич. семинара «Импульсные исследовательские реакторы. Применение, экспериментальные исследования и результаты. - Курчатова, 1998. - с. 36.

33. Вурим, А.Д. Результаты испытаний модельных твэлов реактора типа Брест-300 в реакторе ИГР [Текст] / Вурим А.Д., Жданов В.С., Зверев В.В., Пивоваров О.С., Кулинич Ю.А. // Вестник НЯЦ РК. 2000. - Вып. 1. - с. 25-30.

34. Вурим А.Д., Жданов В.С., Пивоваров О.С., Кулинич Ю.А. Исследования модельных твэлов реактора со свинцовым теплоносителем типа «Брест-300» на режимах запроектной аварии // Тезисы междунар. научно-практич. конф. «Ядерная энергетика в Республике Казахстан. Перспективы развития, Актау, 24-27 июня 1996 г.». - Курчатова, 1996. - с. 81.

35. Дерявко И.И., Жданов В.С., Перепелкин И.Г. и др. Исследования поведения модельных твэлов быстрых реакторов с жидкометаллическим теплоносителем в переходных и аварийных режимах // Тезисы межотрасл. семин. «Методика и техника реакторных и послереакторных экспериментов. - Димитровград, 1994. - Димитровград, 1994. - с. 56.

36. А.Д Вурим, В.С Жданов, О.С Пивоваров, Ю.А Кулинич. Исследования модельных твэлов реактора со свинцовым теплоносителем типа «БРЕСТ-300» на режиме запроектной аварии // Тезисы докладов Междунар. научно-практич. конф. «Ядерная энергетика в Республике Казахстан. Перспективы развития (ЯЭ-96). - Актау, 1996. - С. 81.

37. Ижутов, А.Л. Поведение под облучением дисперсного топлива с матрицами из циркониевых сплавов [Текст] / А.Л. Ижутов, В.Ю. Шишин, А.А. Шельдяков, В.В. Яковлев, Г.В. Кулаков, Ю.В. Коновалов, А.М. Савченко. // Сборник трудов АО «ГНЦ НИИАР». - Димитровград, 2020. - Вып. 4. - С. 19-31.

38. Чиркин, В.С. Теплофизические свойства материалов ядерной техники / В.С. Чиркин; М.: Атомиздат, 1968. - С. 123-125.
39. Колпаков, Г.Н. Конструкции твэлов. каналов и активных зон энергетических реакторов [Текст] / Г.Н. Колпаков, О.В. Селиваникова. – Томск: Изд-во Томского политехнического университета, 2009. – 118 с. – С. 30.
40. Ю.С. Васильев, А.Д Вурим, С.М. Колтышев, В.А. Пахниц, Ш.Т. Тухватулин, В.В. Попов, А.Н. Рыжков. Исследования поведения твэлов с керметным топливом в реакторе ИГР в условиях аварии типа RIA // Тезисы докладов Междунар. научно-практич. конф. «Ядерная энергетика в Республике Казахстан. Перспективы развития (ЯЭ-96). - Актау, 1996. - С. 80.
41. Васильев, Ю.С. Экспериментальные исследования по моделированию процессов, характерных для тяжелых аварий ядерных реакторов, проведенные в ИАЭ [Текст] // Вестник Национального ядерного центра Республики Казахстан. – 2009. - Вып. 4 (40). – С.24-54.
42. Kensuke Konishi, Shigenobu Kubo, Ikken Sato, Kazuya Koyama, Jun-ichi Toyooka, Kenji Kamiyama, Shoji Kotake, Alexander D. Vurim, Valery A. Gaidaichuk, Alexander V. Pakhnits and Yuri S. Vassiliev. The EAGLE Project to Eliminate the Recriticality Issue of Fast Reactors – Progress and Results of In-Pile Tests // NTHAS5: Fifth Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety, Jeju, Korea, November 26- 29, 2006. – 7 P.
43. Бурукин, В.П. Реакторные установки для испытания твэлов и ТВС в аварийных и переходных режимах эксплуатации [Текст] / Бурукин В.П. и др. // Атомная техника за рубежом. - М., 1988.- № 6.- С. 7.
44. К. Konishi, Yu. Vassiliev, A. Vurim, et al. EAGLE project: Experimental study on elimination of the re-criticality issue during CDAs // Abstracts of 2002 fall meeting of the Atomic Energy Society of Japan. - Iwaki-Meisei, 2002.
45. Batyrbekov, E.G. Experimental studies in substantiation of sodium cooled fast reactors safety [Текст] / E.G. Batyrbekov, М.К. Skakov, V.A. Vityuk, V.V. Baklanov, A.D. Vurim, A.V. Pakhnits, K. Kamiyama, K. Matsuba // Вестник НЯЦ РК. – 2018. - Вып. 3 (75). – С.117-121.
46. Vityuk, Galina. Methods and results of determining the impurity gas amount in ceramic fuel [Текст] / Galina Vityuk, Alexander Vurim, Mazhyn Skakov, Alexander Pakhnits // Annals of Nuclear Energy. – 2021. – Vol. 150, 107843. – 6 p.
47. Konishi, K. The Result of a Wall Failure In-Pile Experiment Under the EAGLE Project [Текст] / K. Konishi., J. Toyooka, K. Kamiyama, I. Sato, S. Kubo, S. Kotake, K. Koyama, A. Vurim, V. Gaidaichuk, A. Pakhnits, Y. Vassiliev / Nuclear Engineering and Design. - 2007. - Vol. 237(22) - P. 2165–2174.
48. К. Konishi, A. Vurim, Yu. Vassiliev, et al. EAGLE project: The prompt result of in-pile large scale dry test // Proceedings of annual/fall meetings of

Atomic Energy Society of Japan. - Ibaraki, March 24-26, 2006, vol. 2006s. - p. 304.

49. KONISHI, Kensuke. EAGLE-Project: Experimental Study on Elimination of Re-criticality Issue During CDAs. (15) The result of the first in-pile integral test / Kensuke KONISHI, Jun-ichi TOYOOKA, Kenji KAMIYAMA, Ikken SATO, Shigenobu KUBO, Shoji KOTAKE, Kazuya KOYAMA, Alexander Vurim, Valery Gaidaichuk, Alexander Pakhnits, Yuri Vassiliev // Proceedings of Annual / Fall Meetings of Atomic Energy Society of Japan, 2006, Volume 2006f, 2006 Fall Meeting, Session ID M35, Pages 437, Released on J-STAGE November 06, 2006, <https://doi.org/10.11561/aesj.2006f.0.437.0>, https://www.jstage.jst.go.jp/article/aes-j/2006f/0/2006f_0_437/_article/-char/en, Abstract: [in Japanese].

50. KONISHI, Kensuke. EAGLE project: Experimental Study on Elimination of Re-criticality Issue During CDAs. (18) The result of the second in-pile integral test / Kensuke KONISHI, Jun-ichi TOYOOKA, Kenji KAMIYAMA, Ikken SATO, Shigenobu KUBO, Shoji KOTAKE, Kazuya KOYAMA, Alexander Vurim, Alexander Pakhnits, Valery Gaidaichuk, Yuri Vassiliev // Proceedings of Annual / Fall Meetings of Atomic Energy Society of Japan, 2007, Volume 2007f, 2007 Fall Meeting, Session ID H43, Pages 432, Released on J-STAGE October 29, 2007, <https://doi.org/10.11561/aesj.2007f.0.432.0>, https://www.jstage.jst.go.jp/article/aes-j/2007f/0/2007f_0_432/_article/-char/en, Abstract: [in Japanese].

51. Kamiyama, K. Experimental studies on the upward fuel-discharge for elimination of severe recriticality during core-disruptive accidents in sodium-cooled fast reactors [Текст] / K. Kamiyama, K. Konishi, I. Sato, J. Toyooka, K. Matsuba, V.A. Zuyev, A.V. Pakhnits, V.A. Vityuk, A.D. Vurim, V.A. Gaidaichuk, A.A. Kolodeshnikov & Yu.S. Vassiliev // Journal of Nuclear Science and Technology. – 2014. – 51(9). – p. 1114-1124.

52. Kamiyama, K. An Experimental study on heat transfer from a mixture of solid-fuel and liquid-steel during core disruptive accidents in Sodium-Cooled Fast Reactors / K. Kamiyama, K. Konishi, I. Sato, J. Toyooka, K. Matsuba, T. Suzuki, Y. Tobita, A.V. Pakhnits, V.A. Vityuk, A.D. Vurim, V.A. Gaidaichuk, A.A. Kolodeshnikov, Yu.S. Vassiliev // Proceedings of 10th International Topical Meeting on Nuclear Thermal Hydraulics, Operation and Safety (International Conference NUTHOS-10) / Okinawa, Japan, 2014 (USB Flash Drive). - 8 p.

53. Горин, Н.В. Особенности поля тепловых нейтронов в экспериментальном канале ИГР [Текст] / Горин Н.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А. и др. // Атомная энергия. – 2001. - т. 90, вып.4. - с. 251-256.

54. Горин, Н.В. Расчетно-экспериментальное исследование особенностей спектра нейтронов ИГР [Текст] / Горин Н.В., Кандиев Я.З., Литвин В.И. и др. // Атомная энергия. 2000. - т. 89, вып. 3. - с. 233-237.

55. Васильев, А.П. Исследование трехмерного нейтронного поля в активной зоне ИГР [Текст] / Васильев А.П., Горин Н.В., Кандиев Я.З. и др. // Атомная энергия. – 1997. - т. 82, вып. 6. - с. 407-413.
56. Горин, Н.В. Эффект «просветления» уран-графитового топлива ИГР [Текст] / Горин Н.В., Кандиев Я.З., Козыбаев Р.М. и др. // Атомная энергия. – 1998. - т. 85, вып. 5. - с. 419-422.
57. Байгожина, А.А. Определение коэффициентов интерференции органов СУЗ ИГР [Текст] / А.А. Байгожина, Р.А. Иркимбеков // Вестник гос. универ. им. Шакарима. - Семей, 2015. - № 4 (72) – с. 7-11.
58. Горин, Н.В. Расчетно-экспериментальное исследование температурного поля кладки ИГР [Текст] / Горин Н.В., Кандиев Я.З., Садыкова М.О. и др. // Атомная энергия. – 2000. - т. 88, вып. 4. - с.247-251.
59. Горин, Н.В. Расчетное исследование физических процессов в ИГР по программе ПРИЗМА.Д [Текст] / Горин Н.В. Кандиев Я.З., Казьмин Ю.М. // Атомная энергия. – 2000. - т. 88, вып. 2. - с. 83-88.
60. Горин, Н.В. Обзор результатов исследований импульсного реактора ИГР [Текст] / Горин Н.В., А.Д. Вурим, В.А. Гайдайчук и др. // Изв. Челябинского научного центра. – Челябинск, 2004. – вып.1 (22). – с. 37-61.
61. Chadwick M.B. [et al]. «ENDF/B-VII.0: Next generation evaluated nuclear data library for nuclear science and technology». In: Nuclear Data Sheets 107.12 (Dec. 2006), P. 2931–3059. doi: DOI10.1016/j.nds.2006.11.001.
62. Bradley Heath, Colby Jensen. (2020) Thermal Design of the TREAT Facility. Nuclear Technology 206:9, 1436-1448, DOI: 10.1080/00295450.2020.1725370.
63. International atomic energy agency, Thermophysical Properties of Materials for Nuclear Engineering: A Tutorial and Collection of Data, Non-serial Publications, 2008.
64. Vityuk G.A., Vityuk V.A., Vurim A.D., Skakov M.K., Gradoboyev A.V. Feasibility study mixed oxide fuel tests in the impulse graphite reactor // Eurasian Journal of Physics and Functional Materials. – 2022. – Vol.6 (3). – pp. 198-212.
65. Vityuk, V.A. Design-basis justification for implementing targeted energy release in test objects of the impulse graphite reactor / Vityuk G.A. Skakov M.K., Zhagiparova L.K. // Eurasian Physical Technical Journal. – 2020. - Vol.17, No.2(34). – pp. 87-95. - DOI 10.31489/2020No2/87-95.
66. Skakov M.K., Mukhamedov N.E., Deryavko I.I. On the issue of substantiation of test modes for ampoule experimental device in research reactor / Bulletin of the Tomsk Polytechnic University, Geo Assets Engineering, Vol 328, Issue 7, pages 51-58, 2017.
67. Вурим, А.Д. Методика определения пространственного положения экспериментальных устройств в центральном экспериментальном канале импульсного ядерного реактора ИГР [Текст] / Вурим А.Д., Шаманин И.В., Витюк В.А., Гайдайчук В.А., Алейников Ю.В., Жотабаев Ж.Р. // Изв. Томского политех. универ. – Энергетика. - 2011. – т.318, №4. – С. 5-13.

68. Vityuk, G. Methods and results of determining the impurity gas amount in ceramic fuel / Vityuk G., Vurim A., Skakov M., Pakhnits A. // *Annals of Nuclear Energy*. – 2021. - vol. 150. - DOI: 10.1016/j.anucene.2020.107843.

69. Evans, Albert. Evaluation of techniques for dynamic measurement of Fuel Motion in Liquid-metal-cooled Fast-Breeder Reactor Safety experiments / Albert E. Evans, John D. Orndoff. – Los Alamos, New Mexico 87545, 1980. – 68 p.

70. CABRI: reactor description and test program / Institut de Protection et de Surete Nucleaire, Project Shneller Brueter. - Edition DSN – CEN Fontenay-aux-Roses, Octobre 1981. – 34 p.

71. Kayser, K. Summary of the SCARABEE-N subassembly melting and propagation tests with an application to a hypothetical total instantaneous blockage in a reactor/ G. Kayser, J. Charpenel, C. Jamond // *Nuclear Science and Engineering*. - 1998. – Vol. 128. – P. 144-185.

72. Фройнд, Г.А. Импульсный реактор TREAT с графитовым замедлителем для экспериментов по кинетике / Г.А. Фройнд, Х.П. Искендерян, Д. Окренг // доклад Р-1848 на 2-й Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии – 1958 – Т.10. – С.461.

73. Оценка характеристик годоскопа реактора МИГР / Горин, Н.В. [и др.] // *Изв. Челябинского научного центра*. – 2002. - Вып. 4(17). – С. 28-33.

74. Вурим, А.Д. Внутрореакторные эксперименты по проекту EAGLE / А.Д. Вурим [и др.] // *Вестник НЯЦ РК. Сер. «Атомная энергетика и безопасность АЭС»*. – 2002. - №1. – С. 25-33.

75. Внутрореакторная дозиметрия: практическое руководство. / Б.А. Брикман [и др.]. - М.: Энергоиздат, 1985.

76. Галанин, А.Д. Введение в теорию ядерных реакторов на тепловых нейтронах / А.Д. Галанин. – М.: Энергоатомиздат, 1984. – 416 с.

77. Радиационная стойкость дисперсионных ядерных топлив [Текст]: Отчет / ТПИ ; Утв. Ю.П. Похолков. - Томск, 1989. - 63 с.: ил. - Инв. № 4135 (инв. № К-2590 по архиву ОЭ).

78. Павшук, В.А. Импульсные графитовые реакторы как лучший инструмент для динамических испытаний [Текст] / Павшук В.А., Талызин В.М. // *Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов*. - М., 1990. - Вып. 4. - С. 37-38.

79. F. Serre, F. Payot, C. Suteau, L. Trotignon, E. Batyrbekov, A. Vurim, A. Pakhnits, V. Vityuk, S. Kubo, A. Katoh, Y. Tobita, K. Kamiyama, K. Matsuba, J. Toyooka. R&D and Experimental Programs to support the ASTRID Core Assessment in Severe Accidents Conditions // *Proceedings of International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP), 2016 / San Francisco (CA, USA), April 17-20, 2016. – Vol. 3. - pp. 2173-2182.*

80. F. Payot, F. Serre, A. Bassi, C. Suteau, E. Batyrbekov, A. Vurim, A. Pakhnits, V. Vityuk. The SAIGA experimental program to support the ASTRID Core Assessment in Severe Accident Conditions // *Proceedings of International Conference on Fast Reactors and Related Fuel Cycles:*

Next Generation Nuclear Systems for Sustainable Development (FR17) / Yekaterinburg. - June 26-29, 2017 (Paper ID IAEA-CN245-067).

81. Tests and Research Reactor Capabilities for Nuclear Fuel and Material Studies // Background Paper for the Workshop “Building Multinational Fuel and Materials Testing Capacities for Science, Safety and Industry” / 4-5 October, 2018 OECD Conference Center, Boulogne-Billancourt. – 25 p.

82. P. Rudling, L.O. Jernkvist. Nuclear Fuel Behaviour under RIA Conditions // Advanced Nuclear Technology International Europe AB / ANT International, 2016. – December, 2016, Sweden. – 42 p.

83. Фукусима - натурный эксперимент // АТОМИНФО.RU. - Опубликовано 10.01.2014. – Интернет ресурс: <http://www.atominfo.ru/newsg/n0771.htm>

