ФЕДЕРАЛЬНОЕ АГЕНТСТВО ПО ОБРАЗОВАНИЮ

МОСКОВСКИЙ ИНЖЕНЕРНО-ФИЗИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ (ГОСУДАРСТВЕННЫЙ УНИВЕРСИТЕТ)

К.В. Набойченко

ТЕХНИКА РЕАКТОРНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА

Учебное пособие

Рекомендовано УМО «Ядерные физика и технологии» в качестве учебного пособия для студентов высших учебных заведений

Москва 2008

УДК 621.039.5(075) ББК 31.46я7 Н 14

Набойченко К.В. Техника реакторного эксперимента: Учебное пособие. – Ч. 1. – М.: МИФИ. 2008. – 88 с.

Знакомит с основными вопросами практики реакторных испытаний, необходимых для оценки поведения реальных конструкций и материалов в условиях их эксплуатации в активной зоне ядерного реактора.

Рассматриваются особенности проектирования, расчета и разработки оборудования для реакторных испытаний. Уделено внимание отечественным исследовательским реакторам как источникам излучения, их возможностям и приспособленности для реакторных испытаний.

Значительное место отведено методике теплового расчета реакторных установок и подбору материалов при их проектировании.

Рассматриваются конкретные примеры постановки реакторных испытаний и полученные экспериментальные результаты.

Пособие подготовлено в рамках Инновационной образовательной программы.

Рецензент вед. инженер ИРТ-МИФИ А.П. Крюков

ISBN 978-5-7262-0929-6

© Московский инженерно-физический институт (государственный университет), 2008

Редактор Е.Е. Шумакова Оригинал-макет изготовлен С.В. Тялиной

Подписано в печать 30.06.2008 Формат 60×84 1/16 Уч.-изд.л. 5,5. Печ.л. 5,5. Тираж 150 экз. Изд. № 4/58. Заказ № 1-2051

Московский инженерно-физический институт (государственный университет), 115409, Москва, Каширское ш., 31. Типография «ТРОВАНТ», г. Троицк Московской области

СОДЕРЖАНИЕ

Введение	4
1. СТАНДАРТИЗАЦИЯ И КЛАССИФИКАЦИЯ	
РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ	. 13
1.1. Стандартизация в реакторном эксперименте	. 14
1.2. Классификация реакторных испытаний	. 23
1.3. Реализация пассивной и активной методики	
испытаний	. 26
2. ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР	
КАК ИСТОЧНИК ИЗЛУЧЕНИЯ	
ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ	. 30
2.1. Исследовательские реакторы	
на тепловых нейтронах	. 32
2.2. Исследовательский реактор	
на промежуточных нейтронах	. 42
2.3. Исследовательский реактор	
на быстрых нейтронах	. 48
2.4. Реактор для испытания ТВС	. 49
3. КОНСТРУИРОВАНИЕ И РАСЧЕТ	
ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ	. 55
3.1. Постановка общей задачи расчета поля	
температуры в облучательном устройстве	. 57
3.2. Описание программы расчета поля	
температуры	. 62
3.3. Реализация методики расчета	
на конкретном примере	. 64
3.4. Радиальное поле температуры в облучательном	
устройстве при отсутствии утечек тепла в торцы	. 69
3.5. Расчет поля температуры облучаемого образца	
методом конечных элементов	. 75
4. ВЫБОР МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ	
УСТРОЙСТВ	. 83
4.1. Список существенных величин и критерии выбора	. 83
4.2. Размерный комплекс и список предпочтительности	
ИЗОТОПОВ	. 85
Заключение	. 87
Список использованной литературы	. 88

ВВЕДЕНИЕ

Развитие человеческой цивилизации всегда было связано с поиском и использованием источников энергии. Прошлый и настоящий век в истории, наверное, будут названы веками освоения и использования энергии атома.

Инициатива Президента Российской Федерации 6 сентября 2000 года в ООН непосредственно касалась будущего развития ядерной энергетики. Отмечены следующие наиболее важные моменты развития современной энергетики:

развитие устойчивого обеспечения человечества энергией без ограничений со стороны ресурсов топлива и отравления внешней среды продуктами горения;

закрытие каналов получения «ядерной взрывчатки», связанной с ядерной энергетикой;

завершение сокращения ядерных арсеналов, начатого РФ и США, всеобщим и полным запрещением и ликвидацией ядерного оружия.

Конкретные пути решения задач, поставленных Президентом, представлены в «Стратегии развития ядерной энергетики России до середины XXI века», принятой Минатомом России в 2000 году и одобренной Правительством РФ. В последующие годы были разработаны и приняты к исполнению ряд конкретных программ по направлениям. Некоторые из них включают разделы, связанные непосредственно с решением проблем экологии и выводом АЭС из эксплуатации, эти задачи обеспечиваются значительной финансовой поддержкой.

Необходимо подчеркнуть существенную разницу двух направлений развития ядерной энергетики при использовании реакторов на <u>тепловых</u> и <u>быстрых</u> нейтронах [1].

Первое направление (реакторы на тепловых нейтронах) в настоящее время весьма широко используется в ядерной энергетике, но имеет ряд существенных недостатков:

проблема топливных ресурсов решается за счет увеличения добычи урана; радиоактивные отходы в основной своей массе не перерабатываются, а захораниваются;

вопросы безопасности сводятся к рассмотрению наиболее вероятных аварий, увеличению требований к оборудованию и персоналу;

проблема нераспространения решается усилением контроля за делящимися материалами.

Второе направление (реакторы на быстрых нейтронах) в настоящее время не имеет широкого применения в ядерной энергетике, но представляется достаточно перспективным по следующим причинам:

проблема топливных ресурсов может быть решена естественным воспроизводством ядерного топлива в реакторах на быстрых нейтронах;

радиационно-эквивалентное захоронение радиоактивных отходов без нарушения природного радиационного баланса за счет глубокой очистки отходов, возвращения и сжигания их в быстрых реакторах;

естественная безопасность подразумевает исключение тяжелых аварий за счет присущих быстрым реакторам внутренних физических качеств и закономерностей.

Необходимо привести цитату из лекции профессора В.В. Орлова [1]:

«Недавно стали известны выступления Э. Ферми в 1944 г. – создателя первого в мире ядерного реактора (Чикаго,1942 г.) – относительно использования ядерной энергии в мирных целях. Основную цель он видел в овладении ресурсами ядерного топлива **на** основе воспроизводства. К тем же идеям в СССР в 1947 г. пришел А.И. Лейпунский (ФЭИ, г. Обнинск).

Они впервые показали, что роль быстрых реакторов в крупномасштабной ядерной энергетике определяется, в первую очередь, уникальным избытком нейтронов в расчете на сгоревшее ядро плутония. Такой избыток служит фундаментальной физической предпосылкой воспроизводства и даже бридинга плутония, решения проблем безопасности, радиоактивных отходов, нераспространения ядерного оружия и связанной с ним экономики.» Примечание:

Энрико Ферми – итальянский физик, лауреат Нобелевской премии, один из разработчиков американской атомной бомбы, создатель первого в мире ядерного реактора (Чикаго, 1942 г.)

Александр Ильич Лейпунский – академик УССР, руководитель отечественной программы по РБН, директор Физикоэнергетического института (ФЭИ), г. Обнинск, первый декан инженерно-физического факультета Московского механического института боеприпасов (ММИ), названного позднее МИФИ.

Почему «подарок природы», выраженный в концепции Энрико Ферми и Александра Ильича Лейпунского, не воплотился в широкомасштабную атомную энергетику?

По мнению автора, главной причиной являлся интерес к собственной, государственной безопасности стран, способных реализовать в тот период времени подобный проект. Способ получения плутония в тепловых реакторах был более очевиден и дешев, что в конечном итоге позволило иметь достаточное количество атомных зарядов противоборствующим сторонам, чтобы, как ни странно, сохранить на Земле относительный мир и жизнь.

После тяжелых аварий на АЭС в «Три-Майл Айленд» (США, 1979 г.) и в Чернобыле (СССР, 1986 г.) снизился интерес к атомной энергетике как основной альтернативе углеводородной. Разработчиками АЭС в последние 15 лет сделано не мало для обеспечения безопасной работы действующих и проектируемых АЭС.

Настоящий период развития ядерной энергетики часто называют ренессансом. Каким будет возрождение, покажет время.

На графике (рис. 1) представлен прогноз изменения мощности электростанций в мире при использовании топливного потенциала ядерной энергетики с РБН и РТН. Из представленного графика видно, что использование в АЭС:

РТН приводит к исчерпанию запасов 235-го урана к 2080 г., а плутония – к 2100 г. Введение же в оборот технологически более сложного ториевого цикла приводит к незначительному росту вводимых мощностей;

РБН приводит к устойчивому значительному росту вводимых мощностей из-за высокого по сравнению с РТН коэффициенту вос-

производства и вовлечения в энергетику плутония, полученного из 238-го урана.

Следует остановиться ещё на одном важном вопросе: какое экологическое наследие мы оставим нашим потомкам?



Рис. 1. Топливный потенциал развития ядерной энергетики при использовании быстрых реакторов

На рис. 2 представлена зависимость десятичного логарифма приведённой активности от времени хранения радиоактивных отходов, кривые 1–3 соответствуют различной степени очистки с учётом их качественного состава. Исходя из определения S, горизонтальные прямые соответствуют активности отходов, равной природной урановой среде, и десятикратному её превышению соответственно.

Приведем цитату из [1]: «Радиационно-эквивалентное захоронение радиоактивных отходов (без нарушения природного радиационного баланса) за счет глубокой очистки отходов от всех актиноидов, возвращения и сжигания их (трансмутации) в быстрых реакторах (актиноиды – семейство из радиоактивных элементов (металлов) с Z = 90 – 103, образующихся в результате захвата нейтронов с последующими бета-распадами).

Стратегическим направлением здесь является замыкание ядерного топливного цикла, в результате чего достигается: а) практически полное использование природного ядерного топлива и искусственных делящихся материалов (плутония и др.), б) минимизация образования радиоактивных отходов от переработки ядерного топлива и в) обеспечение баланса (равенства) между радиационной опасностью захораниваемых радиоактивных отходов и урана, извлекаемого из недр».





S = A/Ao - приведенная активность, где A - активность долгоживущих высокоактивных отходов, полученных при переработке облученного топлива; Ao - активность природной урановой среды. Доля, идущая в отходы, в % (Np + Am + Cm = 0,1 %) 1 кривая - Sr = 10, Cs = 15, U = 0,05, Pu = 0,1 2 кривая - Sr = 0,1, Cs = 1, U = 0,05, Pu = 0,1 3 кривая - Sr = 10, Cs = 15, U = 0,01, Pu = 0,01 Кривая 1 (рис. 2) соответствует сегодняшнему положению дел в этой области, кривая 3 – при широком использовании АЭС с РБН и замкнутого цикла, кривая 2 – некоторый промежуточный вариант.

В табл. 1 представлены технико-экономические показатели АЭС с быстрыми и тепловыми реакторами РФ (в ценах 1991 г.), сравниваются проектируемые АЭС с показателями действующей на базе реактора ВВЭР-1000.

Таблица 1

Характеристика	Брест-1200	БН-800	BB3P-1000	ВВЭР-1500
Удельные капитальные вложения, (руб./кВт)	875	1106	920	827
Себестоимость отпускаемой электроэнергии, коп. · кВт/час	1,5	2,49	2,11	1,62
Срок службы, лет	60	30	40	50
Собственные нужды, %	5,7	7,6	5,8	5,7

Малые радиальные габариты экспериментальных каналов исследовательских реакторов, внутренние тепловыделения в элементах конструкции экспериментальных устройств и исследуемом образце, влияние излучения на первичные преобразователи измеряемых величин и, наконец, повышенные требования к надежности экспериментальных устройств – все эти факторы определяют разработку методов и средств исследования свойств материалов при воздействии излучения как сложную и самостоятельную техническую проблему, решение которой необходимо для разработки ядерно-энергетических установок.

Эксплуатационные параметры АЭС в значительной степени определяются работоспособностью тепловыделяющих элементов (твэлов), характеристики которых зависят от свойств оболочки и ядерного топлива, конструкции твэла и технологии его изготовления.

Снижение затрат в процессе разработки твэлов удается достигнуть при использовании расчетных программ определения их работоспособности. Использование в программах расчета феноменологических характеристик материалов требует экспериментального исследования последних в режимах, близких к режимам эксплуатации материалов в твэлах. Знание этих характеристик особенно важно для разработчиков твэлов.

Экспериментальное изучение свойств материалов при воздействии реакторного излучения сопряжено со значительными трудностями, так как требует, с одной стороны, размещения измерительного оборудования в интенсивных полях излучений, непосредственно в каналах ядерного реактора, а с другой стороны – весьма высокой чувствительности первичных преобразователей для получения качественных измерений.

Созданию нового реактора предшествует значительная экспериментальная и расчётная работа:

1. Физические расчёты активной зоны.

2. Определение общей компоновки активной зоны и реактора вцелом.

3. Расчёт и экспериментальная проверка условий теплообмена.

4. Расчёт и экспериментальная проверка элементов конструкции.

В последний пункт входит решение, пожалуй, наиболее сложной и ответственной задачи: разработки основного элемента конструкции реактора, его тепловыделяющего элемента (твэла)[2].

При разработке твэла необходимо:

 провести значительные технологические проработки как отдельных элементов его конструкции (оболочка, сердечник, компенсаторы объема, элементы стыковки), так и твэла в целом;

– испытать надежность и жизнеспособность конструкции твэла, так как это фактически определяет работу всего реактора;

 – учитывать в процессе проектирования и разработки изменения свойств материалов в реальных условиях работы.

В табл. 2 представлены некоторые характеристики твэлов РБН: проектируемого БРЕСТ – 1200 (Быстрый Реактор ЕСТественной

безопасности) и действующего БН-600 (реактор на Быстрых Нейтронах).

I аолица ⊿

Параметры	БРЕСТ-1200	БН-600
Электрическая мощность, МВт	1200	600
Диаметр твэла, мм	9.1-10.4	5,5-6,5
Топливо	UN-PuN	UO ₂ -PuO ₂
Объёмное тепловыделение, МВт/л	0,15	1
Теплоноситель	Pb	Na
Скорость теплоносителя, м/с	1.6	10
Температура оболочки, К	920	1050
Температура входа/выхода, К	690/810	700/900

В этих реакторах используется твэл цилиндрической формы. Только на первый взгляд конструкция твэла кажется достаточно простой. Действительно, конструкцию представляют всего два основных элемента: топливный сердечник и цилиндрическая оболочка, однако реальная работа твэла определяется весьма сложными явлениями массообмена, высокими уровнями температур, их градиентами, а также механическими напряжениями и реологическими свойствами топлива и оболочки.

Многие из перечисленных процессов непосредственно связаны с интенсивностью потоков излучений и флюенсом. На рис. 3 схематически представлен далеко не полный перечень задач расчетного и экспериментального характера, которые необходимо решить при разработке конструкции твэла.



Рис. 3. Схематическое представление о связях физико-механических свойств топлива и оболочки с процессами в твэле

1. СТАНДАРТИЗАЦИЯ И КЛАССИФИКАЦИЯ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ

Понятие "Реакторные и стендовые испытания" – это установленное ОСТ 95842-80 определение: радиационные и другие испытания в ядерном реакторе.

Рассмотрим данное определение. В отличие от радиационных (испытания, при которых основным видом воздействия на объект испытаний является ионизирующее излучение, ГОСТ 16504-74) реакторные испытания определяют местоположение их проведения и одновременно включают в себя испытания в реакторе, но при отсутствии излучения. Этим подчеркивается важность для реакторных испытаний проведения сравнительного анализа результатов в идентичных условиях, т.е. вне и в поле излучения.

Рассмотрим кратко историю вопроса. Реакторные испытания как исследовательское направление сложились в результате интенсивного развития реакторостроения в целом, т.е. для целей энергетики и получения и применения изотопов.

Появление первых реакторов в 50-х гг. поставило задачи создания новых поколений реакторов и соответственно проблему испытания их элементов в условиях, приближенных к рабочим. Так появились реакторные испытания твэлов (тепловыделяющих элементов) и тепловыделяющих оборок (TBC).

Этот первый период в большей степени характеризуется именно экспериментальным определением "времени жизни" элемента конструкции ядерного реактора.

Более поздний этап уже ставит задачи исследования свойств материалов, составляющих элементы ядерного реактора. Основная задача этого периода развития реакторных испытаний – оценить итог (результат) изменения того или иного свойства и на основании этого сделать выводы о возможном поведении разрабатываемой конструкции в рабочих условиях.

Этот этап характеризуется комплексным подходом к проблеме долговечности реакторных элементов. Он сложился на базе широкого развития ЭВМ и численных методов решения задач прочности.

Для этого этапа характерно создание математических моделей надежности работы элементов, оценки значимости для модели того или иного свойства материала и соответственно постановки задач реакторных испытаний в соответствии с указанными требованиями.

Для последнего этапа характерна наиболее глубокая проработка требований к реакторным испытаниям, в частности, проведение исследований в процессе облучения, т.е. необходимость определения того, как меняются характеристики материала при наличии или отсутствии потока излучения и его интенсивности.

Вышеизложенное не претендует на полную и точную историческую справку. Представляется, что в этом вопросе трудно дать четкие границы без глубокого анализа и по датам, и по качественным параметрам тех или иных видов реакторных испытаний, так как имеются примеры появления необходимых условий постановки тех или иных видов испытаний в зависимости от насущных, конкретных задач промышленности.

1.1. Стандартизация в реакторном эксперименте

Как правило, в каждом новом научном направлении имеется период многообразия методов исследования, и он нужен и необходим. Именно в этот период рождаются на первый взгляд невероятные проекты и методики исследований. Такой период характерен и для развития реакторных испытаний в нашей стране. Позднее этот период сменяется появлением типичных, наиболее совершенных методик и необходимостью разработки стандартов.

1.1.1. Организации работ по стандартизации реакторных испытаний

В 1980 г. было принято решение о проведении государственной и отраслевой стандартизации методик и экспериментальных средств реакторных испытаний. Появление такого решения стало насущным из-за промышленного, массового применения в народном хозяйстве ядерных реакторов в области энергетики, необходимости их совершенствования и обеспечения программ их расчета

достоверной, единообразной информацией о свойствах материалов в реальных режимах работы.

Головной организацией по комплексной стандартизации методов, облучательных устройств и технических требований к реакторным и стендовым испытаниям назначен Научно-исследовательский институт атомных реакторов (НИИАР) в городе Димитровграде [3].

Разработана и выполняется программа комплексной стандартизации методов, облучательных устройств и технических требований к реакторным и стендовым испытаниям.

Созданы рабочие группы по разбору и рекомендации для утверждения на Координационном научно-техническом совете ГОС-Тов, ОСТов, "Руководящих указаний", "Технических условий" и другой нормативной документации.

Рабочие группы делятся на *временные*, создаваемые для решения какого-то одного, важного и общего методического вопроса реакторных испытаний, и *постояннодействующие*, которые рассматривают и рекомендуют материалы для утверждения на КНТС.

Например, к временнодействующим относятся группы:

по измерению флюенса;

по измерению температуры;

по разработке и уточнению рубрикатора методик.

К постояннодействующим относятся группы:

методик исследования физических и механических свойств ядерного топлива;

методик физико-механических испытаний конструкционных материалов;

по неразрушающему контролю твэлов и ТВС.

1.1.2. Программа комплексной стандартизации методов, облучательных устройств и технических требований к реакторным и стендовым испытаниям

Программа комплексной стандартизации предназначена для планирования работ по обеспечению представительности реакторных и стендовых испытаний и созданию научно-технической документации, регламентирующей процедуры, методы и основные параметры, изучаемые в реакторных и стендовых испытаниях на исследовательских и промышленных реакторах и реакторных стендах [4].

Программа предусматривает широкое участие организаций в составлении научно-технической документации, контроле хода ее подготовки.

Основные этапы программы учитывают:

общие проблемы обеспечения представительности и сопоставимости результатов независимых экспериментов, в частности, требования по условиям и контролю нейтронно-физических параметров испытательных каналов;

актуальность различных видов испытаний и обусловленную этим необходимость регламентации работ;

разделение испытаний по видам и связанные с этим различия в требованиях к методам и процедуре их реализации;

необходимость метрологического обеспечения и аттестации используемых методов;

требования к испытательному оборудованию и приборному оснащению, определяющему в значительной степени качество проводимых исследований.

Разделы программы:

1. Общие требования к терминологии, порядку проведения и порядку аттестации и стандартизации методик.

2. Обеспечение представительности информации об условиях испытаний, измерении нейтронных потоков и аппаратуре для измерений энерговыделения в материалах и др.

3. Общие требования к пассивным испытаниям: испытания твэлов и TBC, ампульные испытания, методы теплофизического расчета ампул и т.д.

4. Общие требования к активным испытаниям.

В этом разделе имеется несколько пунктов.

4.1. Механические испытания. Методы механических испытаний конструкционных материалов. Машины и установки для испытания конструкционных материалов. Испытания оболочек твэлов и каналов реакторов под внутренним и внешним давлением. Методы испытания топлива при сжатии и др. 4.2. Теплофизические испытания. Коэффициенты теплопроводности ядерного топлива и термическое сопротивление между сердечником и оболочкой. Выход газов – продуктов деления (ГПД) под оболочку. Характеристики фрикционного взаимодействия топлива и оболочки и др.

5. Электрофизические испытания.

Электропроводность и электросопротивление. Радиационная стойкость пьезокерамики. Электрические разъемы и др.

6. Общие требования к первичным преобразователям.

Рассматриваются: детекторы прямой зарядки, термоэлектрические преобразователи, преобразователи линейных и угловых перемещений (индукционно-трансформаторные и индуктивные), первичные преобразователи для определения давления в твэлах.

1.1.3. Каталог методов радиационных испытаний материалов и изделий ядерной техники в реакторах и защитных камерах

В качестве одной из важнейших работ организационного порядка по стандартизации следует рассматривать разработку Всероссийского каталога методов радиационных испытаний [5].

Каталог разработан по решению КНТС. Разработка каталога является первым этапом на пути обеспечения представительности, сопоставимости и достоверности результатов различных исследований и направлена на повышение эффективности научно-исследовательских работ в области испытаний материалов для решения задач радиационного материаловедения.

Создание каталога способствует: систематизации имеющегося арсенала методов; определению и выбору наиболее эффективных из них; оценке уровня развития методов радиационных испытаний; выявлению областей, не обеспеченных методически; совершенствованию методического обеспечения.

В основе систематизации методов радиационных испытаний лежит рубрикатор [3] каталога, использующий существующее разделение видов радиационных испытаний и позволяющий выделить любые тематические направления в разработанных методах (как по целевому назначению, так и по изучаемым свойствам).

Таблица 1.1

№ п/п	Назначение	Наиме- нование	Содержание	Обозна- чение
1	По месту проведения исследований	Класс	Дореакторные испытания Внутриреакторные испытания Послереакторные испытания	ДР BP ПР
2	По целевому назначению методов	Раздел	Дореакторные: входной неразрушающий контроль твэлов, входной контроль топлива, входной контроль компонентов твэла, входной контроль образцов материалов, материаловедческие испытания образцов. Внутриреакторные: паспортизация условий облучения, реакторные активные испытания, реакторные пассивные испытания. Послереакторные: неразрушающий контроль об- лучённых изделий, неразрушающие материаловед- ческие исследования, разрушающие материаловедче- ские	ДР.01 ДР.02 ДР.03 ДР.04 ДР.05 ВР.01 ВР.02 ВР.03 ПР.01 ПР.02 ПР.03
3	По изучаемо- му свойству	Группа	облученного топлива Теплофизические характеристики Электрофизические характеристики	01 02

Продолжение табл. 1.1

№ п/п	Назначение	Наиме- нование	Содержание	Обозна- чение
			Механические характеристики Коррозионные характеристики Газовыделение Геометрические характеристики Дефектоскопия Целостность изделий Структурные характеристики Гидравлические характеристики Нейтронно-физические параметры Элементный состав	03 04 05 06 07 08 09 10 11 12
4	Характеристи- ка состояния метода Организация- разработчик		Действующая МВИ Разработанная МВИ Разрабатываемая МВИ МИФИ (пример)	Д Г Р 06

Рубрикатор представляет собой схему, в которой выделены 3 класса исследований (дореакторные, внутриреакторные и послереакторные) с последующим делением их на разделы, соответствующие целевому назначению методов. В рамках каждого из разделов возможна реализация различных групп испытаний в зависимости от изучаемого свойства.

В дополнение к указанному 3-уровневому делению в индексе метода приводится характеристика состояния методики (действующая, разработанная, разрабатываемая), предприятие-разработчик и порядковый номер методики в каталоге. Содержание рубрикатора поясняется табл. 1.1.

Рассмотрим пример выполнения индекса методики в соответствии с рубрикатором.

Запись ДР.02.07.Д.06.091 означает: класс дореакторных испытаний (ДР.), входного контроля топлива (02), дефектоскопия (07),

действующая методика (Д),

разработанная в МИФИ (06),

порядковый номер в каталоге (091).

Работа с каталогом проводится с помощью рабочих групп по отдельным тематическим направлениям. Рабочие группы, состав которых утверждается на заседании КНТС, проводят сравнение и ревизию методов по своей тематике. Результаты работы оформляются в виде рекомендаций и представляются в КНТС для утверждения.

1.1.4. Отраслевые стандарты по реакторным и стендовым испытаниям

В настоящее время имеется уже значительное количество ОСТов по реакторным и стендовым испытаниям.

Охарактеризуем для примера некоторые из них.

1. **ОСТ 95842–80.** Облучательные устройства и их составные части (термины и определения), введен с 01.01.82 г.

Этот стандарт включает в себя термины и определения по разделам:

общие понятия, некоторые из которых рассматриваются в словаре (2.5);

облучательные устройства для пассивных реакторных испытаний и их составные части;

облучательные устройства для активных реакторных испытаний и их составные части;

стендовые испытания.

2. ОСТ 95879–81. Порядок проведения реакторных и стендовых испытаний (основные положения), введен с 01.09.82 г., в дополнение и развитие ОСТ 9518–72. Стандарт распространяется на образцы для испытаний, предназначенные для изучения влияния реакторного излучения на конструкционные материалы, топливные и поглощающие композиции, опытные и макетные твэлы и мишени с трансурановыми элементами в исследовательских и экспериментальных реакторах, а также на реакторных испытательных стендах при выполнении опытно-конструкторских и научно-исследовательских работ.

Стандарт устанавливает порядок проведения реакторных и стендовых испытаний, комплектность и порядок оформления документации на каждом этапе проводимых работ, он разработан в развитие и дополнение ОСТ 9518–72.

ОСТ содержит: общие положения, порядок проведения реакторных и стендовых испытаний, а также приложения (паспорт на облучательное устройство, акт готовности, техническое задание на проведение испытаний, паспорт на образцы).

3. ОСТ 95861-81. Методы механических испытаний конструкционных материалов (основные положения), срок введения 01.06.81 г.

Он распространяется на механические реакторные испытания конструкционных материалов и устанавливает общие положения по методам механических испытаний при исследовании следующих механических характеристик:

пределы: пропорциональности, упругости, текучести, выносливости;

сопротивления: временные, истинное разрыву;

относительные: равномерного удлинения, сужения после разрыва, удлинения после разрыва;

длительные: прочности, пластичности;

ползучести (предел ползучести, скорость ползучести).

ОСТ содержит разделы: общие положения, форма и размеры образцов, применяемая аппаратура, проведение испытаний, обработка результатов.

1.1.5. Словарь терминов и определений

Ниже представлены определения, сопутствующие и поясняющие терминологию в реакторных испытаниях.

Ядерный реактор – устройство, предназначенное для организации и поддержания управляемой цепной реакции деления ядер. ГОСТ 23082–78.

Радиационные испытания – испытания, при которых основным видом воздействия на объект испытаний является ионизирующее излучение. ГОСТ 16504–74.

Реакторные испытания – радиационные и другие испытания в ядерном реакторе. ОСТ 95842–80.

Облучательное устройство ядерного реактора – устройство, устанавливаемое в канал или активную зону ядерного реактора, предназначенное для облучения объекта испытаний. ОСТ 95842–80.

Испытательный стенд – совокупность устройств или установок, предназначенная для изучения работоспособности отдельных компонентов ядерных энергетических установок и (или) вспомогательного оборудования в условиях, максимально приближенных к условиям их работы в составе разработанных ядерных энергетических установок. ОСТ 9542–80.

Реакторный стенд – испытательный стенд установок ядерной энерготехники, включающий в себя экспериментальный реактор. ОСТ 9542–80.

Пассивный метод реакторных испытаний (пассивные испытания) – реакторные испытания без измерения свойств объекта испытаний под облучением. ОСТ 9542–80.

Активный метод реакторных испытаний (активные испытания) – реакторные испытания с измерением свойств объекта под облучением с воздействием или без воздействия на эти свойства. ОСТ 9542–80.

Метрологическое обеспечение – установление и применение научных и организационных основ, технических средств, правил и норм, необходимых для достижения единства и требуемой точности измерений. ГОСТ 125–76.

Метод испытаний, контроля – совокупность правил применения определенных принципов для осуществления испытаний, контроля. ГОСТ 16504–74.

Метод измерений – совокупность приемов использования принципов и средств измерений. ГОСТ 16263–70.

Единство измерений – состояние измерений, при которых их результаты выражены в узаконенных единицах, и погрешности измерений известны с заданной вероятностью. ГОСТ 16263–70.

Методика выполнения измерений (МВИ) – совокупность метода, средств, процедуры и условий подготовки и проведения измерений, а также правил обработки результатов наблюдений, необ-

ходимых для выполнения данного измерения («Измерительная техника», № 10, 1972, с. 70).

Стандартизация и аттестация методик выполнения измерений – регламентирование требований к методам, средствам и алгоритмам выполнения измерений, применение которых в определенных (нормативных) условиях обеспечит заданные значения показателей точности этих измерений. ГОСТ–8010–72.

Метрологическая аттестация МВИ – исследования, направленные на определение значений показателей точности измерений, выполняемых в соответствии с данной методикой. ГОСТ 8010–72.

1.2. Классификация реакторных испытаний

Классификация реакторных испытаний упоминается в разделе № 1.1.3, при рассмотрении вопросов стандартизации. Примером классификации является рубрикатор каталога методик.

Любую классификацию, по-видимому, следует рассматривать как достаточно подвижную форму упорядочения наших представлений. Именно поэтому ее не следует считать законченной и устоявшейся. К представленной ниже классификации необходимо относиться как к одному из многих возможных вариантов, который может дополняться и уточняться.

Все реакторные испытания (1) в соответствии с ОСТом делятся на пассивные (2) и активные (3) (рис. 1.1).

Классификационным, дополнительным признаком облучательного устройства являются способы достижения, измерения, поддержания (стабилизации в частном случае) температурного режима облучения объекта испытаний (образца).

Облучательные устройства (4) в соответствии с выбранным признаком можно разделить весьма условно на шесть групп.

Устройства, в которых не производится контроль температуры облучаемого объекта (объектов) (5). Как правило, облучательные устройства без контроля температуры облучения рассчитаны на массовое облучение образцов в хорошо контролируемых условиях облучения. Последнее предполагает расчетное определение температуры облучения, иногда со значительной погрешностью по отношению к возможной измеряемой величине. Активные



Рис. 1.1. Стадии получения экспериментальных результатов при пассивных и активных реакторных испытаниях и пример классификации облучательных устройств по способам достижения заданной температуры испытаний

реакторные испытания без контроля температуры, как правило, не проводятся.

Облучательные устройства с контролем температуры (6) в большинстве случаев оснащаются термоэлектрическими преобразователями различного типа, наибольшее применение для реакторных испытаний нашли термопары.

Под устройствами с регулированием температуры (7) следует понимать все те, которые не оговариваются пунктами (8, 9, 10) предлагаемой схемы. Существует большой класс устройств, в которых весьма простыми методами удается регулировать и изменять в ограниченных пределах температуру облучения испытуемых объектов. Можно рассмотреть два способа регулирования температуры в процессе реакторных испытаний: изменение термического сопротивления на пути теплового потока от объекта испытаний к внешней среде и изменение внутренних тепловыделений в устройстве при варьировании потока излучений. Возможна и комбинация указанных способов.

Облучательные устройства с внутренним нагревателем (8) обладают одним существенным преимуществом, так как с помощью них возможно проведение сравнительных испытаний на одном образце вне и в поле излучения при заданной температуре. Это позволяет непосредственно выявить эффекты динамического воздействия излучения на исследуемую характеристику.

К облучательным устройствам с охлаждением (9) следует отнести петлевые каналы исследовательских реакторов, в которых возможно моделировать условия теплообмена и облучения в создаваемых и модернизируемых реакторах.

Проведение исследований в криостатах (10) или в низкотемпературных петлевых каналах представляет значительный интерес для фундаментального изучения влияния излучения на радиационные дефекты в твердом теле, так как при низких температурах затруднен температурный отжиг дефектов, возникающих за счет радиационного облучения. Низкотемпературное облучение необходимо также при исследовании поведения сверхпроводников в радиационных полях. Позиции с (11) по (16) схемы на рис. 1.1 показывают последовательность технологических операций при получении информации в реакторном эксперименте.

Необходимо обратить внимание на следующее:

1. Итоговая информация при пассивных реакторных испытаниях получается только при прохождении облучательных устройств с образцами всего технологического цикла, и при этом испытательное оборудование должно располагаться в защитных камерах.

2. Полезная информация при активных реакторных испытаниях получается в процессе воздействия излучения на образец. При наличии защитных камер и необходимого испытательного оборудования в них можно получить дополнительную информацию, используя схему пассивных испытаний.

Таким образом, активные методы реакторных испытаний могут быть использованы на исследовательских реакторах, которые не имеют комплекса защитных камер или эти комплексы в недостаточной степени оснащены необходимым оборудованием.

Нужно отметить также, что большая информативность активных реакторных испытаний требует значительной предварительной проработки на стадии НИР и ОКР, кроме того, их эксплуатация обходится дороже.

1.3. Реализация пассивной и активной методики испытаний

Примером пассивной и активной методики испытаний могут служить исследования, проведенные в Окриджской национальной лаборатории (США) по определению радиационной совместимости графита с расплавленными солями NaF–ZrF₄–UF₄ или LiF–BeF₂–UF₄, которые намечались в качестве топлива и теплоносителя реактора MSRE.

Примечание. Проект реактора MSRE – заманчивая альтернатива твердотельным твэлам. Жидкий теплоноситель-топливо решает ряд серьезных трудностей, связанных с использованием твердотельных твэлов:

механические напряжения в топливе и оболочке; размерная нестабильность топлива; перегрузка реактора и др. Имеются значительные трудности и в проекте MSRE. Одна из таких задач решалась постановкой реакторных экспериментов.

Сначала проведением пассивных испытаний, затем – вынужденным использованием активной методики.

В этом поиске достаточно ярко представлена разница в качестве получаемой информации при активных и пассивных реакторных испытаниях.

В реакторе MSRE содержится в соответствии с проектом 6420 т графита. Возможно, что в результате взаимодействия графита с солью может быть проникновение топлива в графит и недопустимое постепенное, плохо контролируемое увеличение концентрации урана в активной зоне реактора.

В лабораторных условиях была проверена возможность химической реакции:

$$4 \text{ UF}_4 + \text{C} = \text{CF}_4 + 4 \text{ UF}_3$$

Равновесие реакции наблюдалось при давлении $CF_4 \sim 10^{-2}$ Па. Концентрация четырехфтористого углерода над системой графитсоль составила ~ 0,0001 %, что меньше предела чувствительности масспектрометра. Испытания в лабораторных условиях, таким образом, не выявили никаких препятствий в применении графита с солью.

В 1959 г. были проведены первые опыты по определению смачиваемости графита с солью в радиационных условиях на ампулах типа 1 (рис. 1.2, а) в канале реактора МТК при энерговыделении в соли $q_v = 200 \text{ Bt/cm}^3$, что в 5 раз больше, чем в проекте реактора MSRE.

Выяснено:

1. Графит не смачивается солью.

2. Не наблюдается радиационных повреждений графита.

Получен также совершенно неожиданный результат:

1. В гелии, который заполнял ампулы, содержалось значительное количество CF_4 , а в необлученных (контрольных) ампулах он отсутствовал.

2. В гелии содержался криптон, но отсутствовал ксенон.

3. Соль имела интенсивно-черную окраску.

- а) Облучательное устройство для пострадиационных исследований:
- 1. Крышка
- 2. Ампула
- 3. Тигель из графита
- 4. Расплав соли
- 5. Гелиевый зазор
- 6. Защитное гелиевое пространство
- Место для вскрытия ампулы



- б) Облучательное устройство для активных реакторных испытаний
 - 1. Термопара
 - 2. Чехол термопары
 - 3. Патрубок для заполнения ампулы
 - 4. Патрубок для отбора проб
 - 5. Крышка
 - 6. Место для вскрытия ампулы
 - 7. Корпус ампулы
 - 8. Защитное гелиевое пространство
 - 9. Расплав соли
- 10. Графитовая втулка
- Центрирующий стержень с днищем ампулы



Рис. 1.2. Расплав интенсивно-черного цвета

Объяснить полученные результаты не представлялось возможным.

Вторая серия экспериментов была предпринята в 1962 г. на двух типах ампул (рис. 1.2, а, б).

На облучение были поставлены 2 ампулы I типа (рис. 1.2,а) и 4 ампулы II (рис.1.2,б) типа, которые облучались в реакторе MTR в течение 3-х кампаний (удельное энерговыделение колебалось от 43 до 260 Вт/см³).

Ампулы изучались после 3-месячной выдержки, и снова был получен <u>неожиданный результат</u> (в одной из ампул с наименьшей дозой облучения):

1. Содержалось значительное количество CF₄;

2. Расчетное количество криптона и ксенона;

3. Расплав интенсивно черного цвета.

Контрольные ампулы выдерживались при той же температуре, что в реакторе, и не содержали CF₄ .

Таким образом, ни контроль температуры, ни новая серия экспериментов не внесли ясности в исследуемое явление.

Результаты были объяснены после третьей серии экспериментов на ампулах 2-го типа с выводными трубками, что позволяло проводить отбор проб как в процессе облучения в реакторе (активная методика), так и после облучения. Выяснилось, что при работе реактора на полной мощности образования CF_4 не происходит, появление газов было обнаружено после остывания до 65 °C и через несколько часов, т.е. при гамма-облучении расплава. Уменьшение выделений газов было связано со спадом активности.

Аналогичные явления были обнаружены впоследствии при облучении соли гамма-квантами источника Со-60. Высказываются предположения, что гамма-излучение является катализатором реакции при определенной температуре.

2. ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР КАК ИСТОЧНИК ИЗЛУЧЕНИЙ ДЛЯ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ

В этой главе будет рассмотрен ядерный реактор как источник излучений с учетом специфики, которая связана именно с реакторными испытаниями.

Ядерный реактор как источник излучений весьма "богат": и по диапазону энергий излучений, и по их интенсивности, и по качественным показателям, и, наконец, по характеру изменений потоков излучений во времени.

В данном случае вопрос монохроматичности излучений отодвигается на второй план, так как сущность и основная задача реакторных испытании состоит в том, чтобы определить ресурс изделия или свойство материала при суммарном воздействии реакторных излучений на объект испытаний. Естественно, что в определенных случаях, когда в результате испытаний выявлены эффекты, физическая сущность которых может быть понята при использовании потоков излучений с определенными, заранее известными качественными характеристиками, такие испытания могут быть поставлены.

Основным показателем реактора как источника излучения является его нейтронный поток и энергетический спектр нейтронов. Для реакторных испытаний достаточно провести весьма "грубое" разделение исследовательских реакторов по энергиям нейтронов на тепловые, промежуточные и быстрые. Такое разделение неточно, так как в зависимости от местоположения облучательного устройства в конкретном канале реактора, заполнения канала и даже от конструкционных материалов, из которых выполнена установка, зависит энергетический спектр нейтронного потока, падающего на испытуемый образец.

В табл. 2.1 представлены действующие в настоящее время исследовательские реакторы России [6]. Зарубежные реакторы близки к отечественным по перечисленным параметрам.

Таблица 2.1

№	Название. Предприятие. Место. Тип	Мощность (МВт)	Год пуска
1	ИР-8. РНЦ КИ. Москва. Бассейновый	8	1957
2	ВВР-М. ПИЯФ. Гатчина. Бассейновый	18	1959
3	БР-10. ФЭИ. Обнинск. Быстрый, жидкометаллический	10	1960
4	СМ. ГНЦ РФ НИИАР. Димитровград. Корпусной	100	1961
5	ВВР-Ц. Филиал НИФХИ. Обнинск. бассейновый	15	1964
6	ВК-50. ГНЦ РФ НИИАР. Димитровград. Корпусной, кипящий	200	1965
7	МИР. ГНЦ РФ НИИАР. Димитровград. Канальный	100	1966
8	ИВВ-2М. СФ НИКИЭТ. Заречный. Бассейновый	15	1966
9	ИРТ. МИФИ. Москва. Бассейновый	2,5	1967
10	ИРТ-Т. НИИЯФ ТПИ. Томск. Бассейновый	6	1967
11	БОР-60 (опытный). ГНЦ РФ НИИАР. Димитровград. Быстрый, жидкометаллический	60	1969
12	РБТ-6. ГНЦ РФ НИИАР. Димитровград. Бассейновый	6	1975
13	РБТ-10/1. ГНЦ РФ НИИАР. Димитровград. Бассейновый	10	1983
14	РБТ-10/2. ГНЦ РФ НИИАР. Димитровград. Бассейновый	10	1983

В дальнейшем рассмотрим исследовательские реакторы 3-х типов: тепловые, промежуточные и быстрые. Интерес к ним будет сосредоточен на возможностях их использования для проведения реакторных испытаний.

Наиболее подробно рассмотрим реакторы:

ИРТ-2000 и ИВВ-2 как примеры реакторов на тепловых нейтронах;

на промежуточных нейтронах СМ-2;

на быстрых нейтронах БР-10;

МИР, специально приспособленный для испытания тепловыделяющих сборок (ТВС).

По-видимому, не следует считать, что какой-то из перечисленных реакторов как источник излучения "плохой" из-за малости потока или отсутствия тепловой части нейтронного спектра. В конкретном случае постановки реакторного эксперимента каждый из них более или менее удобен.

2.1. Иследовательские реакторы на тепловых нейтронах ИРТ-2000 и ИВВ-2

Реактор ИРТ-2000 (исследовательский реактор тепловой мощностью 2000 кВт) предназначен для проведения научноисследовательских работ в НИИ и вузах. Он является самым дешевым, надежным и безопасным в работе устройством подобного типа.

Экспериментальные направления, которые могут развиваться на ИРТ:

1) измерения нейтронных сечений;

- 2) гамма-спектроскопия;
- 3) опыты по дифракции и поляризации нейтронов;
- 4) изучение замедляющих свойств смесей;
- 5) действие излучения на вещества;
- 6) радиационная химия;
- 7) радиационная генетика.

Реактор ИРТ – бассейнового типа. Активная зона размещена в водяном бассейне, и циркуляция осуществляется с помощью эжек-

тора при расходе 175 л/час. Теплоносителем и замедлителем является монодистилят воды.



№	Тип	(Плотность потока)*10 ⁹ н/см ² с	№	Тип	(Плотность потока)*10 ⁹ н/см ² с
1	ВЭК	2000	12	ГЭК – горизонтальный	1,5
2	ГЭК	1,5	13	ВЭК – вертикальный	1000
3	ВЭК	730	14	ГЭК	1,0
4	ГЭК	2,2	15	ВЭК	420
5	ВЭК	1000	16	ЦЭК – центральный	16000
6	ГЭК	1,5	17	ВЭК	370
7	ВЭК	1000	18	АЗ – активная зона	
8	ГЭК	1,4	19	ВЭК	260
9	ВЭК	810	20	КЭК – касательный	0,6
10	ГЭК	10	21	ТК – тепловая колонна	2,0
11	ВЭК	2500	22	Биологическая	защита

Рис. 2.1. Картограмма реактора ИРТ-МИФИ и распределение нейтральных потоков при мощности 1 МВт

Активная зона реактора содержит 24 кассеты, критическая масса по урану 235–3,17 кг. Кампания 1,2 года при мощности 2 МВт. Рассматриваются вопросы повышения мощности до 5 МВт, что повысит максимальный поток до 10^{14} н/см²с.

На базе проекта ИРТ-2000 разработано несколько модификаций. Изменения в основном коснулись конфигурации активной зоны, материалов замедлителя нейтронов, отражателя, системы охлаждения и используемых ТВС.

2.1.1. Исследовательский реактор ИРТ-МИФИ

Реактор ИРТ-МИФИ является базовой установкой АЦ МИФИ (Атомный центр МИФИ). Это единственный атомный реактор в РФ, работающий в составе многопрофильного учебного заведения.

После проведения ряда модернизаций в соответствии с рекомендациями Института атомной энергии им. И.В.Курчатова (ИАЭ), контроля радиационной обстановки в комплексе реактора и окружающей среды тепловая мощность реактора установлена 2,5 МВт. Реактор находится под контролем государственных органов надзора и МАГАТЭ.

За 40 лет в различных формах учебной работы на реакторе и в его исследовательских комплексах участвовали более 17 тыс. студентов МИФИ. Более 7 тыс. школьников, студентов, сотрудников других организаций и вузов в форме лекций-экскурсий ознакомились со спецификой эксплуатации и использования реактора. Результаты научных исследований на ИРТ отражены в 120 диссертациях, 15 из которых – докторские, опубликованы в более чем 2000 научных статей [7].

На рис. 2.1 представлен вид на активную зону ИРТ-МИФИ с экспериментальными каналами и распределение нейтронных потоков по вертикальным (ВЭК), горизонтальным (ГЭК) и касательному (КЭК) каналам. Вертикальные каналы ДЭК 13 и ДЭК 15 – дополнительные нештатные каналы – не показаны на схеме и могут быть установлены между каналами 12, 14 и 14, 15.

На эскизе (рис. 2.2) активной зоны показано конструкторское оформление соединения кассет активной зоны с эжектором. Водоводяной исследовательский ядерный реактор бассейнового типа

ИВВ-2 [8] мощностью 5 МВт был создан на базе серийного реактора ИРТ-2000, исходя из принципа максимально возможного использования оборудования, изготавливаемого для реакторов данного типа.

Физический пуск этого реактора, предназначенного для широкого круга исследовательских работ в области ядерной физики, физики твердого тела, радиохимии, производства изотопов и радиационного материаловедения состоялся в Екатеринбурге в 1966 г.



Рис. 2.2. Эскиз конструкции активной зоны реактора ИРТ-МИФИ: 1 – обечайка входной камеры теплоносителя, 2 – «корзина» АЗ, 3 – фланец эжектора, 4 – решетка для фиксации кассет АЗ

Десятилетний опыт эксплуатации реактора ИВВ-2 показал принципиальную возможность его использования для многоцелевых иженерных исследовний, имеющих важное значение для решения практических задач современного реакторостроения.

2.1.2. Исследовательский реактор ИВВ-2

Модернизация реактора предусматривала:

замену штатных тепловыделяющих сборок на ТВС трубчатого типа,

усовершенствование системы управления путем применения малогабаритных сервоприводов, устанавливаемых непосредственно над каналами стержней СУЗ (Система управления и защиты),

увеличение расходов теплоносителя и охлаждающей воды, развитие теплопередающей поверхности теплообменника, увеличение интенсификации теплообмена.

Проведенная реконструкция позволяет повысить мощность реакторной установки до 20 МВт и расширить её экспериментальные возможности путем набора активных зон из 36, 52 и 58 тепловыделяющих сборок с организацией нейтронных "ловушек" диаметром до 130 мм, с обеспечением в них плотности нейтронных потоков (5,5–6,5) 10¹⁴ н/см²с.

В реакторе осуществлена идея размещения в бассейне теплообменника со встроенным в него осевым насосом первого контура. Принятая схема движения теплоносителя сверху вниз позволила отказаться от ряда конструктивных усложнений бассейновых реакторов, работающих по схеме снизу-вверх, освободила комплекс технологических помещений и не внесла (как показал опыт эксплуатации) трудностей принципиального порядка.

Комплекс исследований, связанных с анализом вопросов физики многоловушечных систем, позволил остановиться на основной конфигурации зоны из шести подкритических секций, нейтронная связь между которыми может осуществляться через бериллиевые, графитовые блоки или водяные зазоры.

Наибольший запас реактивности и меньшая неравномерность поля энерговыделения соответствуют бериллиевой связке секций (рис. 2.3).




Рис. 2.3. Картограмма активной зоны (а) и горизонтальный разрез реактора ИВВ-2М (б)

Активная зона набирается из стандартных по форме и размерам элементов (как TBC, так и блоков отражателя), представляющих собой шестигранные призмы, размещаемые с минимально допустимым зазором в треугольной решетке с шагом 64 мм. Конструктивное решение реактора и блочная структура активной зоны и отражателя позволяют создавать различные компоновки зоны, изменять количество секций, их размеры и размещение на опорной решетке, а также изменять размеры экспериментальных устройств, их нейтронно-физические и теплотехнические характеристики.

До 1977 г. активная зона набиралась из шестигранных ТВС с 42 оребренными твэлами диаметром 7,2 мм с обогащением по урану-235 90 % (на основе интерметаллида урана UAI₄), в алюминиевой очехловке из материала CAB-I, расположенными в 2 ряда.

Тепловыделяющая сборка (ТВС) с внутренней полостью диаметром 30 мм имеет среднюю мощность 80 кВт, максимальную ~ 360 кВт при расходе теплоносителя ~ 15 м³/ч.

Высокие размножающие свойства зоны, значительное удельное содержание топлива, наличие бериллиевого отражателя – всё это обеспечивало «жесткий» спектр нейтронов, особенно в "водной" полости ТВС, где кадмиевое отношение ~ 3, а также высокие плотности нейтронных потоков (3,0–4,0) 10^{14} н/см²с по тепловым и до 10^{14} н/см² с по быстрым нейтронам с энергией Е ~ 1 МэВ.

Компоновка активной зоны из 6 секций представлена на рис. 2.3. Такая конфигурация позволяет иметь центральную бериллиево-водную полость диаметром 100 мм, шесть водных полостей активной зоны с жестким спектром диаметром 64 мм, а в отражателе активной зоны могут быть сформированы бериллиево-водные полости диаметром до 150 мм.

С 1977 г. активная эона ИВВ-2 эксплуатируется на базе ТВС трубчатого типа. Перевод активной зоны на сборки трубчатого типа является одним из важнейших моментов, заложенных в физикоинженерное обоснование реконструкции.

ТВС типа ИВВ-2м изготовлена на основе 5 трубчатых твэлов шестигранного профиля. В центре ТВС имеется водяная полость диаметром ~ 30 мм.

Топливом является композиция дисперсионного типа из диоксида урана в алюминиевой матрице. Номинальная загрузка урана-235 (обогащение ~ 90 %) в ТВС равна 225 г. Новая тепловыделяющая сборка по сравнению со стержневой имеет более высокое (в 1,3 раза) удельное содержание топлива, более развитую (в 1,5 раза) поверхность теплосъема, меньшую неравномерность энерговыделения.

По своим параметрам ТВС ИВВ-2м может быть отнесена к лучшим современным тепловыделяющим сборкам.

Основные характеристики реактора ИВВ-2	
Количество ТВС (начало-конец кампании)	36–42
Количество секций	6
Количество ТВС в одной секции	6
Полная загрузка урана-235	6,5 кг
Обогащение горючего изотопом урана	235-90 %
Номинальная мощность реактора, МВТ	10
Расход теплоносителя 1 контура, м ³ /ч	1100-1200
Расход теплоносителя через ТВС, м ³ /ч	13+15
Расход теплоносителя 2 контура, м ³ /ч	550-950
Плотность потока тепловых/быстрых (E > 1 МэЕ	3) нейтронов:
в активной зоне (TBC), н/см ² с	$5*10^{14}/1*10^{14}$
водяная полость секции с ТВС	$3*10^{14}/5*10^{13}$
водяная полость центральной "ловушки"	$4*10^{14}/1.2*10^{13}$
бериллиевый блок (1 ряд отражателя), н/см ² с	$2*10^{14}/3*10^{13}$

Исследовательский комплекс ИВВ-2М оснащен современным оборудованием для проведения дореакторных и внутриреакторных испытаний, а также цепочкой защитных камер, позволяющих изучать физико-механические характеристики облученных материалов.

Реактор оснащен также штатными устройствами для облучения:

восемью горизонтальными каналами (из них два сквозных касательных и две тепловые колонны);

шестью вертикальными каналами.

Это позволяет вести широкий круг фундаментальных исследований по физике твердого тела, в частности, по изучению магнитных свойств металлов, по взаимодействию "холодных" нейтронов с веществом и т.п.

На рис. 2.3 представлен горизонтальный разрез реактора ИВВ-2 и местоположение экспериментальных каналов.



Рис. 2.4. Схема реактора СМ:

крышка; 2 – корпус; 3 – входной патрубок; 4 – выходной патрубок;
 тепловыделяющие сборки с ядерным топливом (активная зона);
 центральная высокопоточная полость;
 бериллиевый отражатель;
 входной патрубок системы охлаждения межкорпусных поверхностей

В настоящее время в активной зоне реактора ИВВ-2М может размещаться одновременно до 45 экспериментальных установок.

Технологический цикл эксплуатации предусматривает последовательный переход от зоны 36 кассет к зоне в 42 кассеты по годовой схеме 36-42-36-42 с остановками для планово-предупредительных ремонтов, догрузки и перегрузки топлива. Остановка на догрузку или перегрузку осуществляется при запасе реактивности ~ 1 % с последующим расчетом загрузки, обеспечивающей кампанию реактора в течение 80–90 суток.

Организационный цикл эксплуатации базируется на круглосуточной непрерывной работе, включая и выходные дни. По временной эффективности (с коэффициентом мощностного использования 70 %, отнесенного к общему годовому фонду времени) реактор ИВВ-2 практически не имеет аналогов среди родственных аппаратов в РФ.

Стендовая база реактора обеспечивает:

исследования конструкционных материалов в режимах кипения и перегретого пара с имитацией работы реальных технологических контуров АЭС в диапазоне давлений до 20 МПа, температур до 450 °C, с тепловыми нагрузками до 1 МВт/м²;

исследования в условиях, близких к естественным, топливных композиций, деталей конструкций ТВС и конструкций твэлов в сборе, с возможностью исследования процесса газовыделения в ходе облучения, применительно к задачам ядерной энергетики, а также применительно к проблемам высокотемпературных реакторов;

проведение канальных исследований внутриреакторной ползучести в диапазоне температур до 1400 °С при нагрузках до 300 МПа;

радиационные испытания конструкционных материалов в заданных парогазовых смесях в широком диапазоне температур (до 800 °C), в том числе для исследования коррозионной стойкости циркониевых сплавов;

испытания полномасштабных ТВС транспортабельных энергетических установок типа "Север" в диапазоне давления до 7 МПа с возможностью применения систем жидкостного регулирования температуры; исследования физико-механических характеристик, в том числе и газовыделения из перспективных материалов биологической защиты АЭС и ЯЭУ с возможным поддержанием параметров по температуре до 800 °С и вакуума до 10⁻³ Па;

комплексное исследование датчиков внутризонного контроля применительно к большим активным зонам высоконапряженных энергетических реакторов;

исследование ядерных характеристик конструкционных материалов, в том числе измерения полных сечений взаимодействия, дифференциальных сечений рассеяния быстрых нейтронов.

2.2. Исследовательский реактор на промежуточных нейтронах CM-2

Реактор СМ-2 [6, 9] предназначен для проведения научноисследовательских работ, связанных с использованием интенсивных потоков быстрых и тепловых нейтронов. На СМ-2 предполагалось проводить следующие работы:

1) получение новых трансурановых элементов;

2) изучение делящихся и конструкционных материалов в потоках нейтронного и гамма-излучений при температурах от 20 до 2000 К в различных средах (газ, вода под давлением от 5 до 135 МПа, жидкий металл и т.д.);

3) исследование спектров промежуточных нейтронов методами спектрометрии;

4) изучение спектров *n*-у реакции;

5) изучение изотопов с малым периодом полураспада;

6) исследования по нейтронографии.

Особенностью реактора СМ-2 является весьма высокий уровень удельного энерговыделения в его активной зоне и отражателе (среднее – 1,6 МВт/л, максимальное – 4,8 МВт/л). Спектр нейтронов в активной зоне весьма жесткий, а интенсивности высоки.

Наблюдается всплеск потока тепловых нейтронов в центре реактора и в отражателе. Поток быстрых и промежуточных нейтронов максимален и почти постоянен в активной зоне и падает в центральной зоне и зоне отражателя. Поток быстрых нейтронов уменьшается по высоте активной зоны. Тепловыделение в материалах, связанное с поглощением гаммаквантов, постоянно в замедляющей полости и активной зоне и уменьшается в зоне отражателя. Тепловыделения по высоте уменьшаются по логарифмическому закону.

На рис. 2.5 представлен разрез А.З. и отражателя реактора СМ-2, кружками показаны места расположения вертикальных каналов (ВЭК), общее количество которых составляет 24 (20 из них имеют выход на верхнюю крышку реактора). На этом же рисунке представлены 5 горизонтальных каналов (ГЭК) диаметром 100 мм, с потоком тепловых нейтронов на выходе $3 \cdot 10^{10}$ н/см²с. Центральный канал имеет диаметр 90 мм, ВЭКи отражателя имеют диаметры от 60 до 50 мм.

В табл. 2.2 представлено распределение потоков тепловых нейтронов по штатным каналам реактора и заполнение каналов.

По назначению каналы распределяются следующим образом:

три канала используются для получения трансурановых элементов (центральный и два канала в отражателе);

T 6	\sim
гаолица	
таолица	4.4

№ канала или сборки	Плотность потока нейтронов 1/см ² с	Заполнение канала
1 (центр) (периферия)	$3,7*10^{14} \\ 4,1*10^{14}$	Вода Вода
2	3,1*10 ¹⁴	Воздух
3	2,3*10 ¹⁴	Воздух
4	3,7*10 ¹⁴	Воздух
5	3,7*10 ¹⁴	Воздух
6	3,7*10 ¹²	Вода
7	6,5*10 ¹²	Воздух
8	4,6*10 ¹²	Вода
9	4,6*10 ¹²	Вода
10	4,6*10 ¹²	Вода
11	3,8*10 ¹²	Вода
12	1,3*10 ¹³	Воздух
13	$1,1*10^{14}$	Воздух

Продолжение табл.	2.2
 2	

№ канала	Плотность потока	Заполнение
или сборки	нейтронов 1/см ² с	канала
14	$3,7*10^{12}$	Вода
15	8,4*10 ¹³	Вода
16	5,3*10 ¹²	Воздух
БКС	$2,4*10^{12}$	Вода
ДЭК	$1,8*10^{14}$	Вода



Рис. 2.5. Разрез и картограмма активной зоны реактора СМ-2. Позиции: 1–16: штатные вертикальные экспериментальные каналы (ВЭК);
17, 18, 21, 24, 26: горизонтальные экспериментальные каналы (ГЭК);
19, 25: дополнительные экспериментальные каналы (ДЭК);
20, 22, 27, 28: местоположение бесканальных сборок (БКС)

два низкотемпературных канала с водяным охлаждением используются для материаловедческих работ. Контур предусматривает охлаждение водой при температуре 30 °С при давлении 5 МПа ;

два высокотемпературных канала охлаждаются водой под давлением 35 МПа с расходом 80 т/ч и температурой воды на входе 400 °C, они используются для испытания твэлов;

пять каналов с газовым охлаждением для изучения делящихся материалов; охлаждение может осуществляться гелием придавлении 3–5 МПа и расходе 350 кг/ч;

один канал может охлаждаться жидким гелием или водородом для изучения повреждаемости материалов при низких температурах;

канал с газовым охлаждением для испытаний при температурах до 2000 К;

канал с жидкометаллическим теплоносителем для изучения поведения теплоносителей при температурах до 1000 К.

Все каналы с автономным охлаждением имеют выход через крышку реактора в реакторный зал, через промежуточное надреакторное помещение, отделенное от зала бетонной защитой с отверстиями под пробки. Каналы в верхней части имеют герметичное уплотнение, позволяющее автономно извлекать устройства из каналов с помощью дистанционно-управляемого крана. Сборки могут быть помещены на выдержку в хранилище с водой или могут перебираться в защитной камере. Время перегрузки занимает от 20 до 40 минут.

Защита реакторного зала позволяет производить перегрузки в процессе работы реактора при активности на сборках до 10⁵ кюри.

При проведении внутриреакторных испытаний СМ-2 обладает следующими преимуществами:

1) интенсивные потоки нейтронного и гамма-излучения с различным спектральным составом;

2) высокие тепловыделения от гамма-излучения, что позволяет проводить испытания на конструкционных материалах без дополнительного подогрева.

Рассмотрим принципиальные возможности повышения потока нейтронов до 3*10¹⁶ н/см² с, эта задача разрешима на базе реактора СМ: при этом твэл реактора конструктивно остается тем же

(рис. 2.6). Тепловая нагрузка в таком реакторе может достигать 50 МВт/л при скорости охлаждающей воды 40 м/с.

Последнее обстоятельство является самой тяжелой задачей при реализации данного проекта, так как тонкие пластины при таких скоростях могут терять устойчивость.



Ν	Д мм	б мм	<i>L</i> мм	<i>Н</i> мм	$q_{ u}$ МВт/л	<i>W</i> м/с	<i>N</i> МВт	Ф Тн/см ² с	q_F MBt/m ²
1	0,8	0,15	280	33,4	3–5	9	50	3*10 ¹⁵	7
2	0,8	0,15	350	33,4	5-10	12	100	3*10 ¹⁶	12
3	0,45	0,1				40		10 ¹⁷	58

Рис. 2.6. Твэл реактора СМ-2 и пути его модернизации

Предлагается проект реактора циклокотел (рис. 2.7).

Эта установка представляет собой тор с набором активных зон импульсных уран-графитовых реакторов, импульс которых может составить около 10^{19} н/см²с.

Облучаемая мишень движется по тору, все время находясь в максимуме потока. При числе активных зон порядка 1000 мощность реактора должна составлять 100 МВт, а время кампании – 1 час.

Считается, что экономически выгоден циклокотел с числом активных зон ~ 10 000, при этом скорость перемещаемой мишени в данном устройстве составит 100 м/с.

Другой (не менее грандиозный и фантастический) проект получения сверхинтенсивных потоков нейтронов (10²⁰ н/см²с) основан на технической реализации реакции типа:

 $D \longrightarrow x^*n$ или $P \longrightarrow x^*n$.



Рис. 2.8. Разрез реактора БР-10: 1 – крышка, 2 – корпус, 3 – контур охлаждения АЗ (Na), 4 – бассейн с Na, 5 – контур воздушного охлаждения зоны отражателя, 6 – АЗ, 7 – отражатель, 8 – защитная газовая подушка

На один дейтон и протон в этой реакции появляются до $x \sim 65$ нейтронов. Реакция может происходить при энергии протонов и дейтонов около 800–1000 МэВ. Для получения интенсивных потоков нейтронов необходимы сравнительно мощные потоки протонов и дейтонов, которые дают реакцию при взаимодействии с тяжелой мишенью.

2.3. Исследовательский реактор на быстрых нейтронах БР-10

Реактор на быстрых нейтронах БР-10 [10] находится в Физикоэнергетическом институте (ФЭИ, г. Обнинск) и является модернизированной моделью реактора БР-5. Мощность реактора 10 МВт (рис. 2.8).

Реактор предназначен для:

1) испытания твэлов и экранных элементов быстрых реакторов;

2) испытания отдельных узлов технологического оборудования быстрых реакторов и накопления опыта работы с жидкометаллическим контуром охлаждения;

3) проведения ядерно-физического и материаловедческого комплекса работ для исследования свойств веществ под воздей-ствием интенсивных потоков быстрых нейтронов.

Основные характеристики реактора:

мощность 10 МВт;

максимальный поток быстрых нейтронов 5*10¹⁵ н/см²с;

удельное энерговыделение 460 кВт/л;

температура теплоносителя 500 °С;

топливо – диоксид плутония;

отражатель – диоксид урана.

Активная зона реактора состоит из 80-ти шестигранных сборок, которые содержат по 19 цилиндрических твэлов диаметром 5 мм, длиной 280 мм при толщине стенки 0,4 мм.

Сборки активной зоны могут заменяться экспериментальными каналами.

В отражателе реактора имеется два канала диаметром 50 мм и один канал диаметром 70 мм. В физический зал реактора выведены 5 ГЭК с диаметрами 40 мм, в том числе тепловая колонна (рис. 2.9).

Два ГЭК имеют поток быстрых нейтронов 6*10⁹ н/см²с. Один ГЭК с потоком промежуточных нейтронов 5*10⁸ н/см²с и один ГЭК с потоком тепловых нейтронов 5*10⁷ н/см²с. Тепловая колонна с потоком тепловых нейтронов 5*10¹² н/см²с.

В центре активной зоны реактора установлен канал для петлевых испытаний, который имеет независимое охлаждение жидким металлом. В канал, возможно, помещение устройств диаметром 20 мм.



Рис. 2.9. Расположение ВЭК и ГЭК на реакторе БР-10

№ ВЭК	Поток быстрых нейтронов Ф*10 ¹⁴ н/см ² с	№ГЭК	Поток нейтронов Ф*10 ⁹ н/см ² с
1	50	5	500 – тепловые
2	1,0	6	6,0 – быстрые
3	1,0	7	6,0 – быстрые
4	10	8	0,5 – промежуточные
		9	0.05 – тепловые

2.4. Исследовательский реактор МИР

По совокупности экспериментальных возможностей реактор МИР [6, 9] – один из наиболее крупных исследовательских реакторов в мире, позволяющий проводить экспериментальную отработку новых конструкций ТВС для усовершенствования топливного цикла действующих энергетических реакторов и для обеспечения проектов новых установок. Для решения этой проблемы используются высокопоточные реакторы канального типа с твердым замедлителем, который необходимо охлаждать во время работы реактора. Наиболее простой и удобный способ охлаждения: помещение реактора в бассейн с водой.

Картограмма активной зоны реактора МИР показана на рис. 2.10. Технические характеристики представлены в табл. 2.3.



Рис. 2.10. Картограмма активной зоны реактора МИР: 1 – топливная сборка, 2 – бериллиевый блок отражателя, 3 – графитовый блок отражателя, 4 – место для петлевых каналов, 5 – центральная полость, 6 – вода бассейна, 7 – корпус реактора

Таблица 2.3

Параметр	Значение		
Мощность тепловая, МВт	До 100		
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов, см $^{-2} \cdot c^{-1}$	$5\cdot 10^{14}$		
Топливо	Металлокерамика с диоксидом урана UO ₂		
Обогащение, %	90		
Замедлитель	Бериллий + вода		
Отражатель	Бериллий		
Теплоноситель	Вода		
Среднее выгорание ²³⁵ U, %: 1 по активной зоне; 2 в выгружаемом топливе	10–25 40		
Число петлевых каналов: 1 с водой под давлением; 2 с кипящей водой; 3 пароводяных; 4 газовых	4 4 2 1		
Продолжительность эксплуатационно- го цикла, сут.	До 40		
Суммарное годовое время работы на мощности, сут.	До 240		
Температура теплоносителя, °С: 1 на входе в активную зону; 2 на выходе из активной зоны	40–70 До 100		
Расход теплоносителя через активную зону, т/ч	2000–3000		
Давление в первом контуре, МПа	1,5		

Активная зона реактора состоит из бериллиевой кладки, пронизанной каналами с топливными сборками. Бериллиевая кладка выполнена из шестигранных блоков с размером «под ключ» 150 мм и высотой 1100 мм.

Первые четыре ряда блоков и центральный блок имеют осевые цилиндрические отверстия диаметром 80 мм для установки каналов с топливными сборками и петлевых экспериментальных каналов.

Пятый ряд бериллиевых блоков таких отверстий не имеет и является внутренним слоем отражателя. За внутренним слоем отражателя следует внешний слой, состоящий из трех рядов графитовых блоков тех же размеров, облицованных алюминием.

Блоки кладки установлены с зазором 1,5 мм. По этим зазорам циркулирует вода, охлаждающая кладку реактора.

Топливные сборки, рабочая длина которых 1000 мм, состоят из шести вставленных один в другой трубчатых тепловыделяющих элементов с сердечником из металлокерамики (смесь диоксида урана с алюминием) и с оболочкой из алюминиевого сплава и загружаются в прямоточные циркониевые каналы. Верхний конец каждого канала входит в систему напорных коллекторов и уплотняется специальной пробкой.

Нижний конец канала входит в соответствующую отводящую воду трубку и уплотняется резиновым уплотнением.

Часть топливных сборок, загружаемых в периферийные ряды активной зоны, подвижны и могут перемещаться в вертикальном направлении, при этом управление происходит дистанционно с пульта. Эти сборки соединены с расположенными над ними поглотителями, состоящими из облицованного нержавеющей сталью кадмия. В крайнем нижнем положении топливная сборка находится под активной зоной реактора, а в активной зоне располагается поглотитель. При перемещении подвижной сборки в крайнее верхнее положение в активную зону входит топливная сборка, а поглотитель выводится из активной зоны. Подвижные топливные сборки могут перемещаться при работе реактора и оставаться в любом промежуточном положении.

Помимо подвижных топливных сборок для регулирования процессом в реакторе предусмотрено еще 17 поглощающих стержней, размещаемых в каналах бериллиевой кладки между каналами с топливными сборками. Шесть этих стержней используются в качестве аварийной защиты: два с работающим и резервным автоматическими регуляторами, остальные в качестве компенсирующих.

Петлевые каналы реактора устанавливаются вместо каналов с топливными сборками. Количество устанавливаемых в активную зону топливных сборок зависит от числа действующих петлевых каналов и может изменяться от 25 до 43, причем в их числе всегда имеется 12 подвижных сборок. Максимальное число петлевых каналов 18.

Облучательные устройства можно установить во внутреннюю полость тепловыделяющего элемента любой топливной сборки реактора.

Необходимо отметить, что на рис. 2.11 показана одна из возможных картограмм загрузки активной зоны реактора.

Для испытаний и исследований на реакторе МИР имеются:

физическая модель реактора (критический стенд) с набором средств и методов определения нейтронно-физических условий облучения объектов, устанавливаемых в реактор;

комплекс устройств и методик для промежуточного периодического обследования состояния испытываемых твэлов и ТВС в процессе облучения (измерение объема, геометрических размеров, толщины и состава отложений, выгорания топлива);

установка для контроля герметичности твэлов в процессе облучения по концентрации носителей запаздывающих нейтронов или гамма-активности теплоносителя;

система для непрерывного анализа состава гамма-активных продуктов в теплоносителе петлевых установок методом гаммаспектрометрии;

устройства для моделирования режимов работы твэлов с маневрированием или с «набросом» мощности;

комплекс устройств и методик химического анализа состава теплоносителя;

облучательные устройства для испытаний твэлов в различных средах и режимах;

две защитные камеры для сборки и разборки облучательных устройств и проведения первичных постреакторных исследований

(осмотр, гамма-сканирование, измерение размеров и массы облученных изделий).

Основные направления исследований и научные результаты:

испытания прототипных твэлов и ТВС для активных зон промышленных реакторов нового поколения повышенной безопасности в режимах, соответствующих проекту;

имитация аварийных режимов промышленных реакторов ВВЭР и изучение поведения твэлов и ТВС;

исследование поведения твэлов с глубоким выгоранием для определения их ресурса;

изучение влияния отклонений от штатных режимов работы (водная химия, кризис теплоотдачи и пр.) на состояние твэлов и TBC;

получение радионуклидов 60 Co, 192 Ir и др.;

испытания новых ТВС для исследовательских реакторов.

Главный результат работы реактора – обеспечение испытаний экспериментальных твэлов и ТВС в заданных нейтроннофизических, тепло-гидравлических и водно-химических режимах, включая специальные, имитирующие аварийные, переходные и другие ситуации.

Изменения состояния твэлов и ТВС изучают как в процессе облучения, так и при последующих материаловедческих исследованиях.

Суммарные научные выводы делают по завершению всего комплекса работ и используют для обоснования новых конструкций ТВС перспективных реакторов.

Имитационные аварийные эксперименты позволяют изучить поведение твэлов и ТВС в режимах проектных и запроектных аварий, а также верифицировать расчетные коды.

3. КОНСТРУИРОВАНИЕ И РАСЧЕТ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ

Разработка конструкции облучательного устройства сопряжена с необходимостью учета ряда специфических факторов. Малые радиальные размеры реакторных каналов, внутренние тепловыделения в элементах конструкции устройства и испытуемом образце, влияние облучения на первичные преобразователи измеряемых величин, повышенные требования к надежности – все это требует проведения, иногда весьма сложных, расчетов конструкции на стадии проектирования.

На рис. 3.1 представлена общая схема последовательности стадий разработки облучательного устройства. Естественно, что в ней присутствуют все основные стадии конструкторской разработки, используемые при создании конструкций в машиностроении, однако имеется и специфика.

Остановимся на специфических особенностях проектирования облучательных устройств. Формулировке задачи по постановке реакторного эксперимента (1) должно уделяться особое внимание. Должны быть выяснены достаточно веские основания в необходимости постановки реакторного эксперимента и, в частности, вопрос: нет ли каких-либо возможностей обойтись без создания новой конструкции облучательного устройства.

Естественно, что это, прежде всего, определяется экономикой, но и не только ею, а и временным фактором, так как дееспособность облучательного устройства связана с флюенсом, набор которого при отладке устройства занимает значительные временные интервалы.

Исчерпывающая информация об объекте испытаний (2) влияет на выбор места проведения испытаний (3) – это специфическое требование при проектировании облучательного устройства, так как режимы испытаний во многом определяются свойствами образца и характером его взаимодействия с излучением.

Пункты (1, 2, 3) могут служить основой для составления технического задания на проектирование облучательного устройства.



Рис. 3.1. Схема проектирования и расчета облучательных устройств

Важнейшей частью проектных расчетов облучательного устройства является оценка температурного поля по его элементам, однако к этой работе можно приступить, имея предварительный вариант компоновки устройства (4) и конкретную схему тепловых расчетов (5). Важность этой работы определяется спецификой реакторного эксперимента, когда излучение приводит к появлению внутренних источников тепла в элементах конструкции, а их интенсивность зависит и от свойств конструкционных материалов и образца, и от местоположения устройства в реакторе. В то же время большинство последующих расчетов (8, 9, 10, 12), которые могут проводиться при создании конструкции, во многом зависит от правильной оценки температурных полей.

3.1. Постановка общей задачи расчета поля температуры в облучательном устройстве

Расчет поля температуры облучательной установки позволяет на стадии проектирования найти оптимальные размеры нагревателя, учесть температурные деформации элементов установки, произвести прочностной расчет и более правильно наметить места расположения первичных преобразователей для измерения температур, деформаций, нагрузок.

В схематизированном виде установка представляет собой цилиндрическую конструкцию, симметричную относительно продольной оси и плоскости серединного поперечного сечения активной зоны ядерного реактора (рис. 3.2).

На оси установки между держателями (2) находится образец (1), вокруг которого установлены нагреватель (3), экран (4) и корпус камеры (5), представляющие полые соосные цилиндры.

По длине установка делится на зоны, отличающиеся условиями теплообмена, числом элементов, размерами их поперечных сечений и материалами.

В первых двух зонах нагреватель отдает тепло образцу и экранам, в остальных происходит отвод тепла от держателя через оболочку в окружающую среду.



Рис. 3.2. Модель установки для теплового расчета

Каждый элемент установки может иметь внутренние источники тепла, которые возникают за счет тормозного гамма-излучения или электронагрева.

Методика определения полей температуры в установке основывается на следующих допущениях:

1. Расчет производится для установившегося теплового режима.

2. Температура в поперечном сечении элементов принята одинаковой или усредненной по сечению.

3. Теплообмен между соседними элементами происходит в плоскости поперечного сечения установки.

4. Внутренние источники тепла в пределах каждой зоны равномерно распределены по всему объему элемента.

Уравнение теплового баланса любого элемента установки учитывает передачу тепла вдоль оси z теплопроводностью, наличие внутренних источников тепла, теплообмен с соседними элементами или с окружающей средой и имеет вид

$$\lambda S(d^2T/dz^2) + q_v S = q_1 + q_2 + q_3, \tag{I}$$

где λ – теплопроводность материала элемента (Вт/мК); *S* – площадь поперечного сечения (м²); q_{ν} – плотность внутренних источников тепла (Вт/м³); q_1 – радиальный поток тепла между смежными элементами от излучения; q_2 – то же за счет теплопроводности через газ; q_3 – то же в окружающую среду (для внутренних элементов установки $q_3 = 0$).

Потоки тепла можно выразить:

а) от излучения

$$q_1 = \sigma_0 H \varepsilon_{\rm np} (T^4 - T_1^4),$$

где $\sigma_0 = 5,76*10^{-8}$ Вт/м²K⁴ – коэффициент излучения абсолютно черного тела; *H* – взаимная поверхность излучения смежных элементов, в данном случае равная периметру внутреннего элемента; ε_{np} – приведенный коэффициент черноты; *T* – температура излучающего элемента; *T*₁ – температура поглощающего элемента;

б) за счет теплопроводности через газ, заполняющий установку [11],

$$q_2 = 2n_k \lambda_{\Gamma} (T - T_1) / \ln(R / R_1),$$

где $\lambda_{\rm r}$ – теплопроводность газа в установке (Вт/мК); R – радиус излучающей поверхности (м); $R_{\rm l}$ – радиус поглощающей поверхности (м); $n_k = 0,062$ (Pr Gr)^{1/3} $10^4 <$ Pr Gr $< 10^7$; $n_k = 0,22$ (Pr Gr)^{1/4} $10^7 <$ Pr Gr $< 10^{10}$; Pr = v/a – критерий Прандля; Gr = $g\beta\Delta TL^3/v^2$ – критерий Грасгофа; g – ускорение силы тяжести; β – коэффициент объемного расширения газа; v – коэффициент кинематической вязкости; a – коэффициент температуропроводности; ΔT – разность температур теплопередающих поверхностей; L – высота теплопередающих поверхностей;

в) за счет теплоотдачи в окружающую среду

$$q_3 = \alpha F(T - T_{\rm cp}), \qquad (1)$$

где α – коэффициент теплообмена со средой (Вт/м² К); *F* – наружная поверхность элемента на единицу длины (м); T_{cp} – температура среды.

Потоки тепла излучением и теплопроводностью через газ можно представить в виде

$$q_2 + q_1 = h(T - T_1),$$

где $h = (T^3 + T^2T_1 + TT_1^2 + T_1^3\sigma_0H\varepsilon_{np} + 2n_k\lambda_r(T - T_1)/\ln(R/R_1).$

приведенный коэффициент теплообмена, а ϵ_{np} определяется соотношением

$$\varepsilon_{\rm np} = (1/\varepsilon + (1/\varepsilon_1 - 1)R/R_1)^{-1}.$$

Уравнения теплового баланса для любого элемента установки после подстановки в уравнение (I) значений q_1 , q_2 и q_3 будут иметь вид

$$\lambda_{ij}S_{ij}(d^2T_{ij}/dz^2) + h_{i(j-1)}(T_{ij} - T_{i(j-1)}) - h_{ij}(T_{ij} - T_{i\{j+1\}}) = -b_j, \quad (2)$$

где i = 1, 2, ..., m – индекс зоны и m – число зон; j = 1, 2, ..., n – индекс элемента в зоне и n – число элементов в зоне; b_j – член уравнения, не содержащий переменное значение T. Для крайнего элемента при j = n имеет место теплообмен с окружающей средой, и последний член левой части уравнения (2) примет вид

$$h_{ij}(T_{ij} - T_{i\{j+1\}}) = \alpha_i F_{in}(T_{ij} - T_{cp}).$$

Коэффициенты λ , α и *h*, входящие в уравнение (2), приняты постоянными для средней температуры элемента в зоне.

После упрощения уравнения теплового баланса будут представлять систему обыкновенных дифференциальных уравнений с постоянными коэффициентами вида

$$d^{2}T_{j}^{i}/dz^{2} + a_{j(j-1)}T_{(j-1)}^{i} - a_{jj}T_{j}^{i} + a_{i(j+1)}T_{(j+1)}^{i} = -b_{j}^{i}, \qquad (3)$$

где индекс "*i*" – номер зоны, находится вверху; коэффициенты "*a*" имеют второй индекс, совпадающий с нижним индексом функции "*T*", *j* = 1, 2,..., *n*, а при k < 1 (первый индекс при "*a*") и *j* > *n*, $a_{ki} = 0$.

Общий интеграл системы (3) является суммой общего решения соответствующего однородного уравнения и частного решения неоднородного уравнения

$$T_{j} = \sum_{s=1}^{n} \beta_{j}^{s} \left(A_{s}^{1} ch \big| p_{s} \big| z + A_{s}^{11} sh \big| p_{s} \big| \right) + D_{j}, \qquad (4)$$

где *p_s* – корни характерестического уравнения

$$\left\| (p_s^2 - a_{ij}) \delta_{ij} + a_{ij} \right\| = 0 \tag{5}$$

в последнем уравнении:

$$\delta_{ij} = 0$$
 при $i \neq j = 1, 2, ..., n$,
 $\delta_{ij} = 1$ при $i = j - 1; j; j + 1,$
 $a_{ij} = 0$ при $i \leq 1$.

Можно доказать, что $p_s^2 \ge 0$, и поэтому решение может быть выражено в гиперболических функциях (4), где $\beta_j^s = = \Delta_{1j}(p_s^2)/\Delta_{11}(p_s^2)$ – коэффициенты распределения, равные отношению соответствующих миноров матрицы (5), а $D_i = |A_i|/|A|$ – частное решение неоднородного уравнения, равное отношению определителя |A|, полученного из (5) при $p_s^2 = 0$, и определителя $|A_j|$, полученного из |A| заменой *j*-го столбца на столбец свободных членов; A_s^1 и A_s^{11} – постоянные интегрирования, определяемые из граничных условий между зонами

$$T_{j}^{i}\Big|_{z(i)} = T_{j}^{i+i}\Big|_{z(i)}; \quad \lambda_{j}^{i}S_{j}^{i}(dT_{j}^{i}/dz)\Big|_{z(i)} = \lambda_{j}^{i+1}S_{j}^{i+1}(dT_{j}^{i+1}/dz)\Big|_{z(i)},$$

и краевых условий

$$\lambda_{j}^{m}S_{j}^{m}(dT_{j}^{m}/dz)\big|_{z(i)} = \alpha_{j}^{m}F_{i}^{m}(T_{j}^{m}-T_{\rm cp}); \ (dT_{j}^{1}/dz)\big|_{z(0)} = 0.$$

Для нахождения поля температуры установки следует составить уравнение теплового баланса для каждого *j*-го элемента каждой *i*-й зоны, решить систему уравнений (3) для каждой зоны и из граничных условий найти постоянные интегрирования. Величины α , λ и *h*, входящие в уравнения, определяются для средней температуры элемента в зоне, поэтому необходимо до начала расчета задаться произвольным полем температуры в установке.

Так как α , λ и *h* являются непрерывными монотонными функциями температуры, то метод последовательных приближений дает единственное решение.

3.2. Описание программы расчета поля температуры

Программа расчета поля температуры составлена так, чтобы изменения геометрических размеров установки, материалов ее элементов, характеристики среды, в которой находится установка, мощности нагревателя учитывались только во вводимой информации и не влияли на работу программы. Если в установке нет нагревателя, то мощность его принимается равной нулю. Программа состоит из основного блока и процедур (рис. 3.3).

Основной блок содержит ввод параметров установки, задает последовательность выполнения процедур и контролирует допустимую погрешность при получении результата.



Рис. 3.3. Логическая схема программы расчета поля температуры по установке

Процедура ТНР предназначена для определения температуры нагревателя $(T_{\rm H})$ в срединной плоскости установки (z = 0) при заданной температуре смежных элементов: центрального $(T_{\rm I})$ и оболочки $(T_{\rm A})$ и интенсивности внутренних источников тепла.

Процедура ТРВ предназначена для определения температуры оболочки T_3 в срединной плоскости при заданной температуре на-гревателя.

Последовательное применение этих процедур (ТРН и ТРВ) позволяет при заданной температуре нагревателя или оболочки определить температуры остальных элементов в срединном сечении.

Процедура BLOI содержит решение системы линейных дифференциальных уравнений, определяет постоянные интегрирования и температуры элементов на границе зон. Погрешность расчетов контролируется разностью температур центрального элемента (T_1), полученной из процедур TPH и TPB и из процедуры BLOI.

3.3. Реализация методики расчета на конкретном примере

Для практических расчетов поля температуры в установках необходимо задаться зависимостями теплофизических характеристик материалов от температуры, величинами тепловыделений в элементах установки и коэффициентами теплообмена. Кроме того необходимо задать геометрические характеристики облучательного устройства.

В качестве примера рассматривается облучательное устройство "Ритм", предназначенное для комплексного исследования пластических свойств ядерного топлива и газовыделения при одновременной регистрации акустической эмиссии в процессе облучения.

Схематическое изображение экспериментальной установки для проведения тепловых расчетов показано на рис. 3.4.



Рис. 3.4. Модель для расчета аксиального поля температуры

3.3.1.Теплофизические характеристики материалов и коэффициенты теплообмена

Конструкционными материалами облучательных устройств обычно являются: алюминиевые сплавы, нержавеющая сталь молибден и вольфрам. Исследования могут проводиться на образцах из урана, его соединений и сплавов с различным обогащением по урану-235.

В соответствии с рекомендациями [12] зависимость теплопроводности от температуры молибдена может быть аппроксимирована двумя прямыми:

 $\lambda = 144 - 0,0378$ (T-273) (Вт/м К) при T < 2120 К,

λ = 74 – 0,0092 (Т-2І20) (Вт/м К) при Т > 2120 К.

Теплопроводность нержавеющей стали [13] может быть описана параболической зависимостью от температуры:

 $\lambda = 33,2 - 11,2*I0^{-6} (730 + T)*(1273 - T) (Вт/м К).$ Теплопроводность алюминия в [13] аппроксимирована формулой $\lambda = 210 (1,2)^{(T-350)/345} (Вт/м К).$

Зависимость теплопроводности вольфрама от температуры [12] можно представить полиномом второй степени:

 $\lambda = 0.971 * 10^{-5} T^2 + 0.0548 T + 168.6.$

Теплопроводность гелия, которым заполняется испытательная камера, как функция температуры в соответствии с рекомендацией [14] описывается соотношением

 $\lambda = \lambda_0 * (T/273)^{0.73}$

где λ_0 – теплопроводность гелия при T = 273 К.

Степень черноты по данным [15] и [11] в зависимости от температуры апроксимируется следующими уравнениями:

для молибдена – $\varepsilon = 1,024*10^{-4}$ T,

для вольфрама – $\varepsilon = 1,389*10^{-4}$ T,

для нержавеющей стали в диапазоне температуры 400–1200 К $\varepsilon = 0,0814(T)^{0.3}$,

для алюминия в пределах 293–323 К є может быть принята постоянной, равной 0,1.

Коэффициент теплообмена с окружающей средой α определяется по рекомендациям [11]. Его величина для воздуха меняется слабо и может быть принята постоянной, равной 7 Вт/м² К.

При охлаждении стенки камеры водой в отсутствие кипения в пристенном слое α рекомендуется [11] выбирать в пределах 600–1800 Вт/м² К. В условиях бассейнового реактора ИРТ-МИФИ при температуре воды 318 К и возможной разности температур между стенкой и водой ~ 45 К можно принять $\alpha = 880$ Вт/м² К.

3.3.2. Внутренние источники тепла в элементах облучательного устройства

Тепловыделение в топливе в соответствии с рекомендациями [9] определяется выражением

$$q_{\nu} = 0.3 * 10^{-10} N (m_5 \sigma_5 \Phi_{\rm T} / A_5 + m_8 \sigma_8 \Phi_{\rm B} / A_8) + \rho q_{\gamma},$$

где N – число Авогадро; σ_5 и σ_8 – сечения деления изотопов U²³⁵ и U²³⁸; Φ_T , Φ_B – потоки тепловых и быстрых нейтронов A5 и A8 – массовые числа изотопов U²³⁵ и U²³⁸; q_{γ} – удельное энерговыделение при поглощении гамма-квантов Вт/г, ρ – плотность образца.

Расчет удельного энерговыделения в конструкционных материалах за счет поглощения γ -излучения проводится на основании известной зависимости поглощенной мощности дозы p (рад/с) от мощности реактора.

В этом случае для средней энергии ү-квантов, равной 1 МэВ

$$q_{\gamma} = 3,57 * 10^{-10} p \gamma_j (\mu / \rho)_j,$$

где γ_j и $(\mu/\rho)_j$ – плотность материала и массовый коэффициент поглощения *j*-го элемента конструкции соответственно [16].

3.3.3. Сопоставление расчета с экспериментом

Изложенная выше общая методика теплового расчета высокотемпературных реакторных устройств была использована при проектировании конкретных облучательных установок. Вне и в поле излучений были проведены эксперименты по исследованию температурных распределений в облучательных устройствах.

На рис. 3.5, 3.6 представлены сопоставления расчетных полей температуры с экспериментальными результатами. Представленная



Рис. 3.5. Зависимость температуры образца (1 – эксперимент, 2 – расчет) и температуры фланца (4 – эксперимент, 3 – расчет) от мощности нагревателя при мощности реактора 2,5 МВт



Рис. 3.6. Осевое распределение температуры по элементам установки «Ритм» (1, 2, 3 – расчет при температурах нагревателя 2400К, 1500 К, 990 К соответственно)

общая методика расчета, как видно из приведенного примера, конкретно реализуется в случае задания геометрических размеров системы.

Таким образом, это типичный пример "поверочного" расчета конструкции. Такой подход к решению задачи оправдан и при наличии ЭВМ экономически целесообразен, так как предполагает неоднократное обращение к программе расчетов на стадии проектирования облучательного устройства.

При повторных обращениях возможны уточнения геометрических размеров системы, использование других материалов в конструкции. В этом случае необходимы изменения только в блоках программы, и все повторные (вариантные) расчеты не являются трудоемкими.

Необходимо отметить и еще один аспект использования методики. Поставленная задача стационарна, однако с помощью нее возможно рассмотрение и нестационарных задач.

Для реализации таких расчетов необходимо использование программы с изменением параметров (температура, внутренние источники тепла и др.) "шагами", зависящими от времени таким образом, что рассматриваемая система будет проходить последовательно множество стационарных состояний, отвечающих за ее поведение во времени.

3.4. Радиальное поле температуры в облучательном устройстве при отсутствии утечек тепла в торцы

Рассмотренная в предыдущем разделе задача реализуется с помощью ЭВМ, дает пространственное распределение поля температуры для осесимметричной геометрии облучательного устройства, однако неоправданно сложна, если ставится задача оценки тепловой изоляции или размещения нагревателя для создания нужного температурного режима на облучаемом образце.

Рассмотрим задачу о радиальном распределении температуры в облучательном устройстве при отсутствии утечек тепла в торцы.

<u>Геометрические условия</u> (рис. 3.7) задают образец цилиндрической формы радиусом R_1 , окруженный концентричными экранами с радиусами R_k , R_{k+1} . Последний экран Rn является обечайкой



Рис. 3.7. Модель расчета поля температуры при отсутствии утечек тепла в торцы

установки или стенкой канала. Экраны и образец по длине настолько велики, что влиянием теплоотвода в торцы можно пренебречь.

<u>Физические условия</u> рассматривают образец, экраны и обечайку установки с теплопроводностью $\lambda = \text{const}$ при расчете поля температуры внутри элемента, но $\lambda = f(T)$ при рассмотрении задачи в целом.

В образце, экранах и обечайке (стенке канала) действуют внутренние источники тепла $q_{V, k, k+1}$ (Вт/см³).

Любой из экранов может быть нагревателем, и тогда его источники тепла можно выразить:

$$q_{V, k, k+1} = q_{V, k, k+1, p} + q_{V, k, k+1, 3},$$

 $q_{V, k, k+1, p}$ – внутренние источники тепла при действии радиации; $q_{V, k, k+1, 9} = j^2 R$ – внутренние источники тепла при действии электрического тока; *j* – плотность электрического тока (A/cм²), ρ – удельное электросопротивление (Ом/см).

Пространство между экранами может быть:

заполнено газом с коэффициентом теплопроводности $\lambda_{k-1,k}$, который постоянен при рассмотрении теплопередачи между экранами и зависит от температуры при рассмотрении общей задачи;

вакуумировано.

Заданы:

интегральные степени черноты экранов;

температура окружающей среда Тс и α.

Источники тепла между экранами отсутствуют $q_{V,k-1,k} = 0$.

Процесс передачи тепла осуществляется:

между экранами – излучением, теплопроводностью и конвекцией;

в экранах - теплопроводностью;

с внешней поверхности обечайки с коэффициентом теплоотдачи а.

Временные условия задают установившийся режим:

$$dT/d\tau = 0$$
.

Граничные условия

1) Краевые:

а) теплоотдача с внешней поверхности

$$Q_n = 2\pi\alpha R_n (T_n - T_c) , \qquad (6)$$

где Q_n – погонный тепловой поток с внешней поверхности обечайки (стенки канала); T_n – температура обечайки; T_c – температура внешней среды;

б) поле температуры симметрично относительно образца

$$dT / dr|_{r=0} = 0; (7)$$

2) поток тепла между экранами:

$$Q_{k-1,k} = 2\pi \left[\varepsilon_{k-1,k} \sigma_0 R_{k-1} \left(T_{k-1}^3 + T_{k-1}^2 T_k + L_{k-1} T_k^2 + T_k^3 \right) + n_k \lambda_{k-1,k} / \ln(R_k / R_{k-1}) \right] (T_{k-1} - T_k) = h_{k-1,k} (T_{k-1} - T_k),$$
(8)

где $\varepsilon_{k-1,k} = [1/\varepsilon_{k-1} + (1/\varepsilon_{k-1} - 1)(R_{k-1}/R_k)]^{-1}$ – приведенный коэф-

фициент интегральной степени черноты.

Более подробно последние соотношения рассматривается в разделе 3.1;

3) поток тепла между газом и твердой стенкой определяется соотношением

$$Q_{k} = -2\pi\lambda_{k-1,k}R_{k-1}dT/dr|_{r=R(k-1)}$$
(9)

$$Q_{k-1} = Q_{k-1,k} = Q_k \,, \tag{10}$$

так как источники тепла между экранами отсутствуют.

Ход решения задачи сводится к следующему:

1. Геометрия задачи и известное распределение внутренних источников тепла позволяют определить потоки тепла Q_k для каждого значения r_k , в том числе и для $r_n - Q_n$.

2. По значению Q_n можно определить температуру поверхности обечайки и далее температуру поверхности T_{n-1} , решив задачу теплопроводности.
3. Зная условия теплообмена между экранами и поток Q_n , можно найти T_{n-2} , а из решения задачи теплопроводности определить T_{n-3} и т.д.

4. Следует, однако, помнить, что полученные значения T_i будут первыми приближениями, так как условия теплообмена между экранами зависят от T_i , и поэтому точное решение получают методом последовательных приближений.

Для решения задачи предварительно необходимо рассмотреть поле температуры в экране и образце.

Поле температуры в экране (см. рис. 3.7).

На поверхность цилиндрической стенки действует погонный поток тепла, стенка имеет постоянный коэффициент теплопроводности $\lambda_{k, k+1}$, в ней действуют внутренние источники тепла $q_{v, k, k+1}$ и задана температура поверхности T_{k+1} .

Требуется определить поток тепла Q_{k+1} , поле температуры на стенке, температуру и разность температур $(T_k - T_{k+1})$.

Задача стационарная, граничные условия:

$$Q_k = -2\pi\lambda_{k,k+1}R_k \left(dT/dr \big|_{r=Rk} \right), \tag{11}$$

$$T|_{r=Rk+1} = T_{k+1}.$$
 (12)

Поле температуры описывается уравнением

$$d^{2}T/dr^{2} + (1/r)(dT/dr) + q_{v,k,k+1}/\lambda_{k,k+1} = 0.$$
 (13)

Решение уравнения имеет вид

$$T = -(r^2/4)q_{\nu,k,k+1}/\lambda_{k,k+1} + C_1\ln r + C_2.$$
(14)

Используем граничные условия для определения постоянных. Решение можно представить в следующем виде:

$$T = T_{k+1}q_{\nu,k,k+1}/2\lambda_{k,k+1}[(R_{k+1}^2 - r^2)/2 - R_k^2\ln(R_{k+1}/r)] + (Q_k/2\pi\lambda_{k,k+1})\ln(R_{k+1}/r),$$
(15)

$$T_{k} - T_{k+1} = (q_{\nu,k,k+1} / 2\lambda_{k,k+1})[(R_{k+1}^{2} - R_{k}^{2}) / 2 - R_{k}^{2} \ln(R_{k+1} / R_{k})] + (Q_{k} / 2\pi\lambda_{k,k+1})\ln(R_{k+1} / R_{k}),$$
(16)

$$Q_{k+1} = -2\pi\lambda_{k,k+1}R_{k+1}dT/dr|_{r=Rk+1} = \pi q_{\nu,k,k+1}(R_{k+1}^2 - R_k^2) + Q_k,$$
(17)
$$T_k - T_{k+1} = A_{\nu,k,k+1} + A_{k,k+1}.$$
(18)

Поле температуры в образце (см. рис. 3.7).

На поверхности цилиндра с коэффициентом теплопроводности $\lambda_{0,1}$ задана температура T_1 , внутри цилиндра действуют внутренние источники тепла q_{v01} , в центре цилиндра температура имеет экстремум.

Граничные условия:

$$\left. \frac{dT}{dr} \right|_{r=0},\tag{19}$$

$$T|_{r=R1} = T_1. (20)$$

Поле температуры описывается уравнениями (13) и (14). Из (19) С₁ = 0, тогда из (20) определяем

$$C_2 = T_1 + q_{\nu,0,1} R_1^2 / 4\lambda_{0,1}.$$

Поле температуры в цилиндре (образце) имеет вид

$$T = T_1 + q_{\nu,0,1}(R_1^2 - r^2) / 4\lambda_{k,k+1}$$

Поток тепла с поверхности цилиндра

$$Q_k = -2\pi\lambda_{0,1}R_1 dt / dr|_{r=R_1} = \pi q_{\nu,0,1}R_1^2 = \pi q_{\nu,0,1}(R_1^2 - R_0^2),$$

где $R_0 = 0$.

Определяем потоки тепла, пользуясь результатами задач, рассмотренных выше:

$$Q_n = \sum_{k=0}^n \pi q_{\nu,k,k+1} (R_{k+1}^2 - R_k^2)$$
 при $R_0 = 0.$

Используя краевое условие (6), имеем:

$$E_n - T_c = Q_n / 2\pi\alpha R_n.$$

Определяем перепады температуры:

• на оболочке

$$T_{n-1} - T_n = A_{\nu,n-1,n} + A_{n-1,n},$$

• в газовой прослойке

$$T_n - T_c = Q_{n-2,n-1} / h_{n-2,n-1},$$

• на *k*-м экране

$$T_k - T_{k+1} = A_{\nu,k,k+1} + A_{k,k+1},$$

- в k-1 прослойке $T_{k-1} - T_k = Q_{k-1,k} / h_{k-1,k}$,
- в экране с радиусами R_2 и R_3 $T_2 - T_3 = A_{v,2,3} + A_{2,3}$,
- в прослойке с радиусами R_2 и R_3 $T_1 - T_2 = Q_{12} / h_{12}$,
- в образце

$$T_0 - T_1 = q_{\nu,0,1} R_1^2 / 4\lambda_{0,1} \,.$$

Последовательное суммирование вышеприведенных разностей дает возможность определить поле температуры по радиусу облучательного устройства.

3.5. Расчет поля температуры облучаемого образца методом конечных элементов

Исследование свойств материалов в реакторном эксперименте осложняется наличием интенсивных тепловыделений в испытуемом образце. Следствием этого являются градиенты температуры по объему образца и появление термонапряжений, которые в ряде случаев могут приводить к растрескиванию образца. Существенными могут оказаться явления, обусловленные наличием градиента плотности тепловыделения в материале.

В целом, требования к оценке поведения образца в реакторном эксперименте должны быть более строгими, расчеты температурных полей более подробными и точными.

Для расчета температурных полей в образце реакторной установки целесообразно воспользоваться методом конечных элементов.

3.5.1. Постановка задачи

1. Геометрические условия задают цилиндрической осе симметричный образец.

2. Физические условия задают распределение источников тепловыделения в образце и коэффициент теплопроводности, зависящий от температуры.

3. Временные условия рассматривают стационарную задачу:

$$dT/d\tau = 0. \tag{21}$$

4. Граничные условия.

На торцевых поверхностях образца предлагается использовать два варианта граничных условий:

условия первого рода

$$T\big|_{z=0,\ 0\le r\le R} = T(0,r)\,,\tag{22}$$

$$T|_{z=H, 0 \le r \le R} = T(H, r),$$
 (23)

условия третьего рода

$$-\lambda dT/dr|_{z=0,\ 0\le r\le R} = \alpha(0,r)[T(0,r)-T_{c0}],$$
(24)

$$-\lambda dT/dr|_{z=H,\,0\le r\le R} = \alpha(H,r)[T(H,r) - T_{cH}].$$
 (25)

На внешней боковой поверхности цилиндрического образца задаются граничные условия третьего рода:

$$Q = 2\pi R\alpha(z,r)[T(z,r) - T_{cr}].$$
⁽²⁶⁾

3.5.2. Решение задачи методом конечных элементов

Определение стационарных двумерных полей температуры основано на простейшем варианте метода конечных элементов. Ищется решение стационарного уравнения теплопроводности

$$\operatorname{div}[\lambda(T)\operatorname{grad} T(r)] + q_{v}(r) = 0, \qquad (27)$$

где T(r) – температура образца; $\lambda(T)$ – коэффициент теплопроводности в общем случае, зависящий от температуры; $q_{\nu}(r)$ – плотность внутренних источников тепла может быть функцией координат.

Граничные условия, как уже отмечалось, задают либо температуру, либо тепловой поток. В соответствии с методом конечных элементов и с учетом симметрии задачи цилиндрический образец разбивается на N кольцевых элементов и M элементов по высоте.

Возьмем толщину кольцевых элементов постоянной. Затем для каждого элемента составляется уравнение теплового баланса, при этом предполагается, что величины λ и q_v постоянны для данного элемента.

В рассматриваемом случае уравнения теплового баланса элементов принимают вид

$$\sum_{j=1}^{N(i)} \gamma(i,j) [T(i) - T(j)] + q_{\nu}(i) S(i) + Q_L(i) = 0, \qquad (28)$$

где S(i) – площадь получаемого при таком разбиении элемента; T(i) – температура элемента; $q_v(i)$ – плотность внутренних источников тепла; $Q_L(i)$ – поток тепла в элемент из внешней среды; $\gamma(i, j)$ – коэффициент, характеризующий перенос тепла между соседними *i*-м и *j*-м элементами; N(i) – число элементов, обменивающихся теплом с элементом, равны четырем во внутренней области и трем для элементов, лежащих на границе области.

При составлении системы уравнений (28) предполагалось, что потоки тепла *Q* между соседними элементами пропорциональны разности температур в этих элементах:

$$Q = \gamma(i, j)[T(i) - T(j)].$$
⁽²⁹⁾

Выражение, определяющее $\gamma(i, j)$, может быть получено при рассмотрении соотношения для потока тепла между *i*-м и *j*-м элементами в радиальном направлении:

$$Q = \lambda L_{oj} \operatorname{grad} T|_{ij}, \qquad (30)$$

где λ – коэффициент теплопроводности материала; L – протяженность границы между элементами; grad T_{ij} – градиент температуры на границе между *i*-м и *j*-м элементами.

В случае, когда рассматриваемые элементы имеют достаточно малые размеры, температурный градиент в радиальном направле-

нии можно линейным образом аппроксимировать разностью температур элементов T(i) и T(j):

$$Q = [T(i) - T(j)]L_{ij} / [(\Delta r_i / 2\lambda_i) + (\Delta r_i / 2\lambda_i)], \qquad (31)$$

где L_{ij} – протяженность границы между *i*-ым и *j*-ым элементами; $\Delta r_i, \Delta r_j$ – линейные размеры *i*-ого и *j*-ого элементов; λ_i, λ_j – коэффициенты теплопроводности *i*-ого и *j*-ого элементов.

Сравнивая (29), (30) и (31), находим выражение для $\gamma(i, j)$ в радиальном направлении:

$$\gamma_r(i,j) = L_{ij} [(\Delta r_i / 2\lambda_i) + (\Delta r_i / 2\lambda_i)]^{-1}.$$
(32)

Аналогичным образом получим выражения для теплового потока в аксиальном направлении:

$$Q = [T(i) - T(j)]L_{ij} / [(\Delta z_i / 2\lambda_i) + (\Delta z_i / 2\lambda_i)],$$
(33)

и соответственно для $\gamma_{z}(i, j)$ в аксиальном направлении

$$\gamma_z(i,j) = L_{ij} (\Delta z_i / 2\lambda_i) + (\Delta z_i / 2\lambda_i)]^{-1}, \qquad (34)$$

где Δz_i и Δz_i – высоты *i*-ого и *j*-ого элементов.

Необходимо отметить, что при выводе соотношения (33) и (34) использовалось условие ортогональности потоков тепла и границ между элементами. Данное условие выполняется для рассматриваемой задачи вследствие симметрии при принятом разбиении на элементы.

Для элементов на боковой поверхности при граничном условии третьего рода имеем

$$\gamma_r(i,c) = L_{ic} (\Delta r_i / 2\lambda_i) + (1/\alpha_c)]^{-1},$$
 (35)

а при граничном условии первого рода

$$\gamma_r(i,c) = L_{ic} 2\lambda_i / \Delta r_i , \qquad (36)$$

где α_c – коэффициент теплоотдачи; L_{ic} – протяженность границы элемента со средой.

Система уравнений (28) может быть представлена в матричной форме:



Рис. 3.8. Блок-схема программы для определения поля температуры в образце

 $[B]{T} = {Q_v} + {Q_L},$

где [B] – пятидиагональная симметричная матрица, определяющая взаимодействие элементов между собой; $\{T\}$ – вектор температуры элементов; $\{Q_{v}\}$ – вектор источников тепла; $\{Q_{L}\}$ – вектор потоков тепла с границ цилиндрического образца.

Матрица [*B*] является квадратной пятидиагональной матрицей размера (*M***N*).

В соответствии с переходом от (28) к (37) элементы матрицы [В] определяются следующим образом. Элементы, лежащие на неглавных диагоналях, определяются согласно (32) и (34). Элементы, лежащие на главной диагонали, определяются как сумма элементов неглавных диагоналей, взятых с обратным знаком и лежащих на одной строке, минус член, определяющий тепловое взаимодействие с внешней средой, в случае, когда элемент лежит на внешней поверхности.

Для определения вектора температуры элементов получим решение в виде

$$\{T\} = (\{Q_v\} + \{Q_L\})[B]^{-1}.$$

3.5.3. Основные этапы проведения расчетов на ЭВМ

Программа определения двухмерных полей температуры реализует следующую последовательность действий (рис. 3.8).

В вводной части программы задается зависимость коэффициента теплопроводности от температуры, начальное приближение для λ , рассчитываются матрица [B], $\{Q_{\nu}\}$ и $\{Q_{L}\}$. Далее для реализации треугольного разложения симметричной матрицы [B] применяется подпрограмма "CHODET". Подпрограмма "SHOSOL" по известному вектору правой части уравнения (37) определяет вектор температуры.

После получения поля температуры происходит его дальнейшее уточнение итерациями с учетом зависимости коэффициента теплопроводности образца от температуры. Укрупненная блоксхема программы определения вектора температуры для цилиндрических образцов представлена на рис. 3.8.



Рис. 3.9. Зависимость радиального перепада температуры от плотности тепловыделений в UO₂

3.5.4. Пример расчета температурного поля

На рис. 3.9 показана зависимость максимального радиального перепада температуры в образце из диоксида урана от плотности внутренних источников тепла при различных значениях температур окружающей среды и торцов. На боковой поверхности образца задавались граничные условия третьего рода, а на торцах – первого рода; при этом предполагалось, что температура на торце образца по его сечению постоянна. Это условие приближает расчеты к ситуации, реализуемой в экспериментальной установке, когда ядерное топливо с низким коэффициентом теплопроводности контактирует с металлическим пуансоном.

Коэффициент теплоотдачи с боковой поверхности образца учитывал теплопроводность через газ-заполнитель, конвекцию и тепловое излучение и рассчитывался по методике, принятой для расчета поля температуры по элементам установки (раздел 3.1).

При тепловыделениях ~ 60 Вт/см³, характерных для эксплуатации установок типа "Крип-ВТ" (высокотемпературные испытания) на ИРТ-МИФИ, перепады составляют величины ~ 30 К, что не может привести к разрушению образца из-за термонапряжений.

4. ВЫБОР КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ОБЛУЧАТЕЛЬНЫХ УСТРОЙСТВ

Составление строгих математических зависимостей с целью определения критерия выбора конструкционных материалов для облучательных устройств представляет значительную сложность, поэтому предлагается воспользоваться методом теории анализа размерностей величин, существенно влияющих на процесс выбора материалов при разработке высокотемпературных облучательных устройств.

4.1. Список существенных величин и критерии выбора

Выбор материалов, по-видимому, должен быть основан на оценке "сложности" проводимого эксперимента, экономических факторов и свойствах самого материала.

Рассмотрим список величин, которые могут существенно влиять на выбор материалов при реакторных испытаниях:

 $N = N(q_v; \alpha; T_{ucn}; [T]; t_{ucn}; [\sigma]; C; C_0; K; [D]).$

Обоснуем представленный список существенных величин и проанализируем их размерности.

 $[q_v] = BT/cm^3 - объемная плотность источников тепла, вызванная реакцией взаимодействия потоков излучений с материалом, большое значение объемной плотности характеризует более "сложные" условия, в которых находится материал при проведении экспериментов.$

[α] = Вт/см²К – коэффициент теплоотдачи, который характеризует взаимодействие материала в тепловом отношении с окружающей средой. При больших значениях α существуют хорошие условия теплообмена и, по-видимому, рассматриваемый материал находится в относительно "несложных" условиях эксплуатации. Этот параметр описывает условия проведения эксперимента.

 $[T_{\rm исп}] = [[T]] = K$ – температура эксплуатации материала в процессе испытаний и предельно допустимая температура применения данного материала. $T_{\rm исп}$ характеризует условия проведения эксперимента. Предельная температура является характеристикой материала.

 $[t_{\text{исп}}] = [t_{1/2}] = час - продолжительность испытаний и период по$ лураспада изотопа, образовавшегося в результате облучения данного материала нейтронами.

Продолжительность испытаний является характеристикой эксперимента и предъявляет определенные требования к надежности испытательного устройства. Эксперимент следует считать более сложным при большем *t*_{исп}.

Период полураспада характеризует возможности проведения перегрузочных и ремонтных работ над устройством или элементом устройства, который включает в себя данный материал. Эта величина может характеризовать также цикличность использования элемента с точки зрения возможности начала ремонтных работ, исходя из радиационной безопасности для персонала. [[σ]] = кг/см² – допустимое напряжение для материала при ме-

 $[[\sigma]] = \kappa r/cm^2 - допустимое напряжение для материала при ме$ ханических воздействиях на данный элемент. Эта величина является характеристикой материала и зависит от вида напряженногосостояния.

[С] = рубль/кг – стоимость за килограмм материала.

[*Co*] = рубль/час – стоимость эксплуатации элемента или устройства, затраты на изготовление элемента.

[K] = p/час - гамма-постоянная изотопа, образовавшегося в результате облучения нейтронами. Эта величина характеризует энергетический спектр гамма-излучения и является характеристикойматериала. Она определяет также защитные меры при проведенииремонтных и перегрузочных работ с элементом или устройством.

[[D]] = p/час – допустимая мощность дозы, определяющая возможные границы работы с элементом.

Анализ размерностей списка существенных величин дает n = 11 -число существенных величин и k = 6 -число единиц измерения, имеющих независимые размерности. В соответствии с π -теоремой число критериев, определяющих процесс выбора, равно (n - k) = 5.

В результате приведения системы к безразмерному виду имеем

$$\begin{split} N &= (q_{\nu}C_{0} / T_{\mu c \pi}^{2} \alpha^{2} C)^{n 1} (T_{\mu c \pi}^{2} \alpha^{2} t_{\mu c \pi} C / [\sigma] C_{0})^{n 2} \times \\ &\times (t_{1/2} / t_{\mu c \pi})^{n 3} (T_{\mu c \pi} / [T])^{n 4} (K / [D])^{n 5}. \end{split}$$

Полученная функциональная зависимость для N от безразмерных критериев может быть уточнена экспериментально, однако это представляет достаточно сложную и дорогостоящую задачу.

4.2. Размерный комплекс и список предпочтительности изотопов

Для качественных оценок возможно ввести некоторые гипотезы, ограничивающие выбор n, они сводятся к следующему:

1. Все рассматриваемые величины существенно влияют на выбор материала, т.е. ни одна из величин не должна выпасть из рассмотрения (сократиться).

2. Совокупность величин, описывающая свойства материала или "сложность" условий эксперимента, должна представляться в таком виде, чтобы «лучшему» из материалов соответствовало большее или меньшее значение размерного комплекса.

3. Существенно меняющиеся величины должны иметь меньшее значение степени, чтобы их вклад был близок по отношению к маломеняющимся.

Одним из вариантов компоновки критерия выбора материала, удовлетворяющим перечисленным требованиям, служит следующее представление критерия ($n_1 = 1$, $n_2 = 1/2$, $n_3 = 1/4$, $n_4 = 2$, $n_5 = 1$):

$$N = (q_{\nu}C_0 / T_{\mu c n}^2 \alpha^2 C)^1 (T_{\mu c n}^2 \alpha^2 t_{\mu c n} C / [\sigma] C_0)^{1/2} \times (t_{1/2} / t_{\mu c n})^{0.25} (T_{\mu c n} / [T])^2 (K / [D])^1.$$

Плотность внутренних источников тепла можно представить в следующем виде:

$$q_v = A\gamma \Sigma \Phi E / \mu$$
,

где A – число Авогадро; μ – молекулярный вес; Σ – сечение взаимодействия; Φ – плотность потока излучения; E – количество тепла на один акт взаимодействия.

После подстановки *q_v* в *N*, последний может быть представлен как произведение двух размерных комплексов:

$$N = V W$$

где

$$V = \Phi E T_{\mu c \pi} C_0^{0.5} t_{\mu c \pi}^{0.25} / \alpha [D] C^{0.5},$$

$$W = A \gamma \Sigma K t_{1/2}^{0.25} / \mu [\sigma]^{0.5} [T]^2.$$

Нас интересует размерный комплекс W, который описывает свойства материалов. Очевидно, что материал обладает "лучшими" радиационно-физичесними свойствами, если величины γ , Σ , K, $t_{1/2}$ имеют меньшие значения, а [σ], [T] велики.

Таким образом, меньшему значению W отвечает "лучший" материал. Рассмотрев ряд изотопов, которые могут служить конструкционными материалами либо могут использоваться при конструировании облучательных устройств (табл. 4.1), приходим к выводу, что в соответствии с предпочтительностью к применению (меньшее значение W) в высокотемпературных реакторных установках изотопы следует расположить в следующем порядке:

Mo, Ti, Zr, AI, Gr, V, Ni, Zn, Nb, Cu, W, Ta, Fe, Ag.

В этом ряду не присутствуют соединения и сплавы, однако величина W может быть рассчитана и для них.

Таблица	4.	1
---------	----	---

μ	γ	Σ	Kγ	$ au_{1/2}$	[σ]	[Т _{пл}]	W*10 ⁶
Al 27	2.7	0.23	8.6	0.042	5	933	0.031
V 51	6.1	4.5	7.33	0.064	36	2170	0.042
Ti 48	4.5	0.2	2.34	0.097	43	2000	0.0006
Cr 50	7.2	11.0	0.18	668	38	2150	0.0336
Fe 58	7.8	0.7	6.25	1084	36	1810	0.103
Ni 64	8.9	2.6	3.12	2.56	41	1725	0.0445
Cu 63	8.9	3.9	1.19	12.8	20	1356	0.095

Продолжение табл. 4.1

μ	γ	Σ	Kγ	$\tau_{1/2}$	[σ]	[Т _{пл}]	W*10 ⁶
Zn 65	7.1	0.5	2.83	6000	4	694	0.085
Zr 94	5.5	0.08	4.22	1560	50	2123	0.028
Nb 93	8.6	1.1	9.01	10	64	2730	0.88
Mo 98	10.2	0.13	1.45	67.1	64	2860	0.0006
Ag 109	10.5	2.8	15.4	6500	4	1233	7.0
Ta 181	16.6	21	1.0	2670	49	3260	0.102
W 186	19.3	40	3.12	24	144	3660	0.1

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Изложенные в учебном пособии вопросы касаются достаточно общих представлений о постановке реакторных испытаний и разработке облучательных устройств.

Использование материалов отдельных разделов пособия для конкретных приложений при конструировании облучательных установок требует практического опыта.

Необходимо подчеркнуть, что роль радиационных испытаний и реакторных в частности с развитием технического прогресса будет возрастать не только из-за развития ядерной энергетики, но и с применением излучений при создании и совершенствовании современных технологий и материалов.

В настоящее время уже можно отметить основные пути совершенствования реакторных методик:

создание методов и средств ускоренных испытаний;

разработка методик, позволяющих в одном эксперименте измерять несколько характеристик испытуемого образца;

создание испытательных средств, способных в одном эксперименте проводить исследования на нескольких образцах;

разработка принципиально новых методов испытаний.

СПИСОК ИСПОЛЬЗОВАННОЙ ЛИТЕРАТУРЫ

1. Экономика ядерной энергетики (конспект лекций): Учебное пособие / Под ред. проф. В.В. Харитонова. – М.: МИФИ, 2004. Лекция проф. В.В. Орлова «От физических принципов к экономике ядерной энергетики».

2. Разработка, производство и эксплуатация тепловыделяющих элементов энергетических реакторов /Ф.Г. Решетников, Ю.К. Бибилашвили, И.С. Головнин и др. – М.: Энергоатомиздат, 1995.

3. Сборник докладов Всесоюзной школы по внутриреакторным методам исследований. – Димитровград: НИИАР, 1978.

4. Маркина Н.В., Рудкевич А.В., Лебедева. Архитектура банка данных по методам реакторных испытаний. Препринт, НИИАР-7 (653). – М.: ЦНИИатоминформ, 1985.

5. Куприенко Б.А., Маркина Н.В., Цыканов В.А. Состояние и развитие работ по совершенствованию радиационных испытаний // Атомная энергия. Т. 55. Вып. 4. 1983. С. 208.

6. Красноселов В.А., Грачев А.Ф. Введение в атомную энергетику: Учебное пособие. – Ульяновск: УлГТУ, 2004.

7. Инженерная физика № 2. 2007. Спецвыпуск.

8. Батуров Б.Б., Булкин Ю.М., Васенков В.И. и др. Реактор ИВВ-2 и его развитие. Опыт эксплуатации. ВАНТ. // Физика и техника ядерных реакторов. 1984. Вып. 1 (21).

9. Цыканов В.А., Самсонов Б.В. Техника облучения материалов в реакторах с высоким нейтронным потоком. – М.: Атомиздат, 1973.

10. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. – М.: Энергоатомиздат, 1985.

11. Кутателадзе С.С., Боришанский В.М. Справочник по теплопередаче. – М.: Гасэнергоиздат, 1959.

12. Котельников Р.Б., Башлыков С.Н. и др. Особо тугоплавкие элементы и соединения // Справочник «Металлургия», 1969.

13. Чиркин В.С. Теплофизические свойства материалов атомной техники. – М.: Атомиздат, 1969.

14. Варгафтик Н.Б. Справочник по теплофизическим свойствам газов и жидкостей. – М.: Наука, 1972.

15. Излучательные свойства твёрдых материалов. Справочник. – М.: Энергия, 1974.

16. Горшков Г.В. Проникающее излучение радиоактивных источников. – М.: Наука, 1967.