

ФГАОУ ВО «САНКТ-ПЕТЕРБУРГСКИЙ ПОЛИТЕХНИЧЕСКИЙ
УНИВЕРСИТЕТ ПЕТРА ВЕЛИКОГО»

На правах рукописи



Костарев Вячеслав Сергеевич

**МОДЕЛИ И МЕТОДИКИ ДЛЯ КОНТРОЛЯ И ДИАГНОСТИКИ
ЭЛЕМЕНТОВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА**

Специальность 2.2.8 – «Методы и приборы контроля и диагностики материалов,
изделий, веществ и природной среды»

Диссертация
на соискание ученой степени
кандидата технических наук

Научный руководитель:
Доктор технических наук, доцент
Панкин Александр Михайлович

Санкт-Петербург

2026

ОГЛАВЛЕНИЕ

ВВЕДЕНИЕ	4
РАЗДЕЛ 1. КОНТРОЛЬ И ДИАГНОСТИКА ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ОБОРУДОВАНИЯ И СИСТЕМ АЭС	13
1.1 Основные понятия и определения технической диагностики	14
1.2 Цели и задачи технической диагностики	17
1.3 Методы технической диагностики	18
1.4 Особенности контроля и диагностики технического состояния систем и оборудования АЭС	19
1.5 Методы контроля и диагностики технического состояния систем и оборудования АЭС	21
1.6 Контроль и диагностика реакторной установки	25
Выводы по разделу 1	30
РАЗДЕЛ 2. КОМПЛЕКСНАЯ МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ ПРОЦЕССОВ, ПРОИСХОДЯЩИХ В ДПЗ ПРИ ЕГО РАБОТЕ. МЕТОДИКА КОНТРОЛЯ ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ДПЗ	31
2.1. Математическое моделирование электрических цепей	33
2.2. Диагностическое моделирование объектов	38
2.3. Построение математической модели измерительной цепи ДПЗ в статических режимах работы активной зоны ядерного реактора	40
2.4. Постановка диагноза о техническом состоянии детектора нейтронов по диагностическим признакам в виде параметров измерительной цепи.	45
2.5. Определение параметров элементов схемы ДПЗ в динамических режимах работы измерительной цепи	47
Выводы по разделу 2	50
РАЗДЕЛ 3. МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ В ДИНАМИЧЕСКИХ РЕЖИМАХ РАБОТЫ АКТИВНОЙ ЗОНЫ НА ОСНОВЕ ПОКАЗАНИЙ ДПЗ	52
3.1 Принцип действия датчиков прямого заряда. Конструкция датчиков прямого заряда	53
3.2 Математическая модель датчиков прямого заряда. Устранение инерционности токового сигнала датчиков прямого заряда	57
3.3 Кинетика точечной модели реактора	61

3.4 Определение величины реактивности на основе точечной модели кинетики. Использование информации по токовым сигналам датчиков прямого заряда для определения размножающих свойств активной зоны ядерного реактора	65
3.5 Программное обеспечение для обработки показаний датчиков прямого заряда и контроля технического состояния элементов активной зоны ядерного реактора..	69
Выводы по разделу 3.....	72
РАЗДЕЛ 4. АПРОБАЦИЯ МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ В ДИНАМИЧЕСКИХ РЕЖИМАХ РАБОТЫ АКТИВНОЙ ЗОНЫ НА ОСНОВЕ ПОКАЗАНИЙ ДПЗ	74
4.1 ОР СУЗ и их работа в рассматриваемых режимах работы реактора.....	75
4.2 Обработка показаний ДПЗ. Влияние перемещения ОР СУЗ на показания ДПЗ по высотному и радиальному профилю.....	78
4.3 Определение локальных коэффициентов реактивности активной зоны по показаниям ДПЗ	82
4.4 Определение интегральной реактивности активной зоны на основе показаний ДПЗ	87
Выводы по разделу 4.....	90
ЗАКЛЮЧЕНИЕ	91
ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ.....	93
ЛИТЕРАТУРА.....	95
ПРИЛОЖЕНИЕ А ПРОГРАММА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОСТАВЛЯЮЩИХ ТОКОВОГО СИГНАЛА ДАТЧИКОВ ПРЯМОГО ЗАРЯДА	112
ПРИЛОЖЕНИЕ Б ПРОГРАММА ДЛЯ ОБРАБОТКИ РЕЗУЛЬТАТОВ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ ИЗМЕРЕНИЙ ПО ДАТЧИКАМ ПРЯМОГО ЗАРЯДА	115
ПРИЛОЖЕНИЕ В ПРОГРАММА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ ЦЕПИ ДАТЧИКА ПРЯМОГО ЗАРЯДА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА В ДИАГНОСТИЧЕСКИХ ЦЕЛЯХ НА ОСНОВЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ И РАСЧЕТНОЙ ИНФОРМАЦИИ.....	131
ПРИЛОЖЕНИЕ Г СПОСОБ КОНТРОЛЯ ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ ЦЕПИ ДАТЧИКА ПРЯМОГО ЗАРЯДА СИСТЕМЫ ВНУТРИРЕАКТОРНОГО КОНТРОЛЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА В СТАТИЧЕСКИХ И ДИНАМИЧЕСКИХ РЕЖИМАХ	141
ПРИЛОЖЕНИЕ Д АКТЫ ВНЕДРЕНИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ ДИССЕРТАЦИОННОЙ РАБОТЫ	145

ВВЕДЕНИЕ

Актуальность темы

Контроль технического состояния изделий атомной техники, включающих, в том числе и элементы активной зоны (АЗ) ядерного реактора, необходим для оценки их надежности и остаточного ресурса [76]. Для контроля состояния активной зоны используются детекторы нейтронного потока, которые можно разделить на две группы: внезонные детекторы в виде ионизационных камер (ИК), и внутризонные – датчики прямого заряда (ДПЗ). ИК являются частью аппаратуры контроля нейтронного потока (АКНП) и находятся на периферии активной зоны, а ДПЗ входят в систему внутрореакторного контроля (СВРК) и находятся в тепловыделяющих сборках в межтвэльном пространстве [64].

В связи с растущими требованиями к обеспечению безопасности работы ядерных реакторов, а также переходом оператора АЭС России АО «Концерн Росэнергоатом» на систему технического обслуживания и ремонта оборудования и систем по их фактическому состоянию, задачи повышения точности и обеспечения возможности дополнительного контроля элементов активной зоны являются особенно актуальными.

Активационные ДПЗ (в частности, родиевые, как наиболее распространенные на водо-водяных реакторах) позволяют вычислять распределение плотности энерговыделения в объеме активной зоны ядерного реактора путем определения нейтронного потока в активной зоне при нормальной эксплуатации реакторной установки за счет своей повышенной чувствительности к потоку тепловых нейтронов.

Поскольку ДПЗ данного типа обладают инерционностью (выходной токовый сигнал отстает от изменений нейтронного потока в переходных процессах), данные датчики в основном используются в стационарных режимах работы реактора. Безынерционные ДПЗ с эмиттерами из эрбия или гафния менее чувствительны к тепловым нейтронам, что снижает точность измерений, особенно при динамических (переходных) процессах в активной зоне [49], [55], [87].

Для оценки технического состояния таких объектов разрабатываются системы технического диагностирования, включающие измерительные приборы и специализированное программное обеспечение. Точность диагностирования зависит не только от перечня контролируемых параметров и характеристик диагностируемого объекта (диагностических признаков), но и от погрешностей прямых и косвенных измерений физических величин, используемых в процессе получения измерительной информации. Это важно учитывать при создании алгоритмов диагностирования объектов атомной техники.

Прямые диагностические измерения не всегда возможны из-за ограничений по номенклатуре измеряемых величин. Поэтому необходимо при разработке алгоритмов выходить на косвенное определение (измерение) диагностических признаков (ДП) контролируемого объекта [9], [101]. Так, индикатором плотности нейтронного потока в активной зоне ядерного реактора является величина электрического тока в измерительной цепи детекторов, входящих в состав СВРК [95], [107].

Степень разработанности темы

Вопросы, связанные с диагностикой ДПЗ, рассматривались в ряде работ советских и иностранных ученых на протяжении всего периода использования активационных ДПЗ в составе СВРК ядерных реакторов различного типа, начиная с работ М.Г. Мительмана и последующих работ в НИЦ «Курчатовский институт» и на предприятиях Госкорпорации «Росатом» [49], [55], [90], [112]. Эти работы в России и за рубежом связаны с именами В.И. Митина, А.С. Кужилия, В.Ф. Шикалова, Д.И. Конины, А.Ю. Курченкова, В.А. Мильто, А.А. Грибова, В.И. Павелко, В.П. Харина, А.М. Панкина, Н. D. Warren, James Turso, X. Wu и многих других специалистов в области внутриреакторного контроля на основе датчиков прямого заряда.

Однако, в настоящее время преждевременно говорить о создании комплексной методологии обработки показаний таких детекторов, включающей не только использование экспериментальной информации для контроля состояния активной зоны, но и получение информации для контроля состояния этого типа

детекторов нейтронного потока. Для контроля технического состояния самого ДПЗ необходимо моделировать процессы, происходящие в измерительной цепи датчика, с учетом того, что в процессе кампании активной зоны изменяются и параметры элементов, входящих в эту электрическую цепь. Примером этому может быть изменение чувствительности датчика при выгорании его эмиттера или изменение сопротивления изоляции измерительного кабеля. В последнем случае ДПЗ может быть преждевременно выведен из режима рабочей эксплуатации, что может быть устранено, если по-другому определить набор диагностических признаков датчика.

Измерительную цепь ДПЗ следует рассматривать как электротехническое устройство, преобразующее нейтронный поток в электрический сигнал, регистрируемый измерителем тока, включенным в эту цепь. При этом эмиттер ДПЗ рассматривается как источник тока короткого замыкания. С течением времени в процессе кампании активной зоны изменяются не только параметры эмиттера, но и параметры других элементов электрической цепи, влияющих на выходной электрический сигнал. Для контроля метрологических характеристик измерительной цепи датчика выполняется ряд диагностических измерений, результаты которых обрабатываются с помощью диагностического программного обеспечения. На основе полученных результатов ставится диагноз о состоянии самого детектора нейтронного потока. После оценки состояния характеристик детектора в диссертационной работе предлагается использовать разработанное программное обеспечение для контроля состояния других элементов активной зоны.

Цель диссертационного исследования

Целью настоящей работы является повышение точности контроля состояния активной зоны ядерного реактора путем создания моделей и методик контроля технического состояния детекторов нейтронного потока в виде активационных ДПЗ и тепловыделяющих элементов тепловыделяющей сборки (ТВС) активной зоны ядерного реактора, находящихся вблизи этих датчиков.

Объектом исследования являются элементы атомной техники в виде датчиков прямого заряда системы внутриреакторного контроля реактора ВВЭР, отработавшие часть заданного им ресурса и представляемые электрическими цепями.

Предметом исследования являются модели и методики контроля технического состояния элементов активной зоны ядерного реактора.

Задачи исследования:

1. Разработка комплексной математической модели описания процессов, происходящих в ДПЗ при его работе на основе совместного рассмотрения нейтронно-физических процессов в датчике и электрических процессов в его измерительной цепи.

2. Разработка методики контроля технического состояния ДПЗ при повышенном объеме измерительной информации, полученной в стационарных и динамических режимах работы активной зоны ядерного реактора с целью повышения точности оценки диагностических признаков нейтронного детектора.

3. Разработка методики определения размножающих свойств активной зоны (локальной реактивности) в динамических режимах работы активной зоны на основе показаний ДПЗ.

Положения, выносимые на защиту

1. **Комплексная математическая модель описания процессов, происходящих в ДПЗ при его работе, учитывающая совместное описание нейтронно-физических процессов в эмиттере датчика (генераторе β -частиц) и электрических процессов в его измерительной цепи, рассматриваемых при изменяющемся нейтронном потоке в активной зоне ядерного реактора (п. 6 паспорта научной специальности 2.2.8 «Методы и приборы контроля и диагностики материалов, изделий, веществ и природной среды»).**

2. **Методика контроля технического состояния ДПЗ на основе дополнительной измерительной информации, полученной в стационарных и динамических режимах работы активной зоны ядерного реактора,**

позволяющая повысить точность определения диагностических признаков датчика и элементов его измерительной цепи (**п.1 паспорта**).

3. Методика определения размножающих свойств активной зоны (локальной реактивности) в динамических режимах работы активной зоны на основе показаний ДПЗ, позволяющая производить расчет локальных коэффициентов реактивности на основе измерительной информации, получаемой от ДПЗ (п. 3 паспорта).

Научная новизна работы

1. Представлена **комплексная математическая модель описания процессов, происходящих в ДПЗ при его работе, отличающаяся тем, что на основе созданной модели определяются диагностические признаки ДПЗ в виде электрических параметров измерительной цепи, а один из них (генерирующая способность эмиттера) позволяет связать процессы образования электрического тока с нейтронно-физическими характеристиками эмиттера датчика. Такой подход позволяет уточнить значение нейтронного потока вблизи поверхности ДПЗ на момент выгорания активной зоны и, как следствие, повысить точность нахождения чувствительности датчика в режиме кампании активной зоны.**

2. Представлена **методика контроля технического состояния ДПЗ на основе дополнительной измерительной информации, полученной в стационарных и динамических режимах работы активной зоны ядерного реактора, отличающаяся тем, что предлагается проводить диагностические измерения не только в статических, но и в динамических режимах работы ядерного реактора, что дает возможность существенно повысить объем измерительной информации для нахождения величин диагностических признаков и, следовательно, повысить точность их определения.**

3. Представлена **методика определения размножающих свойств активной зоны (локальной реактивности) в динамических режимах работы активной зоны на основе показаний ДПЗ, отличающаяся тем, что предлагается использовать измерительную информацию, получаемую от ДПЗ, для оценки размножающих свойств активной зоны ядерного реактора в зоне работы данных**

датчиков, в виде расчета коэффициентов реактивности на основе метода обращенного решения уравнения кинетики ядерного реактора (ОРУК) по откорректированным токовым сигналам.

Практическая значимость работы

1. **Применение комплексной математической модели описания процессов, происходящих в ДПЗ при его работе,** позволяет увеличить время работоспособности датчика на 30-40% путем расширения его диапазона использования по величине сопротивления изоляции измерительного кабеля на 3-4 порядка в сторону ее уменьшения.

2. **Методика контроля технического состояния ДПЗ на основе дополнительной измерительной информации, полученной в стационарных и динамических режимах работы активной зоны ядерного реактора** позволяет повысить точность определения диагностических признаков ДПЗ ~ в 2 раза.

3. **Методика определения размножающих свойств активной зоны на основе локальных коэффициентов реактивности, вычисленных по показаниям ДПЗ в динамических режимах работы активной зоны** позволяет обеспечить дополнительный контроль реактивности активной зоны при изменении положения органов регулирования системы управления и защиты путем использования для этого показаний ДПЗ, как датчиков, размещаемых независимо от ионизационных камер системы управления и защиты.

Методы исследования

Для решения поставленных задач использованы положения технической диагностики, физики ядерных реакторов, положения теории электрических цепей с сосредоточенными параметрами, теории ошибок измерений, численные методы решения систем алгебраических и дифференциальных уравнений; основным математическим аппаратом при построении моделей диагностируемых объектов и идентификации их параметров является аппарат теории матриц.

Степень достоверности

Достоверность полученных результатов подтверждается корректностью применяемого математического аппарата, непротиворечивостью ранее известным

положениям, совпадением с экспериментальными результатами измерений, выполненными другими измерительными средствами, а также результатами практической апробации.

Апробация результатов работы

Основные положения и научные результаты диссертационной работы докладывались и представлялись на международных конференциях и симпозиумах:

- Международный симпозиум «Надежность и качество» (г. Пенза, 2022-2024 гг.);
- Международная научно-практическая конференция молодых ученых и специалистов атомной отрасли «Команда» (г. Санкт-Петербург, 2023 г.);
- Международная научно-техническая конференция студентов и аспирантов «Радиоэлектроника, электротехника и электроника» (г. Москва, 2024 г.);
- Международная научно-практическая конференция студентов, аспирантов и молодых ученых «Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Атомная энергетика. Новые энергетические технологии» – Даниловские чтения (г. Екатеринбург, 2024 г.);
- Физика. Технологии. Инновации. XI Международная молодежная научная конференция, посвященная 75-летию основания Физико-технологического института (г. Екатеринбург, 2024 г.).

Внедрение результатов работы

Результаты работы внедрены в деятельность АО «Атомэнергопроект», а также используются в учебном процессе ФГАОУ ВО СПбПУ Петра Великого в г. Санкт-Петербурге при подготовке студентов в Высшей школе атомной и тепловой энергетики, что подтверждено соответствующими актами.

Личное участие автора в проведении исследований и полученных результатах

Результаты диссертационной работы получены автором лично. Постановка задачи идентификации параметров объекта, представляемого электрической цепью с сосредоточенными параметрами, принадлежит А.М. Панкину.

Публикации

По теме диссертации опубликовано 16 работ, из них: 4 статьи, в том числе 2 без соавторов, в изданиях, рекомендованных ВАК РФ по специальности 2.2.8, 2 прочих статьи в изданиях, рекомендованных ВАК РФ, 1 патент на изобретение РФ, 3 свидетельства о государственной регистрации программы для ЭВМ РФ, 6 работ в материалах международных и всероссийских конференций, в сборниках научных трудов. Личный вклад автора в каждой работе, опубликованной в соавторстве, составляет не менее 60%.

Структура и объем диссертации

Диссертация состоит из введения, четырех разделов, заключения, списка литературы, включающего 123 наименования, и пяти приложений. Содержание работы изложено на 147 стр. (9.19 п.л.) машинописного текста, включая 25 рисунков.

Во введении представлено обоснование значимости выбранной темы, выделены объект и предмет исследования, сформулирована основная цель работы, а также определены ключевые направления исследований, указывающие практическую направленность и логическую связь разделов диссертационной работы.

В первом разделе выполнен обзор существующих методов контроля технического состояния систем и оборудования АЭС. Особое внимание обращено на использование основных понятий и определений технической диагностики. Такой подход позволяет связать изменение работоспособности контролируемого изделия с изменением его структурных параметров в процессе отработки заданного ресурса, а также прогнозировать наступление предельного состояния, что особенно важно для изделий атомной техники.

Во втором разделе представлены комплексная математическая модель описания процессов, происходящих в ДПЗ при его работе, а также методика

контроля технического состояния ДПЗ на основе дополнительной измерительной информации с целью оценки диагностических признаков ДПЗ, получаемой в стационарных и динамических режимах работы активной зоны ядерного реактора.

В третьем разделе представлена методика определения размножающих свойств активной зоны (локальной реактивности) в динамических режимах работы активной зоны на основе показаний ДПЗ.

В четвертом разделе методика определения размножающих свойств активной зоны (локальной реактивности) в динамических режимах работы активной зоны на основе показаний ДПЗ была использована для обработки измерительной информации, полученной из СВРК ядерного реактора ВВЭР-1200 ЛАЭС-2. Информация была записана в двух переходных режимах работы активной зоны, в которых происходило перемещение ОР СУЗ, что сопровождалось внесением дополнительной реактивности в активную зону.

В заключении приведены основные результаты, полученные в диссертации, и представлены возможности их дальнейшего использования.

В приложениях А, Б и В представлены тексты зарегистрированных расчетных программ для ЭВМ.

В приложении Г представлен полученный патент на изобретение РФ.

В приложении Д представлены акты внедрения результатов диссертационной работы.

РАЗДЕЛ 1. КОНТРОЛЬ И ДИАГНОСТИКА ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ОБОРУДОВАНИЯ И СИСТЕМ АЭС

При разработке технических объектов, от которых зависит безопасность значительного количества людей, необходимо гарантировать их стабильную и безотказную работу в течение всего установленного срока службы. Одним из эффективных подходов к достижению этой цели является создание и внедрение специализированных систем диагностирования [1], [2].

Надежность функционирования объектов атомной энергетики имеет критическое значение, так как большая часть оборудования и систем эксплуатируется в сложных условиях. Это связано с постоянным воздействием множества конструктивно-технологических и эксплуатационных факторов, включая концентраторы напряжений и деформаций, резкие изменения геометрии сечений, остаточные напряжения и деформации, а также высокие значения температуры и давления [3].

Многие элементы АЭС, включая непосредственно сам реактор, работают в условиях сложного напряженно-деформированного состояния. Это обусловлено совокупностью таких факторов, как весовые нагрузки, тепловые расширения, циклические воздействия и другие внешние влияния. Помимо этого, к негативным факторам добавляется еще и постоянное воздействие ионизирующего излучения на оборудование первого контура АЭС, что может привести к преждевременному старению и отказу технических объектов в структуре атомной станции [4]. В связи с этим требования к надежности и долговечности оборудования АЭС, постоянно ужесточаются, что, в свою очередь требует постоянного развития, совершенствования и физического разнообразия методов его контроля и диагностики.

В настоящее время одной из ключевых задач в области диагностики технических объектов является определение их текущего состояния на момент проведения диагностических мероприятий. Такой подход позволяет осуществлять ремонт оборудования только в тех случаях, когда это действительно необходимо [5]. В рамках этой стратегии оператор российских атомных электростанций АО

«Концерн Росэнергоатом» в начале 2000-х годов, в период возобновления деятельности по строительству и вводу в эксплуатацию новых энергоблоков, принял решение о переходе от системы традиционного планового ремонта и обслуживания тепломеханического и электротехнического оборудования АЭС на регламент, к подходу в основе которого лежит обслуживание и ремонт по фактическому состоянию элементов систем. Такой подход приводит к снижению эксплуатационных затрат, но при этом к увеличению требований к системам диагностирования. Тем не менее, экономическая составляющая такого подхода демонстрирует значительное снижение трудозатрат в объеме планово-предупредительных ремонтов на АЭС.

На сегодняшний день методология для реализации перехода на техническое обслуживание и ремонт оборудования по техническому состоянию еще не разработана окончательно, поскольку оборудование и системы на атомных электростанциях отличаются большим разнообразием по реализуемым в них физическим принципам, и, как следствие, необходимо большое разнообразие создаваемых систем диагностирования и технических средств для их функционирования.

В данном разделе приведен обзор применяемых на АЭС методов контроля технического состояния систем и оборудования, а также даны основные понятия и определения технической диагностики.

1.1 Основные понятия и определения технической диагностики

Под технической диагностикой понимается область знаний, охватывающая теорию, методы и средства, позволяющие выполнить оценку технического состояния объектов диагностирования [1].

Объектом диагностирования является оборудование (изделие, устройство), подвергающееся проверке при проведении диагностирования, при этом сама процедура технического диагностирования – это процесс сбора и обработки данных, необходимых для оценки технического состояния объекта на момент проведения данной процедуры. Техническое же состояние объекта

диагностирования есть состояние, характеризующее определенными значениями его параметров, приведенных в технической документации [5].

В процессе диагностирования, как правило, участвуют объект диагностирования, технические средства диагностирования и человек-оператор, совокупность которых представляет собой систему диагностирования технических объектов. [6]. Результатом проведенного технического диагностирования является диагноз, который свидетельствует о том, в каком состоянии находится диагностируемый объект в момент проведения диагностических измерений.

Оценка технического состояния производится по так называемым диагностическим признакам объекта. Диагностические признаки могут быть как параметрами объекта, так и его характеристиками. Параметры объекта представляют собой конкретные физические величины, которые измеряются или вычисляются в процессе диагностирования. Характеристики, в свою очередь, отражают взаимосвязь между различными физическими величинами, показывая, как одна величина изменяется в зависимости от другой. Если физические величины не зависят от времени, то такие характеристики называются статическими, в противном случае – динамическими [101].

Объект по результатам диагностирования может находиться в работоспособном либо неработоспособном состоянии. При работоспособном состоянии значения всех диагностических признаков объекта соответствуют установленным требованиям, указанным в технической документации на объект (объект в данном случае при выполнении своих функций находится в штатном режиме работы). Состояние объекта, в котором он находится, когда значение хотя бы одного из диагностических признаков не соответствует установленным требованиям, называется неработоспособным [7].

Применительно к АЭС объектами диагностирования могут являться, например, тепломеханическое и электротехническое оборудование. На АЭС такие объекты относятся к элементам систем, работоспособность которых влияет на безопасную эксплуатацию и выработку электроэнергии, т.е. получение экономической прибыли. Развитие технической диагностики может влиять на два

основных принципа, применимых при эксплуатации АЭС – безопасная эксплуатация станции и выработка электроэнергии энергоблоком, который может работать более длительное время.

Отказом называется событие, при котором происходит переход объекта диагностирования из класса работоспособных состояний в класс неработоспособных [101].

Существует три основных типа отказов. Полный отказ характеризуется полной утратой объектом работоспособности. Частичный отказ характеризуется нарушением одной или нескольких функций объекта, при этом сохраняется возможность выполнения им остальных задач. Третий тип отказов, известный как перемежающийся отказ, отличается тем, что неисправность возникает спонтанно, после чего объект самостоятельно восстанавливает работоспособность. Такая ситуация может повторяться многократно [7].

Причиной потери либо резкого снижения запаса работоспособности объекта является дефект – каждое отдельное несоответствие продукции установленным требованиям [8].

Для объекта, который включает в себя несколько элементов, источниками дефектов могут выступать: выход из строя одного из элементов, образование новой связи между ними или же нарушение уже существующих связей между элементами.

Важным элементом технической диагностики является математическая модель – формализованное описание объектов в виде зависимостей между возможными воздействиями на объект и его реакциями на эти воздействия. Описание может быть представлено в аналитической, графической, табличной или иной форме. [1]. На основе математической модели объекта строится его диагностическая модель, представляющая соотношения между диагностическими признаками объекта и непосредственно измеряемыми при диагностировании физическими величинами.

1.2 Цели и задачи технической диагностики

Целью технической диагностики является обеспечение безопасности, поддержание надежности и эффективности работы технического объекта, а также сокращение затрат на его техническое обслуживание и уменьшение потерь от простоев в результате отказов и преждевременных выводов в ремонт [9].

Для достижения данной цели техническая диагностика может решать три задачи [9]:

- контроль технического состояния объекта диагностирования;
- поиск места и определение причин отказа (дефекта);
- прогнозирование технического состояния объекта диагностирования.

Первоочередной является задача контроля технического состояния объекта диагностирования. Она решается в каждом случае проведения диагностирования. В процессе ее выполнения осуществляется сравнение фактических значений диагностических параметров, полученных в ходе диагностирования, с показателями, указанными в технической документации на данный объект. Именно в ходе решения данной задачи и определяется, в каком техническом состоянии находится диагностируемый объект на момент проведения процедуры диагностирования: работоспособном либо неработоспособном. Если же объект находится в работоспособном состоянии, то возможно определить запас его работоспособности.

Вторая задача решается тогда, когда в ходе контроля технического состояния объекта было выяснено, что объект либо неработоспособен, либо запас его работоспособности критически уменьшился. Однако, данную задачу имеет смысл решать лишь в двух случаях: когда объект пригоден для ремонта и его восстановление целесообразно, а также когда для данного конкретного объекта имеется отработанный алгоритм поиска дефектов.

В ходе решения третьей задачи рассматривается процесс изменения диагностических признаков объекта за определенный период времени под влиянием внешних и внутренних факторов, после чего полученные данные

анализируются. На основе выполненного анализа определяются значения диагностических параметров в последующие моменты времени.

1.3 Методы технической диагностики

Оценка технического состояния объекта может производиться при помощи двух групп методов [10]. В первом случае на объект подаются рабочие воздействия, такой вид диагностирования называется рабочим. Во втором случае на объект подаются тестовые воздействия – такой вид диагностирования называется тестовым.

Преимущество рабочего диагностирования заключается в отсутствии необходимости выработки специальных тестовых сигналов. В процессе рабочего диагностирования происходит обработка информации штатной измерительной аппаратуры объекта с целью извлечения из нее необходимой диагностической информации.

К методам рабочего диагностирования можно отнести:

- диагностирование по алгоритму функционирования, т.е. проверка последовательности выполнения всех операций объектом диагностирования, а также их временные интервалы и продолжительность выполнения [10];
- диагностирование по конечному результату, т.е. по реакции объекта на рабочие воздействия, возникающие в процессе его эксплуатации;
- диагностирование по косвенным признакам (износ деталей, расход топлива и т. д.);
- диагностирование по внешним признакам (измерение электромагнитного либо теплового поля объекта).

В случае тестового диагностирования применяются специальные приборы – генераторы тестовых сигналов, подающихся на объект диагностирования. После подачи тестовых сигналов объектом вырабатывается определенная реакция на них, по результатам обработки которой и ставится диагноз о работоспособности либо неработоспособности объекта. Для проверки работоспособности объекта

применяются проверяющие тесты, а для указания места и причин дефектов – тесты поиска дефектов.

1.4 Особенности контроля и диагностики технического состояния систем и оборудования АЭС

В процессе решения задач диагностирования на объектах, входящих в состав АЭС, необходимо учитывать их особенности. Оборудование и системы, используемые на атомных электростанциях, отличаются большим разнообразием по реализуемым в них физическим принципам, что, в свою очередь, требует большого разнообразия создаваемых алгоритмов контроля и диагностирования их технического состояния [3], [12].

Помимо этого, применение различных методов диагностирования требует наличие на АЭС дискретных объектов (бинарные датчики, коммутационная аппаратура) [71] и непрерывных (реакторная установка, парогенератор), что требует применения соответствующих каждому типу объектов методов диагностирования [13], [109]. Так, дискретные объекты функционируют в соответствии с принципами формальной логики [71], [99], а непрерывные объекты выполняют преобразование физических величин на основе заданных зависимостей между ними.

Требования к эксплуатации АЭС предполагают использовать в своем составе помимо одноканальных систем, также и многоканальные (до 4-х каналов), что накладывает дополнительные требования и ограничения на такие системы. Многоканальность выполняется за счет структурного резервирования и диверсификации технологических процессов, что накладывает определенные ограничения на вспомогательные и обеспечивающие системы. Примером такой диверсификации может служить определение температуры насыщения в первом контуре через температуру насыщения в трубопроводах первого контура и через давление в емкостях-компенсаторах первого контура. Так же примером таких систем могут служить технологические системы безопасности, в основе которых лежит независимая работа от 2-х до 4-х каналов и система внутриреакторного контроля, измерения в которой ведется по интенсивности нейтронного потока,

температуре активной зоны, температуре насыщения и температуре теплоносителя. Каждый из таких параметров способен сообщать о состоянии реакторной установки.

Диагностирование одноканальных объектов (например, реактора) имеет свои особенности по сравнению с диагностированием многоканальных объектов [14]. Одноканальные объекты могут находиться только в одном из двух состояний: работоспособном или неработоспособном. В то же время многоканальные объекты при возникновении дефектов способны сохранять работоспособность, хотя и с уменьшенным запасом надежности.

В ядерной энергетике замена и восстановление наиболее сложных и дорогостоящих объектов, таких как парогенератор, реактор, турбина, электрогенератор, ограничена либо невозможна в принципе, что, в свою очередь приводит к необходимости решения задач контроля работоспособности и поиска наиболее вероятных дефектов [15], [76].

В связи с этим, решение задач прогнозирования остаточного ресурса и выявления дефекта оборудования, на АЭС, как правило, происходит в период остановки энергоблока на планово-предупредительный ремонт [12], [14], что позволяет принять решение о дальнейшей эксплуатации либо замене диагностируемого оборудования своевременно, перед пуском энергоблока.

Кроме того, диагностирование объектов атомной энергетике имеет свою специфику, связанную с разнообразием условий проведения работ. Диагностирование на АЭС может проводиться, в частности, в непосредственной близости к источникам ионизирующих излучений (например, гермообъем реактора) или в условиях отсутствия возможности подключения к источникам энергии. Такие факторы могут существенно влиять на глубину и качество проводимых диагностических мероприятий [5], [6]. Кроме того, вопрос близости к источникам ионизирующего излучения, особенно актуальный в вопросах диагностирования оборудования, находящегося в зоне контролируемого доступа, может существенно повлиять на время, выделяемое на диагностирование.

1.5 Методы контроля и диагностики технического состояния систем и оборудования АЭС

В 70-е гг. XX в. считалось, что оператор энергоблока является единственным потребителем диагностической информации, а процесс диагностирования является непосредственной частью процесса управления. Однако, со временем выделились два типа потребителей диагностической информации: информация «оперативная» предназначалась для операторов блочного щита управления, а «отсроченная» – для диагностического персонала. «Отсроченная» или «медленная» информация должна влиять в первую очередь на объемы ремонтных работ.

После аварии на АЭС «Три-Майл-Айленд» в США стало ясно, что из штатных сигналов, передаваемых оперативному персоналу, необходимо извлекать больше информации, кроме предупредительной и аварийной сигнализации. Предполагалось, что интерпретации будут подлежать аварийные сигналы с уровня предупредительных до уровня аварийных уставок. После достижения предупредительного уровня тем или иным сигналом, проводился автоматический анализ, в результате которого оператору становилась доступной информация о причине возникновения инцидента. Прототипы таких систем были созданы в США, Японии, Великобритании, ФРГ и Канаде в 80-е гг., однако, в промышленную эксплуатацию они так и не были введены [12].

В 80-е гг. XX в. задачи диагностирования оборудования реакторных установок не разделялись с задачами информационной поддержки оператора энергоблока и отображения ему параметров безопасности, однако, уже в следующем десятилетии произошел переход к т. н. принципу локальности, т. е. к диагностированию посредством локальных систем.

После аварии на Чернобыльской АЭС перед российской атомной энергетикой возникла необходимость в разработке и внедрении систем автоматизации для объектов, создании современных и эффективных систем управления, а также в повышении интеллектуального уровня и надежности систем, отвечающих за управление и принятие решений.

В рамках решения данных задач были созданы основы интеллектуальных систем управления производствами повышенного риска. В частности, следует отметить подсистему перспективной АСУ ТП для АЭС, осуществлявшую диагностическую поддержку оператора [17], которая была построена как многоуровневая, многопроцессорная, с применением искусственного интеллекта. С помощью данной системы предпринимались попытки решить задачу диагностирования реакторной установки комплексно. Однако, в связи с распадом СССР, а также несоответствию уровня развития вычислительной техники в стране проекту, работа над ним была прервана.

В настоящее время производятся работы по возрождению работ в данной области. В частности, в связи со строительством в Иране АЭС «Бушер», а также с невозможностью закупок технологий из-за рубежа по причине эмбарго был разработан проект собственной АСУ ТП, соответствующей требованиям по безопасности в области атомной энергетики и применяющей программируемые контроллеры и средства передачи информации [18].

Для диагностирования систем и оборудования АЭС применяются так называемые локальные системы диагностирования, к числу которых в том числе можно отнести СТД ГЦНА (система технической диагностики главного циркуляционного насосного агрегата), САКОР (система автоматизированного контроля остаточного ресурса), СКТ (система контроля течей), СВРК (система внутриреакторного контроля) и другие [12]. Множество подобных систем, связанное с системами комплексного диагностирования, должно обеспечить отвечающую требованиям безопасной эксплуатации АЭС, полноту диагностирования [16], [109].

Многолетний опыт эксплуатации АЭС привел к тому, что были выделены основные группы оборудования, диагностирование которых требуется в ходе нормальной эксплуатации, поскольку это влияет на безопасность, срок планового ремонта и обслуживания. При этом нужно учитывать, что состояние одной системы может влиять на срок службы оборудования смежных обеспечивающих и вспомогательных систем [5] (например, неработоспособность системы

холодоснабжения не позволит поддерживать требуемые параметры приточно-вытяжной системы вентиляции в помещении электротехнического оборудования и может привести к отказу такового).

В целом, возможные объекты диагностирования на АЭС можно разделить на следующие группы:

- тепломеханическое оборудование первого контура (реакторная установка и вспомогательные технологические системы, непосредственно работающие совместно с ней);
- насосные агрегаты (включая ГЦНА) и электротехническое оборудование с двигательной нагрузкой;
- турбина и вспомогательное оборудование второго контура (питательные насосы, конденсатор, пароперегреватели);
- электроприводная арматура (ЭПА);
- распределенные системы контроля и управления (СКУ) и общестанционные СКУ в состав которых входит низковольтное оборудование, измерительные каналы, шкафы управления;
- электротехническое оборудование, в том числе распределительные устройства, повышающие и понижающие трансформаторы, коммутационное оборудование, силовые части схем электроснабжения оборудования;
- прочее оборудование.

Рассмотрим данные группы объектов более подробно.

Диагностирование насосных агрегатов и прочего электротехнического оборудования с двигательной нагрузкой в основном проводится при помощи метода виброконтроля [19], [20], [96] (измеряется виброскорость рассматриваемого оборудования, полученное значение сравнивается с заданными уставками). В качестве средства диагностирования используются виброметры. Для диагностирования ГЦНА, которое проводится также путем виброконтроля [96], применяется специальная СТД ГЦНА, разработанная и поставляемая АО «ЦКБМ» [21].

Турбоустановка и ее вспомогательное оборудование, как правило, разделяется на две части: непосредственно турбоагрегат с обвязкой и электрогенератор. Диагностирование турбоагрегата выполняется методом виброконтроля с применением акселерометров (для измерения вибрации на подшипниковых опорах турбоагрегата) и пражиметров (для определения относительных смещений центра вала турбоагрегата) [22], [23]. Для генераторов поставщиками турбоустановок (на АЭС России это, как правило, АО «Силовые машины»), разрабатывается система технологического контроля турбогенератора (СТК ТГ), контролирующая такие параметры ТГ как линейные и фазные напряжения статора, фазные токи статора, напряжение и ток ротора и возбuditеля, виброускорение колец генератора и др. [24].

Диагностирование ЭПА можно разделить на две задачи: диагностирование самой арматуры и диагностирование ее электропривода (концевых выключателей, электродвигателя и т.д.) [25]. К методам, применяемым на современных АЭС для контроля и диагностики ЭПА, можно отнести виброакустический метод, метод определения и контроля крутящего момента и мощности привода арматуры, а также ультразвуковой метод обнаружения протечек [7].

На Балаковской АЭС в 2005-2007 гг. была разработана и внедрена система диагностирования арматуры с электроприводом (СДЭА). Измерительные модули данной системы осуществляют измерение сигналов концевых выключателей, тока и напряжения электроприводов арматуры и передают информацию в накопители, записывающие параметры при каждом срабатывании арматуры [26]. В результате внедрения данной системы диагностирования был реализован постоянный контроль арматуры с электроприводом независимо от режимов работы энергоблоков.

Диагностирование и контроль технического состояния СКУ является весьма важной задачей для обеспечения безопасности АЭС, поскольку неисправности, возникающие в блоке формирования защит программно-технического комплекса АСУ ТП, влияют на алгоритм формирования в нем сигналов, что, в свою очередь, может привести к их ложному срабатыванию либо несрабатыванию. Как правило,

для диагностики подобного рода систем применяются тесты, представляющие собой перечень входных и выходных сигналов, в ходе которых фиксируется отклик диагностируемых систем [27].

Диагностирование электротехнического оборудования АЭС проводится методами контроля разрядной активности для определения пробоя теплового либо электрического пробоя изоляции и тепловизионного контроля для определения перегрева контактов, тангенса угла диэлектрических потерь и тепловых аномалий в диагностируемом оборудовании [115].

К прочему оборудованию, контроль которого выполняется, можно отнести, например, трубопроводы, измерительные каналы [28], перегрузочные машины [29] и т.д. В частности, для трубопроводов важно контролировать вибрацию на их отдельных участках и вести контроль тепловых перемещений. Для этого в АО «ОКБ ГИДРОПРЕСС» была разработана специальная система контроля тепловых перемещений трубопроводов – СКТП) [30], а также система контроля уровня коррозии [31].

1.6 Контроль и диагностика реакторной установки

Поскольку основной целью данной работы является контроль и диагностика технического состояния элементов активной зоны реакторной установки, то рассмотрим ее как объект диагностирования.

Задачу контроля технического состояния реакторной установки можно разделить на две подзадачи:

- ядерно-физический контроль (получение информации об изменении мощности реактора и процессах в активной зоне) [107];
- теплотехнический контроль (получение информации по изменению параметров технологического процесса: давление, расход, температура и т.д., а также качестве теплоносителя и состоянии оборудования) [32], [104].

В наибольшей степени для осуществления теплотехнического контроля пригодны каналные реакторы (в России – РБМК), поскольку в них каждый канал является практически автономным, что дает возможность поканального и/или многоканального контроля всех основных параметров теплоносителя, а также

самых твэлов [33]. При этом, системы контроля реакторов подобного типа являются и наиболее сложными, поскольку большое количество каналов приводит и к необходимости большого количества контролируемых параметров (необходимо более 7 тыс. точек контроля [32]).

На корпусных реакторах с водой под давлением (в России – ВВЭР) их параметры и состояние оборудования определяется по общим показателям (расход теплоносителя через активную зону, его давление, температура на входе и выходе из реактора). При этом по причине трудности определения расхода теплоносителя по отдельным ТВС, непрерывный контроль за состоянием отдельных твэлов и ТВС является достаточно сложной задачей. На современных реакторах типа ВВЭР число точек контроля технологических параметров в реакторной установке и ее вспомогательных системах составляет около 2 тыс. [32], что значительно меньше по сравнению с РБМК.

К параметрам, которые важно отслеживать при решении задачи ядерно-физического контроля, можно отнести изменение мощности реактора, а также распределение энерговыделения [34], [95] по объему активной зоны (особенно важно контролировать данное распределение для реакторов с большими активными зонами, поскольку для них характерны локальные эффекты изменения энерговыделения [104], [107]). Наличие информации о распределении энерговыделения дает оператору возможность контроля энергонапряженности ТВС и их запаса до допустимого уровня, определяющего состояние одного из уровней глубокоэшелонированной защиты – оболочки твэла.

На реакторах типа ВВЭР основной системой контроля и диагностики реактора является комплексная система контроля, управления и диагностики реакторной установки (СКУД) [35], разработанная НИЦ «Курчатовский институт» совместно с АО «ОКБ ГИДРОПРЕСС», ООО «НТЦ Диапром» и другими организациями.

СКУД решает следующие ключевые задачи [36]:

– контроль нейтронно-физических и теплогидравлических параметров активной зоны реактора, теплогидравлических характеристик первого и второго

контуров в объеме, необходимом для функционирования системы внутриреакторного контроля (СВРК);

– диагностирование основного технологического оборудования реакторной установки (РУ) в ходе эксплуатации, включая контроль вибрационных нагрузок и оценку надежности крепления элементов оборудования, выявление свободных или слабозакрепленных предметов в циркуляционном контуре, проверку герметичности главного циркуляционного контура (ГЦК) и оценку остаточного ресурса;

– предоставление данных о текущем состоянии активной зоны и основного оборудования РУ для информационной поддержки оперативного персонала;

– контроль эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации.

СКУД состоит из самостоятельных локальных систем диагностирования, объединенных общей задачей контроля и диагностики технического состояния реактора ВВЭР в процессе эксплуатации [36].

К системам, входящим в СКУД, относятся СВРК, САКТ (система акустического контроля течей), СКВ (система контроля вибрации), СОСП (система обнаружения свободных предметов) и другие системы. Основной частью СКУД является именно СВРК. Поскольку объектом данного диссертационного исследования являются детекторы нейтронного потока, входящие в СВРК, рассмотрим данную систему подробнее.

СВРК была создана для возможности контроля и диагностирования систем, находящихся непосредственно внутри реакторной установки [12]. Большую роль в их создании сыграли специалисты таких организаций РФ как НИЦ «Курчатовский институт», ФГУП ОКБ «Гидропресс», ВНИИАЭС, ГНЦ РФ ФЭИ, НИКИЭТ им. Доллежала, и ФГУП «НИТИ им. А. П. Александрова».

Создание подобной системы было необходимо ввиду проблем с получением оперативной информации о распределении полей энерговыделения, температуры и прочих как теплотехнических, так и ядерно-физических параметров внутри

активной зоны реактора, связанных наличием ионизирующего излучения, что делает невозможным нахождение внутри операторов [104], [105].

Так, для реактора ВВЭР-440 в начале 70-х гг. XX века была разработана активационная система контроля распределения нейтронного потока по высоте и радиусу активной зоны реактора РПН2-01 [12]. Параллельно с этим под руководством Н.А. Доллежалаля проводились работы по созданию аналогичной системы для реакторов РБМК.

Начиная с 70-х гг. такими системами стали оснащаться все отечественные и зарубежные АЭС. Благодаря их применению стало возможным получать информацию о распределении плотности нейтронного потока в активной зоне реактора, что позволяло операторам реагировать на возникающие возмущения, не допуская при этом аварий. Данная система, однако, не обладала достаточной оперативностью и могла действовать лишь периодически.

В 80-х гг. реакторостроение в СССР претерпело эволюцию, заключающуюся в увеличении энергонапряженности активных зон, что привело, в свою очередь, к увеличению единичной мощности энергоблоков. Начали активно строиться реакторы мощностью 1000 и 1500 МВт (ВВЭР-1000, РБМК-1000, РБМК-1500), что привело к необходимости использования АЭС в маневренном режиме работы (в режиме слежения за суточными, недельными и сезонными изменениями электрической нагрузки), что привело к работам над созданием модифицированной и унифицированной СВРК [12].

На сегодняшний день СВРК позволяет обеспечивать безопасную и экономически эффективную эксплуатацию ядерных энергетических установок (ЯЭУ). Это достигается за счет сбора, обработки и передачи оператору информации о состоянии активной зоны реактора и параметрах первого контура [83]. Она состоит из данных, получаемых от датчиков: температуры, расхода, давления и плотности нейтронного потока, которые посылают по линиям связи в информационно-измерительную аппаратуру преобразованные в электрические сигналы первичные физические параметры. После этого производится расчет

теплотехнических и ядерно-физических параметров, который предоставляется оператору на блочном пункте управления посредством ЭВМ [12].

Основу СВРК современных реакторов типа ВВЭР-1200 составляют внутриреакторные детекторы нейтронного потока (родиевые датчики прямого заряда – ДПЗ), а также термоэлектрические хромель-алюмелевые преобразователи [36].

Основной целью создания СВРК является обеспечение безопасности, надежности и эффективности эксплуатации реакторной установки типа ВВЭР. К задачам, решаемым СВРК, можно отнести контроль корректности загрузки топлива в активную зону реактора; управление мощностью и распределением энерговыделения в ходе кампании; а также подтверждение расчетных оценок по выгоранию ТВС [35], [36], [105].

СВРК позволяет реализовывать оперативный контроль тепловой мощности реактора по показаниям ДПЗ (при условии устранения их запаздывания), контроль мощности ТВС по показаниям ДПЗ и датчиков температуры, а также внутриреакторную шумовую диагностику. Как объект диагностирования в составе СВРК особый интерес представляют сами родиевые ДПЗ – детекторы, генерирующие электрический ток под воздействием ионизирующего излучения, без источника питания [37], [102]. Большое количество детекторов в активной зоне (378 детекторов, распределенных по измерительным каналам), позволяет получать качественную информацию по распределению тепловой мощности, а также энерговыделения в активной зоне [38], [39].

При этом, однако, датчики подвержены выгоранию [40], [41], [78], что приводит к ухудшению их работы по мере нахождения в активной зоне и необходимости своевременного диагностирования и замены датчиков, чей срок службы подходит к концу. Также в качестве проблем при использовании ДПЗ можно отметить запаздывание их токового сигнала (подробнее будет описано в разделе 3), в связи с чем, возможность их использования при переходных режимах работы реактора затруднительна [42], [43], [44].

Решение этих проблем ДПЗ (создание комплексной математической модели нейтронно-физических процессов, происходящих в самом ДПЗ, и электрических процессов в измерительной цепи и создание на ее основе программного обеспечения для оценки степени выгорания датчика и коррекции тока ДПЗ) позволит подойти к решению задачи оценки размножающих свойств активной зоны в переходных режимах при изменении положения органов регулирования. Данные вопросы будут рассмотрены в следующих разделах настоящей диссертационной работы.

Выводы по разделу 1

1. Рассмотрена нормативная база и основная терминология, используемая в технической диагностике, а также цели и задачи технической диагностики.
2. Рассмотрены существующие методы контроля технического состояния для оценки работоспособности контролируемых объектов.
3. Описаны особенности подхода к контролю и диагностированию объектов и систем применительно к атомным станциям.
4. Выполнен обзор методов контроля технического состояния объектов и систем АЭС.

РАЗДЕЛ 2. КОМПЛЕКСНАЯ МАТЕМАТИЧЕСКАЯ МОДЕЛЬ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ ПРОЦЕССОВ, ПРОИСХОДЯЩИХ В ДПЗ ПРИ ЕГО РАБОТЕ. МЕТОДИКА КОНТРОЛЯ ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ДПЗ

Для контроля состояния элементов и систем активной зоны ядерных реакторов различных типов, как и других сложных технических объектов в других областях техники, необходимо выполнять диагностические измерения. Целью этих измерений является получение информации для идентификации тех структурных параметров объекта, которые были отнесены к числу его диагностических признаков [5].

Исходный набор таких признаков формируется на основе проведения вариантных расчетов по функциональной (математической) модели. Выбираются те параметры и характеристики структуры, изменение которых в наибольшей степени влияет на изменение рабочих функций объекта. Вопросы методологии диагностирования связаны с решением ряда задач, рассмотрение которых было ранее представлено в некоторых работах, например, в [5], [45], [46], [47].

При решении этих задач предполагается, что есть математическая модель объекта (или она должна быть построена). Именно по этой модели должна определяться чувствительность выходных характеристик объекта диагностирования к тем или иным параметрам его структуры. Это означает, что определенный состав параметров структуры, на том или ином уровне детализации объекта должен входить в состав структуры такой модели. Иначе наиболее чувствительные к выходным характеристикам параметры структуры не попадут в процедуру идентификации по результатам диагностических измерений.

Следующий момент, который возникает при выборе начального набора диагностических признаков – это объем и номенклатура непосредственно измеряемых физических величин, которые должны быть определены с известными погрешностями. В зависимости от этих факторов становится возможным или невозможным сам процесс идентификации первоначального набора ДП (например, случай, когда количество ДП превышает количество возможных измерений),

который был определен по математической модели объекта на основе анализа величин коэффициентов чувствительности.

Далее возникает вопрос о погрешности определения идентифицированных ДП, которые находятся как погрешности косвенно измеряемых величин.

Следующий вопрос связан с тем, что делать с теми диагностическими признаками, которые не могут быть определены в рамках имеющегося объема диагностической информации?

Все перечисленное подводит процедуру технического диагностирования к введению понятия диагностической модели контролируемого объекта, под которой понимается совокупность связей между диагностическими признаками объекта и физическими величинами, измеряемыми в ходе диагностирования. Эти связи получаются на основе математической модели объекта в виде аналитических зависимостей, позволяющих находить не только величины ДП, но и погрешности их определения.

После решения задачи идентификации одного ДП и оценки погрешности его определения может быть поставлен диагноз о техническом состоянии объекта по найденному диагностическому признаку. При этом, в соответствии с требованиями технической диагностики, выход значений параметра или характеристики ДП за допустимые пределы должен означать переход объекта в неработоспособное состояние.

Полагается, что в этом случае объект диагностирования не может выполнять одну или несколько функций работоспособности, которые в наибольшей степени связаны с этим диагностическим признаком.

Далее подобная процедура повторяется для всех ДП, которые рассматриваются в окончательно выбранном наборе диагностических признаков.

Диагноз о состоянии рассматриваемого объекта ставится по итогам сопоставления полученных в ходе диагностирования результатов с границами допустимых значений, заданных конструктором изделия, для всех рассматриваемых диагностических признаков. По результатам диагностирования, проведенного в данный момент времени, объект будет признан работоспособным,

если диагноз о работоспособности поставлен по всему набору диагностических признаков.

2.1. Математическое моделирование электрических цепей

Электрический ток, как упорядоченное перемещение носителей электрических зарядов, протекает в замкнутой электрической цепи, включающей ряд элементов, определенных в теоретической электротехнике как источники и приемники электрической энергии [48].

Под источниками электрической энергии понимаются устройства, которые преобразуют в электрическую энергию другие виды энергии, например, ядерную энергию или механическую.

Как известно, в электротехнике выполняется некоторая идеализация элементов электрической цепи, в том числе и источников электрической энергии. При этом рассматриваются два вида источников энергии: источники электрического тока и источники напряжения.

Под идеальным источником напряжения (ЭДС) понимается элемент цепи, разность потенциалов на концах которого не зависит от величины протекающего через этот элемент тока. Иначе говоря, потери напряжения в таком источнике не происходит, поскольку его внутреннее сопротивление считается равным нулю.

В реальном источнике напряжения, который является элементом электрической цепи и создает разность потенциалов между своими выводами, присутствует внутреннее сопротивление. При протекании электрического тока через это сопротивление происходит падение напряжения, величина которого зависит от силы тока.

Идеальный источник тока, в свою очередь, представляет собой элемент цепи, через который проходит ток, значение которого остается постоянным независимо от напряжения на его выводах [10]. Внутреннее сопротивление такого элемента условно считается равным бесконечности, что обеспечивает нулевую величину электрического тока, протекающего внутри этого источника в обратном направлении.

В реальном источнике тока внутреннее электрическое сопротивление, оставаясь достаточно большой величиной по сравнению с сопротивлениями остальных элементов электрической цепи, тем не менее, допускает возможность обратного движения носителей заряда, что приводит к уменьшению величины тока, выдаваемому таким источником во внешний участок замкнутой электрической цепи с потребителями электрической энергии.

Далее выбирается положительное направление для электрического тока во внешней цепи с потребителями энергии. Например, в случае рассмотрения источника ЭДС (напряжения), это направление берется от контакта со знаком «+» в направлении контакта со знаком «-», а в случае наличия в цепи источника тока положительное направление может совпадать с направлением движения носителей зарядов, генерируемых этим источником во внешний участок цепи.

Можно определить величины разности потенциалов или падения напряжения на элементах внешнего участка цепи, которые являются потребителями электрической энергии.

С учетом направления движения электрического тока для этих элементов может быть определено положительное значение величины падения напряжения. В тоже время для элементов, являющихся генераторами электрической энергии, в которых разность потенциалов между контактами создается за счет других видов энергии (химической, механической, ядерной и др.) может приписано отрицательное значение падения напряжения на этих элементах.

Это связано с законом сохранения энергии в замкнутой цепи, когда алгебраическая сумма падений напряжения на всех элементах цепи полагается равной нулю, что эквивалентно равенству электрической энергии, выделяемой источниками, той энергии, которая поглощается приемниками энергии.

Если рассматривается электрическая цепь, в которой приемниками энергии являются только резистивные элементы, то обобщенное соотношение между выходным током i и напряжением u на контактах источника энергии в виде источника электрического тока J_0 или источника электродвижущей силы (ЭДС) E , можно представить в виде

$$u = i \cdot R_0 - E - J_0 \cdot R_0 \quad (2.1)$$

или в виде

$$i = u \cdot G_0 + E \cdot G_0 + J_0, \quad (2.2)$$

где: R_0 – внутреннее сопротивление реального источника тока или напряжения;
 G_0 – величина проводимости, определяемая по формуле

$$G_0 = \frac{1}{R_0}. \quad (2.3)$$

При этом считается, что сопротивление источника, как элемент схемы включается последовательно с источником напряжения и параллельно с источником тока.

При рассмотрении элементов внешнего участка электрической цепи, являющихся потребителями электрической энергии, необходимо записать соотношения между протекающим через элемент током i и разностью потенциалов между его концами (напряжением) u . При этом используются известные соотношения (уравнения элементов) [48]:

- для резистивного элемента (закон Ома)

$$u = i \cdot R; \quad (2.4)$$

- для емкостного элемента

$$i = C \frac{du}{dt}; \quad (2.5)$$

- для индуктивного элемента

$$u = L \frac{di}{dt}, \quad (2.6)$$

где R , C , L – сопротивление, емкость и индуктивность элемента внешнего элемента электрической цепи.

Математическая модель технического объекта, представляемого электрической цепью, может быть представлена в виде электрической цепи с сосредоточенными параметрами и построена на основе законов тока и напряжения Кирхгофа [5]. Представим математическую модель интересующего нас объекта в

виде системы двух уравнений. Первая система является алгебраической и определяет соединения отдельных элементов, входящих в цепь.

Вторая система может быть алгебраически-дифференциальной и состоит из уравнений этих элементов [100]. Она включает уравнения, которые описывают взаимосвязь между токами и напряжениями для каждого элемента цепи в виде соотношений, представленных выше. В случае чисто резистивной цепи вторая система состоит из алгебраических уравнений. Однако при наличии реактивных элементов, таких как индуктивности и емкости, система дополняется дифференциальными уравнениями.

Введенные в теории графов понятия используются при построении первой системы чисто алгебраических уравнений вне зависимости от наличия или отсутствия в цепи [5].

При объединении указанных систем получим математическую модель контролируемого объекта в виде электрической цепи с сосредоточенными параметрами [100].

В качестве примера можно взять RC -цепь из работы [5], которая представлена на рисунке 2.1.

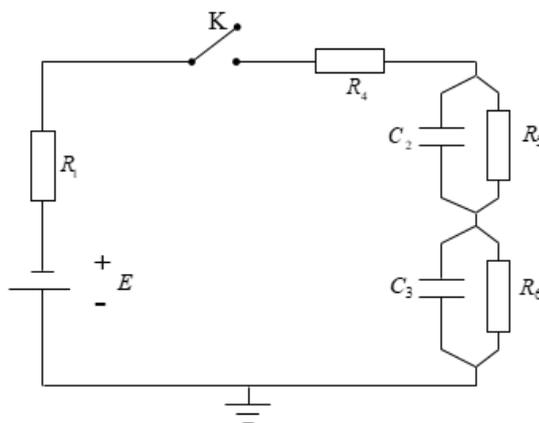


Рисунок 2.1 – Электрическая схема RC -цепи в виде резистивно-емкостного делителя напряжения

На этой схеме цепи с сосредоточенными параметрами представлены следующие обозначения: E – реальный источник ЭДС с внутренним сопротивлением R_1 ; R_4 , R_5 , R_6 – резисторы во внешнем участке цепи; C_2 , C_3 –

емкостные элементы; ключ K , обеспечивающий замыкание и размыкание электрической цепи.

Представленной схеме соответствует направленный граф цепи. Он включает три элемента, отнесенных к ветвям дерева графа (источник ЭДС E , емкости C_2, C_3) и три элемента (резисторы R_4, R_5, R_6), отнесенных к ветвям связи (хордам). Этот граф изображен на рисунке 2.2. При этом для ключа K отдельная ветвь не предусматривается.

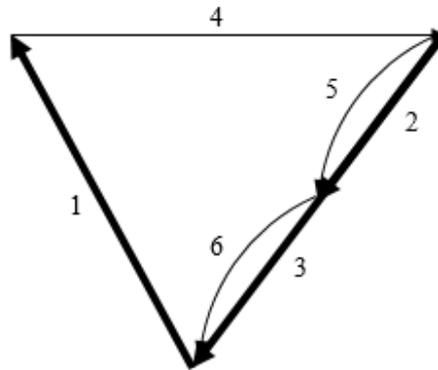


Рисунок 2.2 – Направленный граф резистивно-емкостной цепи

Для представленного примера резистивно-емкостной цепи могут быть сформированы матрица главных сечений \hat{D} и матрица главных контуров \hat{C} [100], имеющие следующий вид

$$\hat{D} = \begin{bmatrix} 1 & 0 & 0 & -1 & 0 & 0 \\ 0 & 1 & 0 & -1 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & 1 & -1 & 0 & 1 \end{bmatrix}; \quad \hat{C} = \begin{bmatrix} 1 & 1 & 1 & 1 & 0 & 0 \\ 0 & -1 & 0 & 0 & 1 & 0 \\ 0 & 0 & -1 & 0 & 0 & 1 \end{bmatrix}.$$

Система уравнений соединений элементов цепи может быть записана в матричной форме

$$\begin{cases} \hat{D} \cdot \vec{i} = \vec{0}; \\ \hat{C} \cdot \vec{u} = \vec{0}. \end{cases} \quad (2.7)$$

С учетом вышесказанного формируется система алгебраических уравнений соединений элементов цепи, к которой добавляется система уравнений представленных на схеме элементов [7]. Итоговая математическая модель данной цепи с сосредоточенными параметрами может быть записана в виде (2.8)

$$\left\{ \begin{array}{l} i_1 - i_4 = 0; \\ i_2 - i_4 + i_5 = 0; \\ i_3 - i_4 + i_6 = 0; \\ u_1 + u_2 + u_3 + u_4 = 0; \\ -u_2 + u_5 = 0; \\ -u_3 + u_6 = 0. \end{array} \right\}; \left\{ \begin{array}{l} u_1 = i_1 R_1 - E; \\ i_2 = C_2 \frac{du_2}{dt}; \\ i_3 = C_3 \frac{du_3}{dt}; \\ u_4 = i_4 R_4; \\ u_5 = i_5 R_5; \\ u_6 = i_6 R_6; \end{array} \right. . \quad (2.8)$$

Данная система содержит 12 неизвестных величин – токи $i_1, i_2, i_3, i_4, i_5, i_6$ и напряжения $u_1, u_2, u_3, u_4, u_5, u_6$.

Система (2.8) представляет собой один из вариантов математической модели контролируемого объекта, представленного в виде электрической цепи, схема замещения которой изображена на рисунке 2.1.

Дальнейшая работа с математической моделью включает сокращение числа неизвестных переменных цепи (токов и напряжений) в зависимости от того, какие величины могут быть измерены при диагностировании. Такое преобразование исходной модели является промежуточным этапом на пути к созданию диагностической модели объекта.

2.2. Диагностическое моделирование объектов

Как уже было отмечено, диагностическая модель представляет собой соотношения между величинами диагностических признаков контролируемого объекта и величинами непосредственно измеряемых физических и геометрических величин, значения которых связаны со структурой объекта и, в первую очередь с рассматриваемыми диагностическими признаками, подлежащими идентификации на основе этих измерений.

Непосредственные измерения других величин, возможно, не информативны для определения указанных диагностических признаков, но могут быть полезны для идентификации иного диагностического признака (одного или целой группы). Тогда можно наблюдать увеличение количества соотношений, включенных в ту или иную диагностическую модель рассматриваемого объекта [10]. Таким образом, мы подходим к выводу, что для одного и того же объекта может быть много

диагностических моделей. Связано это с разнообразием непосредственно измеряемых величин, включенных в объем диагностической информации.

Желательно чтобы все рассматриваемые диагностические модели имели более простой вид и не включали в себя множество ДП, одинаково влияющих на какую-то одну измеряемую величину. Иначе по результатам измерений сложно идентифицировать значение конкретного ДП и, как следствие, использовать полученное значение для установления причины отказа – дефекта, возникшего в объекте.

Процедура создания диагностической модели начинается с подготовки математической модели в виде написания соотношений между входными воздействиями, подаваемыми на объект, и выходными реакциями объекта, часть которых представляет набор тех рабочих функций, которые были определены конструктором данного объекта еще до его создания. В эти соотношения должны входить и те параметры структуры объекта, изменение которых в процессе эксплуатации оказывает влияние на величины параметров этих рабочих функций.

Проведение по такой математической модели вариантных расчетов с варьированием величин параметров структуры позволяет уточнить набор ДП объекта. После этого, путем исключения из дальнейшего рассмотрения части структурных параметров, может быть упрощена исходная математическая модель (ММ) объекта. При этом, однако, не должны выпасть из рассмотрения те параметры, которые ранее были отнесены к диагностическим признакам рассматриваемого объекта, а также величины, которые могут быть непосредственно измерены в ходе, как рабочего, так и тестового режима диагностирования [72].

Переход от ММ объекта диагностирования к диагностической модели (ДМ) можно выполнить разными способами. Так, например, если в состав ММ входят дифференциальные уравнения, то эти уравнения преобразуются в конечно-разностные, представляющие измененный вид ММ в виде системы алгебраических уравнений. Далее этот вид ММ используется для получения ДМ.

Наиболее подходящий для идентификации диагностических признаков вид ДМ получается, когда в нее входят простые соотношения, связывающие каждый диагностический признак с непосредственно измеряемыми величинами. Предельным случаем является непосредственное измерение того или иного диагностического признака, когда отпадает необходимость в создании ДМ. Поскольку реальные возможности для получения такого объема измерений для большинства технических объектов ограничены и возникает необходимость построения ДМ в том или ином виде.

При упрощении соотношений между непосредственно измеряемыми и вычисляемыми величинами появляется возможность не только решать задачу идентификации ДП, но и, в ряде случаев, уменьшать погрешность их определения на основе погрешности непосредственно измеряемых величин. Однако нужно понимать, что величины погрешностей (неопределенностей) ДП при использовании ДМ зависят не только от погрешностей непосредственно измеряемых величин, но и от точности определения других параметров, входящих в эту модель.

Как было отмечено, при проведении диагностирования ряд ДП могут быть определены в результате непосредственных (прямых) измерений. В этом случае в диагностической модели, которая теперь используется для нахождения оставшихся ДП, эти диагностические признаки рассматриваются как известные величины с известными погрешностями.

2.3. Построение математической модели измерительной цепи ДПЗ в статических режимах работы активной зоны ядерного реактора

Вопросы построения диагностических моделей контролируемых объектов достаточно подробно были рассмотрены в [5], [10] и ряде работ других авторов. В данном разделе основной целью построения диагностических моделей является получение алгоритмов и создание программных средств для контроля технического состояния ДПЗ ядерных реакторов.

ДПЗ представляет собой детектор нейтронного потока, расположенный внутри активной зоны ядерного реактора, и может рассматриваться как один из ее элементов, изменяющий свое состояние в процессе работы реактора.

Контроль технического состояния измерительной цепи ДПЗ осуществляется путем измерения сопротивления изоляции измерительного кабеля [116]. В данном случае измерительная цепь рассматривается как электрическая цепь с сосредоточенными параметрами. В такой цепи сопротивление изоляции представляется некоторым резистором, соединяющим токовую жилу детектора с ее экраном. При уменьшении сопротивления такого резистора, что может иметь место в силу ряда процессов, протекающих в АЗ, возрастает величина тока утечки, что, в свою очередь, приводит к значительному уменьшению выходного токового сигнала ДПЗ, регистрируемого измерительными приборами. В результате происходит уменьшение вычисленной чувствительности ДПЗ при одной и той же генерирующей способности эмиттера.

Принцип действия ДПЗ позволяет рассматривать его как источник тока короткого замыкания [49].

С учетом этого и того, что было сказано о причинах уменьшения измеряемого полезного сигнала, можно прийти к выводу, что диагностическим признаком самого ДПЗ должна быть генерирующая способность эмиттера J_0 . Этот параметр уменьшается при выгорании материала эмиттера датчика в процессе кампании активной зоны.

Более подробно процесс генерации электрического тока изложен в разделе 3 данной диссертации.

Известно, что для определения не только величины сопротивления изоляции измерительной цепи детектора, но и генерирующей способности эмиттера самого датчика, фактически являющегося первичным преобразователем нейтронного потока в электрический сигнал, создавались два статических режима работы измерительной цепи датчика [50], [70], [72].

В результате выполненных в этих режимах измерений и в процессе их обработки формировалась система алгебраических уравнений с двумя

неизвестными величинами: проводимость изоляции G , генерирующая способность эмиттера (мощность источника тока) J_0 [64].

Для реализации первого статического режима (рабочий режим ДПЗ) используется схема, которая представлена на рисунке 2.3.

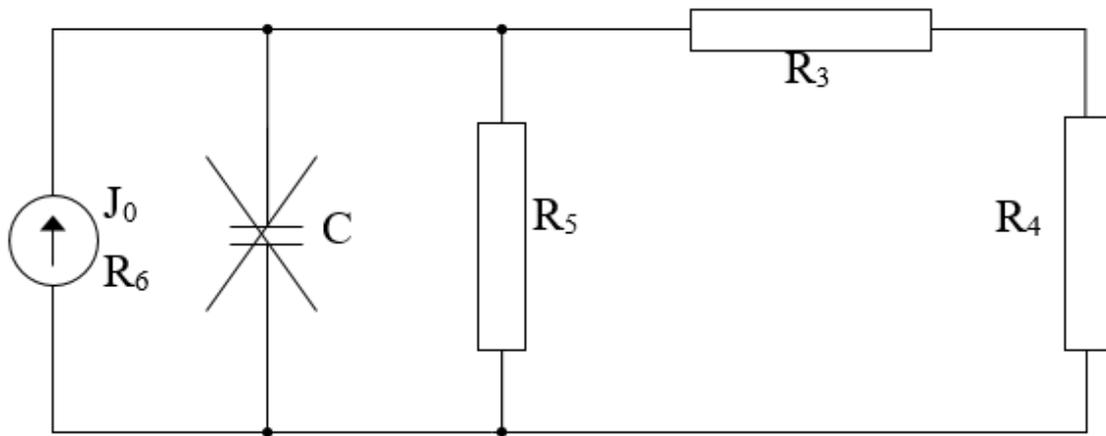


Рисунок 2.3 – Эквивалентная электрическая схема замещения измерительной цепи ДПЗ в рабочем режиме

Введены следующие обозначения: J_0 , R_6 – мощность и внутреннее сопротивление источника тока; R_3 – резистор, необходимый для обеспечения измерительного процесса; R_4 – сопротивление нагрузки, с которого снимается выходной сигнал детектора; R_5 – сопротивление изоляции измерительного кабеля; C – емкость кабеля измерительной цепи, которая в статических режимах представляется как разрыв в электрической цепи.

Нумерация ветвей схемы электрической цепи введена в соответствии с принятой в теоретической электротехнике последовательностью и с учетом добавления в дальнейшем новых элементов: дополнительного источника ЭДС и рассматриваемой емкости C , представленной выше [56].

На основе системы уравнений соединения элементов электрической цепи (законы токов и напряжений Кирхгофа) и системы уравнений, представленных на рисунке 2.3 элементов, составляется система уравнений (2.9)

$$\left\{ \begin{array}{l} i_3 + i_5 - i_6 = 0 \\ i_4 + i_5 - i_6 = 0 \\ -u_3 - u_4 + u_5 = 0 \\ u_3 + u_4 + u_6 = 0 \end{array} \right. ; \left\{ \begin{array}{l} u_3 = R_3 i_3 \\ u_4 = R_4 i_4 \\ u_5 = R_5 i_5 \\ u_6 = i_6 R_6 - J_0 R_6 \end{array} \right. , \quad (2.9)$$

где:

$$G_3 = 1/R_3; \quad G_4 = 1/R_4; \quad G_5 = 1/R_5; \quad G_6 = 1/R_6; \quad G = G_5 + G_6 . \quad (2.10)$$

Решая данную систему можно получить значения всех токов и напряжений в ветвях рассматриваемой электрической цепи. Для решения задачи диагностирования ДПЗ будем рассматривать только протекающий через резистор R_4 ток i_4 , который может быть измерен [5].

Решая систему (2.9) относительно тока i_4 , получаем

$$i_4 = G_4 u_4 = \frac{G_3 G_4 J_0}{G_3 G_4 + (G_3 + G_4) G} . \quad (2.11)$$

Обозначим измеряемую величину тока в данном режиме как I_1 ($I_1 = i_4$).

Рассмотрим второй статический режим, который будет реализован в соответствии со схемой, представленной на рисунке 2.4 [51].

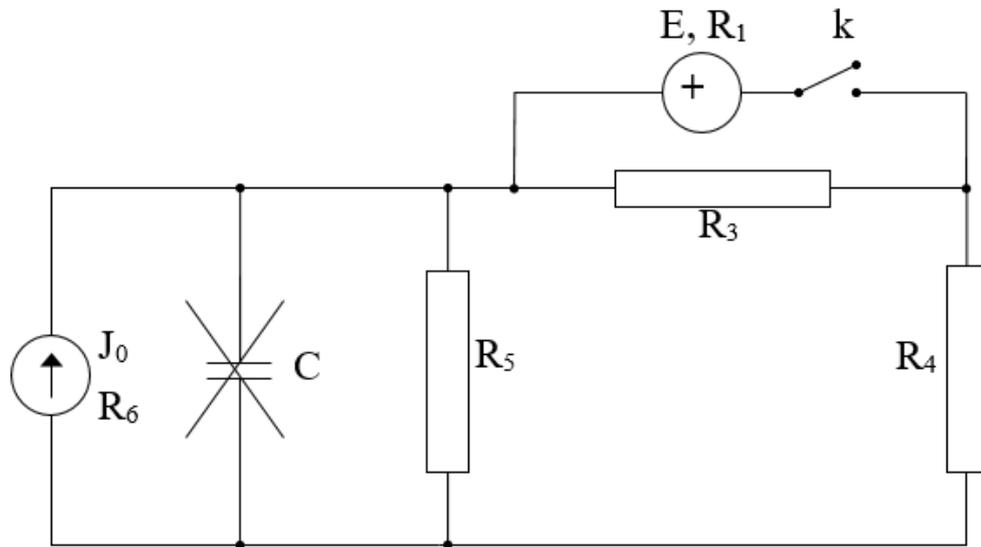


Рисунок 2.4 – Эквивалентная электрическая схема замещения измерительной цепи ДПЗ в диагностическом режиме

Этот режим создается, когда в цепь детектора в определенный момент времени при замыкании ключа k подключается дополнительный источник напряжения, имеющий ЭДС, равную E и внутреннее сопротивление R_1 [70]. При

этом требуемый статический режим установится лишь тогда, когда в электрической цепи закончится переходный процесс, обусловленный наличием емкости C .

После установления нового статического режима через резистор R_4 будет также протекать ток i_4 , величина которого будет отличаться от тока через этот резистор в первом статическом режиме (основной режим работы датчика). Аналогично первому, в втором режиме выполним измерение того же тока и обозначим полученную величину как $I_2=i_4$.

Система уравнений цепи для второго режима будет иметь вид, аналогичный системе (2.9):

$$\left\{ \begin{array}{l} i_1 - i_3 - i_5 + i_6 = 0 \\ i_4 + i_5 - i_6 = 0 \\ u_1 + u_3 = 0 \\ u_1 - u_4 + u_5 = 0 \\ -u_1 + u_4 + u_6 = 0 \end{array} \right. ; \left\{ \begin{array}{l} u_1 = i_1 R_1 - E \\ u_3 = R_3 i_3 \\ u_4 = R_4 i_4 \\ u_5 = R_5 i_5 \\ u_6 = i_6 R_6 - J_0 R_6 \end{array} \right. , \quad (2.12)$$

Решая эту систему относительно интересующего нас тока i_4 , получаем:

$$i_4 = G_4 u_4 = \frac{(G_1 + G_3) G_4 J_0 - G_1 G_4 G E}{(G_1 + G_3) G_4 + (G_1 + G_3 + G_4) G}, \quad (2.13)$$

где

$$G_1 = 1/R_1; \quad G_3 = 1/R_3; \quad G_4 = 1/R_4; \quad G_5 = 1/R_5; \quad G_6 = 1/R_6; \quad G = G_5 + G_6. \quad (2.14)$$

Подставив в уравнения (2.11) и (2.13) измеренные значений тока I_1 и I_2 и решив их совместно, становится возможным найти искомые диагностические признаки J_0 и G (R) в статических режимах работы измерительной цепи ДПЗ при работе ядерного реактора на одном уровне мощности [43].

Поскольку генерирующая способность эмиттера ДПЗ зависит от нейтронного потока Φ в месте установки каждого датчика [50], включение параметра J_0 в рассматриваемые диагностические признаки позволяет говорить о том, что системы уравнений (2.9) и (2.12) являются частью комплексной математической модели процессов, происходящих в ДПЗ.

Такой подход позволяет учитывать как электрические процессы, в измерительной цепи ДПЗ, так и нейтронно-физические процессы, происходящие непосредственно в эмиттере датчика, который выгорает под воздействием нейтронного потока. Введение комплексной модели описания процессов в нейтронном детекторе позволяет производить уточнение величины электрического тока в цепи детектора, обусловленного непосредственно нейтронным потоком в месте установки ДПЗ на момент проведения диагностических измерений. Следствием такого подхода может быть повышение точности нахождения величины чувствительности датчика S , которая определяется по формуле (2.15) и меняется с выгоранием активной зоны.

$$S = J_0/\Phi. \quad (2.15)$$

2.4. Постановка диагноза о техническом состоянии детектора нейтронов по диагностическим признакам в виде параметров измерительной цепи.

Для постановки диагноза о техническом состоянии объекта в момент проведения диагностической проверки необходимо иметь информацию не только о величинах найденных диагностических признаков, но и о погрешности получения этих величин. После этого с использованием метода допускового контроля рассматривается вопрос об оценке вероятности нахождения полученной величины каждого ДП в области, допустимой для работоспособного состояния [79].

Область допустимых значений ДП может быть установлена путем проведения расчетов по программе, реализующей математическую модель объекта, а в нашем случае с использованием систем уравнений (2.9) и (2.12).

Перейдя на новые диагностические признаки, становится возможным снять ограничения, используемые в традиционных методах контроля, и, как следствие, расширить область и время использования диагностируемого изделия [51].

Рассмотрим в качестве примера ранее введенное ограничение на сопротивление изоляции измерительного кабеля R или обратную величину в виде параметра G , представляющего проводимость изоляции этого кабеля.

Моделирование, проведенное при помощи расчетной программы [113], основанной на математической модели в виде систем уравнений (2.9), (2.12) показало, что ранее установленное ограничение для параметра ($R \approx 10^6$ Ом) может быть значительно снижено [50, [70], [72]. Таким образом, переход на новый диагностический признак в виде генерирующей способности эмиттера J_0 позволяет расширить диапазон работоспособности ДПЗ примерно на 3-4 порядка, что связано с тем, что величина J_0 не зависит от параметров линии связи, которые оказывают существенное влияние на выходной сигнал датчика в виде тока i_4 . Оставшееся ограничение будет связано с возможной точностью измерения выходного сигнала i_4 и той доверительной вероятностью при постановке диагноза, о которой говорилось выше.

На рисунке 2.5 показано отношение тока i_4 , который течет через нагрузочное сопротивление R_4 и может быть измерен, к току J_0 в зависимости от сопротивления изоляции кабеля $R=1/G$.

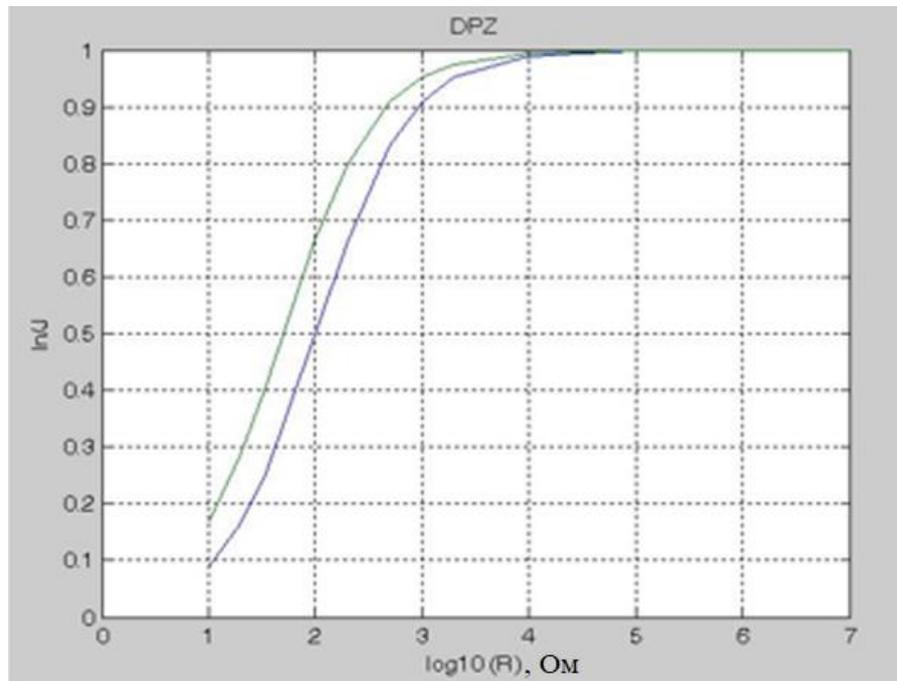


Рисунок 2.5 – Отношение измеряемого тока i_4 к величине тока J_0 в зависимости от сопротивления для тока утечки R

Две кривые на графике приведены с учетом, того, что при включении дополнительного источника ЭДС в диагностическом режиме, величина тока через нагрузочный резистор R_4 будет отличаться от величины тока, протекающего через

тот же резистор в рабочем режиме работы датчика. Величина может быть больше или меньше в зависимости от полярности включаемого в измерительную цепь дополнительного источника ЭДС. Величина генерируемого эмиттером ДПЗ тока J_0 в обоих случаях будет одной и той же. Верхняя кривая соответствует диагностическому статическому режиму работы измерительной цепи датчика, нижняя – рабочему статическому [118].

2.5. Определение параметров элементов схемы ДПЗ в динамических режимах работы измерительной цепи

В этом разделе на основе использования динамического режима измерительной цепи датчика при работе реактора на стационарном уровне мощности попробуем расширить число диагностических признаков датчика за счет включения в этот список емкости кабеля измерительной цепи. Величина этого параметра может оказывать влияние на выходной сигнал ДПЗ при его дальнейшем использовании в динамических режимах работы активной зоны ядерного реактора.

На рисунке 2.6 представлена схема диагностического режима для определения диагностических параметров ДПЗ. Рассмотрим переходный процесс, который возникает в измерительной цепи ДПЗ при включении дополнительного источника ЭДС при замыкании ключа k .

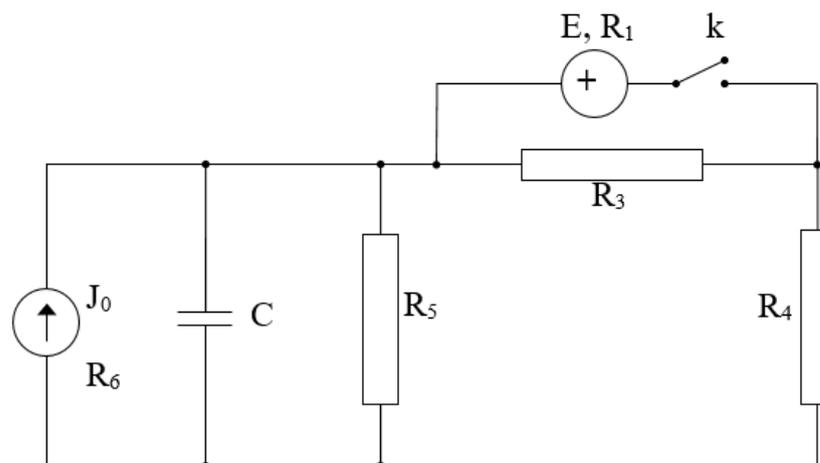


Рисунок 2.6 – Электрическая схема измерительной цепи при использовании переходного процесса в цепи датчика

По-прежнему измеряется величина тока, протекающего через нагрузочный резистор R_4 , но только теперь это будет функция от времени т.е. $i_4=i_4(t)$.

Для формирования математической модели процесса может быть составлена система уравнений, аналогичная (2.9) и (2.12). Отличие от ранее рассмотренных случаев связано с тем, что за счет уравнения реактивного элемента в виде емкости C это уже будет система алгебраическо-дифференциальных уравнений.

$$\left\{ \begin{array}{l} i_1 - i_3 + i_4 = 0 \\ i_2 + i_4 + i_5 - i_6 = 0 \\ u_1 + u_3 = 0 \\ -u_1 - u_2 + u_4 = 0 \\ -u_2 + u_5 = 0 \\ u_2 + u_6 = 0 \end{array} \right. ; \left\{ \begin{array}{l} u_1 = i_1 R_1 - E \\ i_2 = C \frac{du_2}{dt} \\ u_3 = R_3 i_3 \\ u_4 = R_4 i_4 \\ u_5 = R_5 i_5 \\ u_6 = i_6 R_6 - J_0 R_6 \end{array} \right. . \quad (2.16)$$

Для определения величины емкости C необходимо знать изменения напряжения и тока через этот элемент как функций от времени переходного процесса. Для нахождения величин $u_2 = u_2(t)$ и $i_2 = i_2(t)$ используем систему (2.16). Исходим из того, что в систему входит измеряемая величина $i_4 = i_4(t)$. Ранее полученные формулы для статических режимов могут быть использованы при проведении проверок результатов, полученных в динамических режимах.

$$\left\{ \begin{array}{l} I_1 = \frac{G_3 G_4 J_0}{G_3 G_4 + (G_3 + G_4) G} \\ I_2 = \frac{(G_1 + G_3) G_4 J_0 - G_1 G_4 G E}{(G_1 + G_3) G_4 + (G_1 + G_3 + G_4) G} \end{array} \right. . \quad (2.17)$$

Для величин $u_2 = u_2(t)$ и $i_2 = i_2(t)$ были получены формулы:

$$\begin{aligned} u_2(t) &= i_4(t)(RR * R_1 + R_4) + E(1 - RR) \\ i_2(t) &= J_0 - i_4(t)(1 + (RR * R_1 + R_4)G) - E(1 - RR)G \end{aligned} \quad (2.18)$$

где G – проводимость, определяемая по формуле

$$G = G_5 + G_6, \quad (2.10)$$

RR – величина, определяемая по формуле:

$$RR = R_1 / (R_1 + R_3). \quad (2.20)$$

Остальные величины были определены выше. Для нахождения величины C используется формула:

$$C = \frac{i_2}{\frac{du_2}{dt}}, \quad (2.21)$$

которая при проведении численных расчетов по результатам измерения тока i_4 в моменты времени $t_1, t_2, t_3, \dots, t_n, t_{n+1}$, запишется в виде:

$$C(t_i) = \frac{i_2(i+1) + i_2(i)}{2} \Big/ \frac{u_2(i+1) - u_2(i)}{t(i+1) - t(i)}, \quad i = 1, 2, \dots, n, \quad (2.22)$$

По результатам измерения тока i_4 в статических и динамических режимах измерительной цепи ДПЗ, а также нейтронного потока Φ в месте установки датчика, могут быть определены значения его диагностических признаков. Генерирующая способность эмиттера при этом будет использоваться для вычисления коэффициента чувствительности S диагностируемого датчика прямого заряда.

После выполненных действий может быть сделан вывод о техническом состоянии датчика путем сравнения фактических значений диагностических признаков с предельно допустимыми ($S=21 \cdot 10^{-20}$ (А·см²·с)/(м·нейтр), информация по сопротивлению изоляции приведена выше, минимально допустимое значение емкости подлежит дальнейшему определению) [118]. Вышеуказанные формулы были реализованы в алгоритме соответствующей вычислительной программы [113].

Однако, стоит отметить, что в связи с тем, что стандартная частота регистрации информации в СВРК составляет одну секунду, возможность получения информации о величине емкости измерительной цепи ограничена (что связано с величиной n в формуле (2.22)). В современных версиях СВРК, используемых на ВВЭР-1200, частота регистрации информации может настраиваться, однако, при ее изменении соответствующим образом увеличатся и объемы получаемых и обрабатываемых данных о состоянии активной зоны, что не требуется в штатных режимах работы. В то же время недостаточность объема информации о величине емкости приводит к росту погрешности при ее расчете.

В связи с этим предлагается дополнительно определять контролируемые параметры ДПЗ путем проведения диагностических измерений в переходных

режимах работы ядерного реактора. Для этого предлагается использовать информацию, получаемую при двух статических режимах работы реактора на уровнях мощности N_1 и N_2 и в динамическом режиме работы активной зоны при переходе с уровня мощности N_1 на уровень мощности N_2 . Это позволит уточнять величины генерирующей способности, сопротивления изоляции и емкости цепи, не увеличивая при этом объем измерительной информации, обрабатываемой СВРК [116], [118].

Величина J_0 в данном случае рассматривается как функция от времени:
 $J_0=J_0(t)$

$$J_0(t) = C(R_3 + R_4) \frac{di_4(t)}{dt} + i_4(t)(1 + (R_3 + R_4) * (R_5 + R_6)/(R_5 R_6)) . \quad (2.23)$$

После определения параметров измерительной цепи ДПЗ, а также измерения нейтронного потока на обоих рассматриваемых уровнях мощности реактора, определяются уточненные значения диагностических признаков ДПЗ:

$$R = (R_1 + R_2)/2, C = (C_1 + C_2)/2, S = (S_1 + S_2)/2, \quad (2.24)$$

где индекс «1» соответствует уровню мощности N_1 , индекс «2» – уровню мощности N_2 .

Представленная методика, на которую был получен патент на изобретение РФ [117], позволяет повысить точность определения диагностических признаков ДПЗ ~ в 2 раза.

Выводы по разделу 2

1. Представлена комплексная математическая модель, описывающая процессы, происходящие в ДПЗ при его работе, на основе которой определяются диагностические признаки ДПЗ в виде электрических параметров измерительной цепи, а один из них (генерирующая способность эмиттера) используется для уточнения нейтронного потока в момент проведения измерений в месте расположения датчика, который определяется через нейтронно-физические характеристики этого датчика.

2. Разработаны алгоритмы и создан блок программы для контроля технического сопротивления изоляции измерительного кабеля ДПЗ и

генерирующей способности эмиттера в статических режимах работы измерительной цепи ДПЗ.

3. Проведенные расчетные исследования показали значительное расширение (на 3-4 порядка в сторону уменьшения сопротивления изоляции) допустимого диапазона использования ДПЗ по сравнению с традиционными методами контроля его работоспособного состояния, при использовании представленной комплексной математической модели.

4. Предложена методика использования измерительной информации о диагностических признаках ДПЗ при работе реактора на двух разных стационарных уровнях мощности, позволяющая повысить точность их определения ~ в 2 раза.

5. Разработан алгоритм и создана расчетная программа для определения величины емкости измерительного кабеля ДПЗ в динамических режимах работы измерительной цепи датчика.

РАЗДЕЛ 3. МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ В ДИНАМИЧЕСКИХ РЕЖИМАХ РАБОТЫ АКТИВНОЙ ЗОНЫ НА ОСНОВЕ ПОКАЗАНИЙ ДПЗ

Контроль технического состояния элементов активной зоны ядерного реактора необходим для оценки их остаточного ресурса и повышения надежности. Особое значение при решении данной задачи имеет оценка состояния ДПЗ, входящих в состав СВРК реакторов ВВЭР [86], [112].

Данные датчики являются источниками тока, разность потенциалов на контактах которых создается благодаря кинетической энергии заряженных частиц, которые возникают при распаде ядер материала эмиттера под воздействием нейтронного потока в активной зоне [49], [90]. ДПЗ состоят из эмиттера (для реакторов ВВЭР эмиттер ДПЗ, как правило, родиевый [49], [111]), коллектора и диэлектрика, разделяющего собой эмиттер и коллектор.

ДПЗ данного типа в основном используются при стационарных режимах работы ядерных реакторов, что связано с инерционностью токового сигнала датчиков при изменении нейтронного потока в активной зоне. В связи с этим принимались меры по устранению той части выходного электрического тока ДПЗ, которая была обусловлена запаздывающими электронами, появление которых обусловлено более ранними значениями нейтронного потока. Коррекция выходного токового сигнала для момента времени регистрации нейтронного потока может быть выполнена путем аппаратной или программной корректировки этого сигнала [52], [53], [54]. На основе откорректированных показаний таких датчиков строится распределение нейтронного потока по объему активной зоны. Это распределение затем средствами СВРК пересчитывается в объемное энерговыделение активной зоны [55], [77], [82], [85].

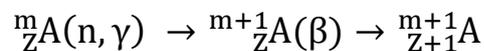
Математическое моделирование нейтронно-физических процессов в ДПЗ позволяет использовать датчики для получения более широкого перечня нейтронно-физических характеристик активной зоны. Основываясь на построенной математической модели ДПЗ, а также ее интеграции в математические модели кинетики ядерного реактора становится возможным подойти к решению

задачи оценки величин реактивности активных зон реакторов ВВЭР на основе показаний ДПЗ, а также задачи контроля степени выгорания делящихся элементов сердечников твэлов. Решение данной задачи позволяет проводить контроль технического состояния ряд элементов активной зоны по их фактическому состоянию и обеспечить физическое разнообразие контроля состояния активной зоны [56].

В данном разделе приведено описание конструкции и принципа работы ДПЗ, а также математических моделей и созданного на их основе программного обеспечения для решения задач, упомянутых выше.

3.1 Принцип действия датчиков прямого заряда. Конструкция датчиков прямого заряда

Нейтронные ДПЗ по принципу действия можно разделить на активационные (инерционные) и комптоновские. В активационных ДПЗ существенный вклад в токовый сигнал вносят β -частицы, возникающие при распаде ядер элементов эмиттера, появившихся в нем под воздействием нейтронного потока в месте установки датчика при реакции:



В комптоновских ДПЗ основной вклад вносят фото- и комптоновские электроны, которые образуются при взаимодействии γ -квантов с материалом эмиттера [55], [111], [112].

Конструкция ДПЗ приведена на рисунке 3.1.

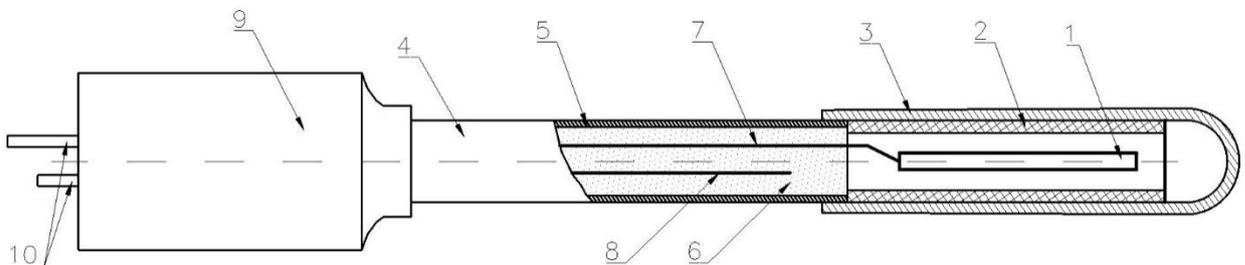


Рисунок 3.1 – Конструкция ДПЗ

На рисунке обозначены: 1 – эмиттер; 2 – диэлектрик (изолятор); 3 – коллектор; 4 – линия связи; 5 – оболочка; 6 – изоляция кабеля; 7 – сигнальная

(токовая) жила; 8 – компенсационная (фоновая) жила; 9 – гермоввод; 10 – токовыводы.

При воздействии нейтронного потока в активной зоне на эмиттере образуются заряженные частицы, которые покидают эмиттер и оседают на коллекторе, что создает соответствующую разность потенциалов. Сигнальная жила линии связи подключается к эмиттеру, а его оболочка заземляется. В результате, возникает электрический ток, который протекает через измерительный прибор, подключенный через токовыводы к сигнальной и фоновой жилам. Выходной сигнал, измеренный данным образом, будет пропорционален плотности нейтронного потока в месте установки датчика [49], [55], [89].

В качестве эмиттера для инерционных датчиков, как правило, применяются родий, серебро и ванадий, из которых наиболее широкое распространение получил родий ввиду наибольшей по сравнению с ванадием и серебром чувствительности. Так, чувствительность к тепловым нейтронам у родиевых ДПЗ составляет $21 \cdot 10^{-20}$ (А·см²·с)/(м·нейтр) [78], [111], а для ванадиевых и серебряных – $1,5 \cdot 10^{-20}$ и $9 \cdot 10^{-20}$ (А·см²·с)/(м·нейтр) соответственно [49].

В комптоновских ДПЗ в качестве эмиттеров могут использоваться кадмий, гадолиний, кобальт, платина, эрбий и гафний [87]. Чувствительность таких эмиттеров значительно ниже по сравнению с эмиттерами активационных ДПЗ [49], [55]. Например, чувствительность к тепловым нейтронам кобальтовых ДПЗ составляет всего лишь $0,17 \cdot 10^{-20}$ (А·см²·с)/(м·нейтр), а платиновых – $0,04 \cdot 10^{-20}$ (А·см²·с)/(м·нейтр) [49].

Коллектор ДПЗ обычно заземляется и служит в качестве герметизирующего элемента датчика. В качестве материалов для коллектора, как правило, применяются нержавеющая сталь, алюминий, никель и их сплавы.

Изолятор отделяет эмиттер от коллектора. В качестве него выступают твердые диэлектрики, имеющие высокую радиационную и термостойкость, а также высокое электрическое сопротивление. Изолятор препятствует протеканию обратного тока в детекторе, обусловленного вторичными электронами, выбитыми из материала коллектора [55].

По линии связи ДПЗ передается токовый сигнал датчика к измерительному прибору. Она состоит из токоведущей жилы, изоляции и оболочки. В качестве линии связи в ДПЗ используется жаростойкий кабель в металлической оболочке с изоляцией из оксида магния.

Информация по энерговыделению в активной зоне, рассчитанному в СВРК на основе показаний ДПЗ, передается оператору АЭС на автоматизированное рабочее место системы группового и индивидуального управления (АРМ СГИУ), при помощи которого оператор может управлять перемещением органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ). Помимо этого, сигналы о превышении максимально допустимого значения энерговыделения передаются в систему аварийной защиты ядерного реактора. Данная система обеспечивает отключение реактора с целью предотвращения нарушения пределов безопасной эксплуатации, характеризующих целостность топлива и оболочек ТВЭЛОВ, при возникновении значительных локальных неравномерностей в распределении энерговыделения в активной зоне реактора [85].

В активационных ДПЗ, используемых в СВРК реакторов ВВЭР, существенный вклад в выходной токовый сигнал вносит активационная (инерционная) токовая составляющая [54].

Комптоновские же ДПЗ характеризуются безынерционностью токового процесса и, следовательно, активационный ток в них равен нулю. Однако, несмотря на этот факт, как было сказано выше, данные датчики обладают гораздо меньшей чувствительностью ко всем типам нейтронов в сравнении с активационными ДПЗ.

В связи с тем, что наиболее широкое распространение в СВРК реакторов ВВЭР получили активационные ДПЗ с эмиттерами из родия, далее речь пойдет только о них.

Как было сказано выше, основной составляющей выходного токового сигнала ДПЗ является составляющая, связанная с активацией ядер эмиттера ^{103}Rh при взаимодействии с нейтронами в активной зоне. В результате этого происходит образование ядер $^{104\text{m}}\text{Rh}$ и ^{104}Rh и их последующий распад.

Кроме того, 5-8% выходного сигнала формируется за счет мгновенной (комптоновской) токовой составляющей [54], которая возникает в результате (n, γ)-реакции взаимодействия эмиттера ДПЗ с нейтронами и последующего взаимодействия γ -квантов с эмиттером, за счет чего образуются электроны [81], [84], [110]. Помимо этого, 3-5% в выходном сигнале также составляют токи линии связи, возникающие под воздействием нейтронного излучения и γ -поля части активной зоны, через которую проходит линия связи [88].

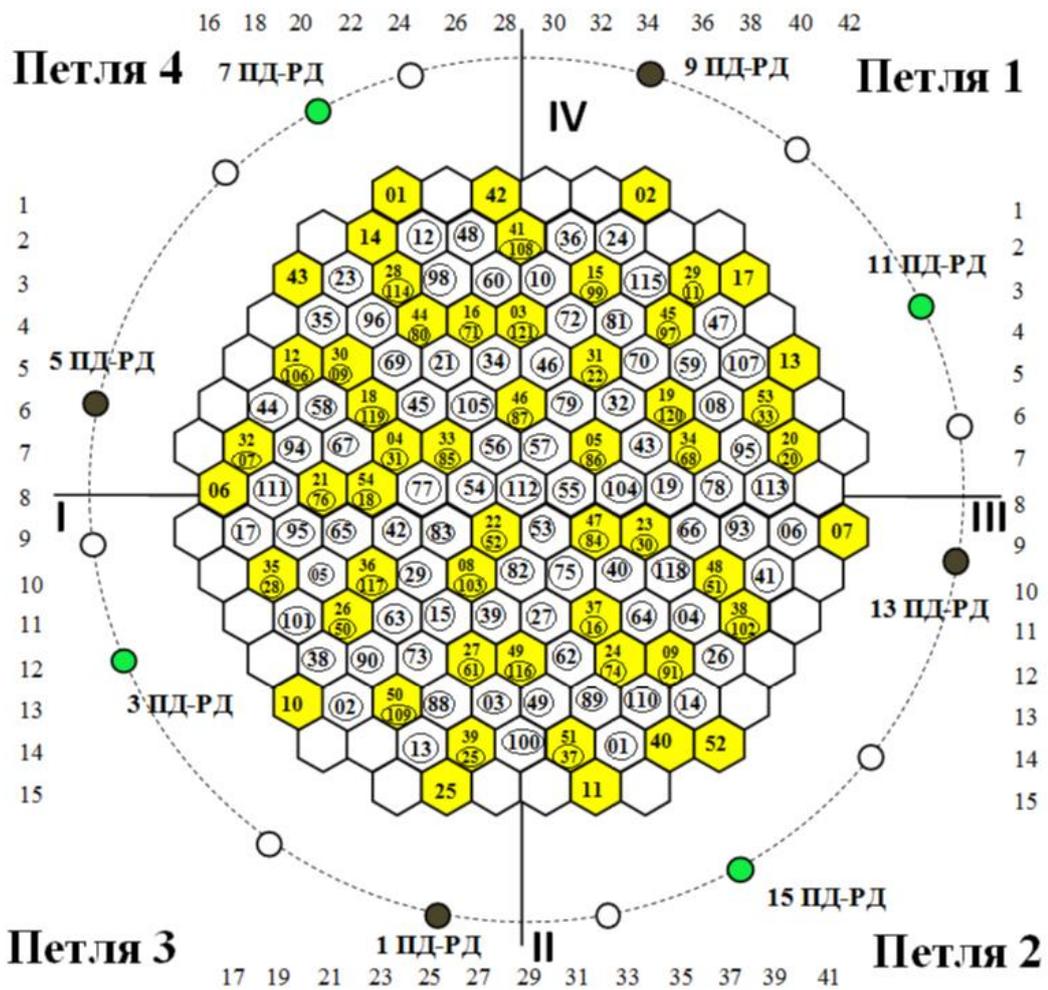


Рисунок 3.2 – Картограмма расположения каналов с ДПЗ и ИК реактора ВВЭР-1200

Перед установкой в активную зону ДПЗ помещаются по семь датчиков в нейтронные измерительные каналы (КНИ), которые, в свою очередь, помещаются в определенные ТВС, рассредоточенные по активной зоне.

На рисунке 3.2 представлена картограмма расположения сборок ТВС с ДПЗ. Желтым цветом на рисунке обозначены ТВС, в которых находятся ДПЗ. Помимо этого, на рисунке указано расположение ионизационных камер ИК СУЗ, находящихся за пределами активной зоны. Обведенными цифрами на рисунке показаны порядковые номера органов регулирования системы управления и защиты реактора ВВЭР (ОР СУЗ), не обведенными – порядковые номера нейтронных измерительных каналов с ДПЗ.

3.2 Математическая модель датчиков прямого заряда. Устранение инерционности токового сигнала датчиков прямого заряда

Как было упомянуто ранее, активационные ДПЗ обладают естественной инерционностью выходного сигнала, что означает, что при работе реактора в динамических режимах их показания не будут пропорциональны нейтронному потоку в месте расположения датчика [80]. Если показания детектора не будут откорректированы (программно либо аппаратно), это приведет к росту погрешности при расчете объемного энерговыделения по показаниям ДПЗ [57], [80].

В литературе неоднократно описывались различные методы коррекции показаний ДПЗ. Так, например, в [53] предлагалось использовать программный метод и применять для устранения инерционности фильтр Калмана, а в [57], [58], [80] использовать электронную аппаратуру, встроенную в измерительную цепь ДПЗ.

Выходной токовый сигнал ДПЗ состоит из трех составляющих: активационной, мгновенной и токов линии связи. Поскольку влияние токов линии связи на выходной сигнал датчика может быть автоматически устранено при наличии в линии связи компенсационной жилы, в дальнейшем рассматриваются только активационный и мгновенный токи ДПЗ.

Таким образом, изменение выходного токового сигнала ДПЗ во времени определяется как

$$I(t) = I_a(t) + I_k(t), \quad (3.1)$$

где $I(t)$ – ток эмиттера, $I_a(t)$ – активационная составляющая тока, $I_k(t)$ – комптоновская составляющая.

Активационная составляющая тока ДПЗ определяется как

$$I_a(t) = ek_a\lambda_1 C_1(t), \quad (3.2)$$

где e – заряд электрона; k_a – коэффициент, учитывающий поглощение электронов в материалах эмиттера и изолятора; λ_1 – постоянная распада изотопа ^{104}Rh ; $C_1(t)$ – концентрация изотопа ^{104}Rh в эмиттере ДПЗ.

Комптоновская составляющая определяется по формуле

$$I_k(t) = ek_k F(t) C_0(t) (\sigma_1 + \sigma_2), \quad (3.3)$$

где k_k – коэффициент пропорциональности, учитывающий переход от γ -квантов к комптоновским электронам (фотоэлектронам); $F(t)$ – изменение во времени нейтронного потока, C_0 – концентрация изотопа ^{103}Rh в эмиттере ДПЗ, σ_1 , σ_2 – микросечения взаимодействия изотопа ^{103}Rh с нейтронным потоком, приводящие к появлению ^{104}Rh и ^{104m}Rh .

Изменение концентрации изотопа ^{104}Rh определяется по уравнению

$$\frac{dC_1}{dt} = \sigma_1 F(t) C_0(t) - \lambda_1 C_1(t) + \lambda_2 C_2(t) - \sigma_3 F(t) C_1(t), \quad (3.4)$$

где $C_2(t)$ – концентрация изотопа ^{104m}Rh в эмиттере ДПЗ; λ_2 – период полураспада изотопа ^{104m}Rh , σ_3 – микросечение взаимодействия изотопа ^{104m}Rh с нейтронным потоком, приводящее к появлению ^{105}Rh .

Изменение концентрации изотопа ^{104m}Rh определяется по уравнению

$$\frac{dC_2}{dt} = \sigma_2 F(t) C_0(t) - \lambda_2 C_2(t) - \sigma_4 F(t) C_2(t), \quad (3.5)$$

где σ_4 – микросечение взаимодействия изотопа ^{104}Rh с нейтронным потоком, приводящее к появлению ^{105}Rh .

Для коррекции показаний ДПЗ на АЭС России применяется метод обработки показаний корректирующим фильтром [53], [59].

Корректировка производится следующим образом:

1. Определяются параметры передаточной функции ДПЗ, или (что аналогично) аналогового фильтра (каковым является родиевый ДПЗ по отношению к нейтронному потоку) решением системы дифференциальных уравнений

математической модели токообразования в родиевом ДПЗ методом преобразований Лапласа [122], [123];

2. Параметры аналогового фильтра переводятся в параметры цифрового фильтра P_Z билинейным преобразованием;

3. Вычисляются параметры обратного цифрового фильтра P^{-1}_Z .

Полученный таким образом цифровой корректирующий фильтр скомпенсировать инерционность ДПЗ.

Выражение для передаточной функции ДПЗ определяется путем применения к уравнениям (3.3), (3.4), (3.5) преобразования Лапласа:

$$P_s = \frac{I(s)}{\Phi(s)} = \frac{s \cdot A_3 + s \cdot A_2 + 1}{s \cdot B_3 + s \cdot B_2 + 1}, \quad (3.6)$$

где $A_2 = k_k \cdot T_1 \cdot T_2$; $A_3 = (1 - k_k)T_3 + k_k(T_1 + T_2)$; $B_2 = (1 - k_k)T_3 + k_k(T_1 + T_2)$; $B_3 = T_1 \cdot T_2$; $T_1 = 1/\lambda_2$; $T_2 = 1/\lambda_1$; $T_3 = (T_1 \cdot k_a)/(k_k + k_a)$; $I(s)$ – ток ДПЗ в пространстве преобразований Лапласа; $\Phi(s)$ – нейтронный поток в пространстве преобразований Лапласа; s – комплексная переменная (аргумент в пространстве преобразований Лапласа).

Для расчета цифрового фильтра, корректирующего запаздывание ДПЗ, необходимо сначала преобразовать аналоговый фильтр, представляемый передаточной функцией P_s , в цифровую форму. Для этого используется следующая замена переменных:

$$s \rightarrow 2f_s \frac{z-1}{z+1}, \quad (3.7)$$

где f_s – частота дискретизации.

После дискретизации, с использованием билинейного преобразования, находится обратный исходному цифровой фильтр P^{-1}_Z .

Формулу (3.6) можно переписать:

$$I(z) = \Phi(z) \cdot P_Z. \quad (3.8)$$

Если правую и левую части уравнения (3.8) умножить на P^{-1}_Z , то:

$$\Phi(z) = I(z) \cdot P_Z^{-1}. \quad (3.9)$$

Таким образом, цифровой корректирующий фильтр полностью устраняет запаздывание ДПЗ, но в случае если сигналу (току ДПЗ) сопутствует шум, этот шум будет усилен.

Оптимальным сочетанием эффекта устранения запаздывания и обеспечения точности и помехоустойчивости фильтра обладает фильтр Калмана, при включении в него элементов передаточной функции родиевого ДПЗ. Он позволяет подбором параметров оптимизировать степень устранения динамической погрешности (запаздывания) и усиления шумовой составляющей [122], [123]. Для ДПЗ, используемых на АЭС с реакторами ВВЭР, С.А. Цимбаловым были рассчитаны и обоснованы параметры фильтра Калмана [53]. Фильтр Калмана учитывает передаточную функцию ДПЗ и обеспечивает коэффициент усиления помех не более шести (почти в три раза меньше, чем у корректирующего фильтра), при запаздывании не более 0.5 с.

Устранение запаздывания выходного токового сигнала ДПЗ при помощи фильтра Калмана проводится следующим образом:

$$P = I_D(t) - C_{s1} \cdot J_a(t - 1) - C_{s2} \cdot M(t - 1) - C_{s3} \cdot J_n(t - 1), \quad (3.10)$$

$$J_a(t) = F_{s11} \cdot J_a(t - 1) + F_{s12} \cdot M(t - 1) + F_{s13} \cdot J_n(t - 1) + K_{s1} \cdot P, \quad (3.11)$$

$$M(t) = F_{s22} \cdot M(t - 1) + F_{s23} \cdot J_n(t - 1) + K_{s2} \cdot P, \quad (3.12)$$

$$J_n(t) = F_{s33} \cdot J_n(t - 1) + K_{s3} \cdot P, \quad (3.13)$$

где $J_n(t)$ – нормализованный ток ДПЗ (с исключением запаздывания); $I_D(t)$ – измеренный ток ДПЗ (с исключением фоновой составляющей); $I_a(t)$ – активационная составляющая тока ДПЗ; P – разность измеренного и ожидаемого токов ДПЗ; $M(t)$ – переменная, учитывающая распад изотопа ^{104m}Rh ; t – обозначение текущего цикла опроса; $(t-1)$ – обозначение предыдущего цикла опроса; $F_{s11}-F_{s13}$, F_{s22} , F_{s23} , F_{s33} , $K_{s1}-K_{s3}$, $C_{s1}-C_{s3}$ – коэффициенты фильтра.

При этом начальные значения определяются как:

$$J_a(0) = K_1 \cdot I_D(0), \quad (3.14)$$

$$M(0) = K_2 \cdot I_D(0), \quad (3.15)$$

$$J_n(0) = I_D(0), \quad (3.16)$$

где K_1 , K_2 – коэффициенты.

Основываясь на описанной выше методике, становится возможным избавиться от инерционности активационных ДПЗ и использовать их показания в переходных режимах работы реактора.

3.3 Кинетика точечной модели реактора

При моделировании кинетики распространения нейтронов в ядерном реакторе в общем случае необходимо учитывать пространственное распределение нейтронного потока в активной зоне. Однако для реакторов с малым объемом активной зоны (2-4 м³) пространственным распределением можно пренебречь, если параметры активной зоны будут выражены через средние значения, а не через координаты [60], [61]. Модель реактора, основанная на таких допущениях и описываемая соответствующими уравнениями, называется точечной моделью реактора.

Кроме того, для упрощения математического описания реальная гетерогенная активная зона с отражателем заменяется условно усредненной эквивалентной зоной без отражателя, а нейтронный поток представляется в виде б-группового приближения. В дальнейшем моделирование кинетики в данной работе будет проводиться с учетом указанных допущений.

В общем виде, скорость изменения средней плотности нейтронов в реакторе может быть определена следующим образом [60]

$$\frac{dn}{dt} = \left(\frac{dn}{dt}\right)_{\text{мгн}} + \left(\frac{dn}{dt}\right)_{\text{зап}}. \quad (3.17)$$

Здесь первое слагаемое учитывает вклад мгновенных нейтронов, а второе – запаздывающих.

Слагаемое, учитывающее вклад мгновенных нейтронов можно определить, как

$$\left(\frac{dn}{dt}\right)_{\text{мгн}} = \frac{n\delta k_{\text{эфф}}^{\text{мгн}}}{l}. \quad (3.18)$$

где l – среднее время жизни нейтронов, а $\delta k_{\text{эфф}}^{\text{мгн}}$ – избыточный коэффициент размножения на мгновенных нейтронах, определяющийся следующим образом

$$k_{\text{эфф}}^{\text{мгн}} = k_{\text{эфф}}(1 - \beta_{\text{эфф}}). \quad (3.19)$$

где $\beta_{\text{эфф}}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов, $k_{\text{эфф}}$ – эффективный коэффициент размножения нейтронов [60].

Слагаемое, учитывающее вклад запаздывающих нейтронов, с учетом б-группового представления нейтронного потока, можно определить, как

$$\left(\frac{dn}{dt}\right)_{\text{зап}} = P \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i. \quad (3.20)$$

где P – утечка нейтронов, λ_i – постоянная распада соответствующей группы нейтронов, C_i – эффективная концентрация ядер-предшественников запаздывающих нейтронов соответствующей группы [60].

Таким образом, после подстановки (3.18) и (3.20) в (3.17) получаем

$$\frac{dn}{dt} = \frac{n\delta k_{\text{эфф}}^{\text{МГН}}}{l} + P \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i. \quad (3.21)$$

Данное уравнение содержит 7 неизвестных: эффективные концентрации C_i и среднюю плотность нейтронов в активной зоне n .

Закон изменения концентрации ядер-предшественников можно представить в виде

$$\frac{dC_i}{dt} = V_{\text{ген}} - V_{\text{расп}}. \quad (3.22)$$

где $V_{\text{ген}}$ и $V_{\text{расп}}$, – скорости генерации и распада ядер-предшественников запаздывающих нейтронов i -й группы.

Скорость распада равна

$$V_{\text{расп}} = \lambda_i C_i. \quad (3.23)$$

Скорость генерации нейтронов можно определить следующим образом. Если в момент времени t средняя плотность нейтронов равна n , а эффективный коэффициент размножения составляет $k_{\text{эфф}}$, то после одного цикла размножения нейтронов, средняя плотность нейтронов деления с учетом потерь на утечку будет равна $nk_{\text{эфф}}/P$, и, таким образом, в данном цикле родится $(nk_{\text{эфф}}\beta)/P$ нейтронов деления. Тогда скорость генерации ядер-предшественников будет определяться как частное от деления количества рожденных в цикле нейтронов деления на среднее время жизни нейтронов l , поскольку поколения ядер-предшественников запаздывающих нейтронов меняются через l секунд.

$$V_{\text{ген}} = \frac{nk_{\text{эфф}}\beta_{\text{эфф}}}{Pl}. \quad (3.24)$$

Переходя к эффективным концентрациям, получаем:

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{nk_{\text{эфф}}\beta_{\text{эфф}}i}{l} - \lambda_i C_i. \quad (3.25)$$

Таким образом, для описания кинетики точечной модели реактора с учетом шести групп запаздывающих нейтронов получаем систему из семи уравнений: уравнения (3.21) и шести уравнений (3.25) для каждой из групп запаздывающих нейтронов [60].

Представим $\delta k_{эфф}^{МЗН}$ в виде

$$\delta k_{эфф}^{МЗН} = (1 - \beta_{эфф})k_{эфф} - 1 \quad (3.26)$$

и заменим $k_{эфф}$ на $1 + \delta k_{эфф}$. Величиной $\beta_{эфф} \delta k_{эфф}$ пренебрежем ввиду ее близости к 0. После преобразований получаем

$$\frac{dn}{dt} = \frac{\delta k_{эфф} - \beta_{эфф}}{l} n + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i, \quad (3.27)$$

$$\frac{dC_i}{dt} = \frac{\beta_{эфф} \lambda_i}{l} n - \lambda_i C_i. \quad (3.28)$$

Для удобства заменим $\delta k_{эфф}$ на $\rho = \delta k_{эфф} / k_{эфф}$ и перейдем от абсолютных значений n и C_i к относительным

$$\bar{n} = \frac{n}{n_0}, \quad (3.29)$$

$$\bar{C}_i = \frac{C_i}{C_0}, \quad (3.30)$$

где n_0 и C_0 – значения n и C_i в начальный момент времени $t=0$.

В результате замен и подстановок получаем систему

$$\begin{cases} \frac{d\bar{n}}{dt} = \frac{\rho - \beta_{эфф}}{l} \bar{n} + \sum_{i=1}^6 \lambda_i \bar{C}_i \frac{C_{i0}}{n_0} \\ \frac{d\bar{C}_i}{dt} = \frac{\beta_{эфф}}{l} \bar{n} \frac{n_0}{C_{i0}} - \lambda_i \bar{C}_i \quad (i = 1, 2, \dots, 6) \end{cases}, \quad (3.31)$$

где ρ – реактивность реактора.

Под реактивностью реактора понимается параметр, который определяет отклонение активной зоны от критичности так, что положительные значения реактивности соответствуют надкритическому состоянию, а отрицательные – подкритическому [61].

Величина реактивности определяется как

$$\rho = \frac{k_{эфф} - 1}{k_{эфф}}. \quad (3.32)$$

Отношение C_{i0}/n_0 найдем при начальных условиях $\rho=0$; $d\bar{n}/dt = d\bar{C}_i/dt = 0$; $\bar{n} = \bar{C}_i = 1$. Подставив это во второе уравнение системы (3.31) получаем

$$\frac{n_0}{c_{i0}} = \frac{l\lambda_i}{\beta_{\text{эфф}i}}. \quad (3.33)$$

Таким образом, окончательно получаем систему уравнений

$$\begin{cases} \frac{d\bar{n}}{dt} = \frac{\rho - \beta_{\text{эфф}}}{l} \bar{n} + \frac{1}{l} \sum_{i=1}^6 \beta_{\text{эфф}i} \bar{C}_i \\ \frac{d\bar{C}_i}{dt} = \lambda_i \bar{n} - \lambda_i \bar{C}_i \quad (i = 1, 2, \dots, 6) \end{cases}. \quad (3.34)$$

При необходимости, в системе (3.34) можно учесть наличие источника нейтронов путем добавления соответствующего слагаемого в первое уравнение.

Для случая, когда реактивность реактора изменяется скачком от нулевого значения и далее остается постоянной в течение переходного процесса, частные решения системы уравнений кинетики реактора можно представить в виде

$$n(t) = n_0 \exp\left(\frac{t}{T}\right), \quad (3.35)$$

$$c_i(t) = c_{i0} \exp\left(\frac{t}{T}\right) \quad (i = 1, 2, \dots, 6), \quad (3.36)$$

где T – параметр, имеющий размерность времени.

Общее решение уравнений кинетики, таким образом, будет представлять сумму семи экспонент

$$n(t) = \sum_{i=0}^6 A_i \exp\left(\frac{t}{T}\right), \quad (3.37)$$

где A – постоянная интегрирования.

После дифференцирования частных решений и математических преобразований, получим

$$\rho = \frac{l}{T} + \sum_{i=0}^6 \frac{\beta_{\text{эфф}i}}{1 + \lambda_i T}. \quad (3.38)$$

Данное уравнение (уравнение обратных часов) устанавливает связь между реактивностью реактора и его периодом (временем, за которое мощность реактора увеличится в e раз) [62], [63].

В случае, если решить систему уравнений кинетики относительно $C_i(t)$, можно получить зависимость реактивности от изменения нейтронного потока в активной зоне. Данное выражение является обращенным решением уравнения кинетики реактора (ОРУК) в точках по времени [12], [13] и может быть представлено в виде

$$\frac{\rho}{\beta_{\text{эфф}}} = \frac{\Lambda}{\beta_{\text{эфф}}} \frac{1}{P(t)} \frac{dP(t)}{dt} + \frac{1}{P(t)} \int_{-\infty}^M \alpha_i P(t') \exp[-\lambda_i(t - t')] dt', \quad (3.39)$$

где: $\rho/\beta_{\text{эфф}}$ – реактивность в относительных единицах, Λ – время генерации мгновенных нейтронов, $\beta_{\text{эфф}}$ – эффективная доля запаздывающих нейтронов, $P(t)$ – мощность реактора, λ_i – постоянная распада i -й группы ядер-предшественников запаздывающих нейтронов, α_i – нормировочный коэффициент для i -й группы запаздывающих нейтронов, M – число групп запаздывающих нейтронов.

Основываясь на описанных в разделах 2 и 3 уравнениях, было разработано ПО для обработки показаний ДПЗ и оценки на их основе размножающих свойств активной зоны реактора, которое будет описано подробно в 3.5.

3.4 Определение величины реактивности на основе точечной модели кинетики. Использование информации по токовым сигналам датчиков прямого заряда для определения размножающих свойств активной зоны ядерного реактора

Одним из параметров активной зоны, подлежащих постоянному контролю в ходе работы реактора, является реактивность. Если данный параметр положителен, то реактор находится в подкритическом состоянии и его нейтронная мощность растет, если отрицателен – в надкритическом и его нейтронная мощность падает. Контроль реактивности при работе реактора важен, поскольку в ходе эксплуатации реактора необходимо не допускать его неконтролируемого разгона, что может привести к нарушению пределов безопасной эксплуатации установки [119].

Для контроля реактивности на ядерных реакторах (в частности, на реакторах типа ВВЭР) используется комплекс аппаратуры контроля нейтронного потока (АКНП). Помимо контроля реактивности АКНП предназначена для контроля физической мощности и периода реактора [120]. На основании данных, полученных с блоков детектирования, АКНП формирует сигналы о достижении в активной зоне значений уставок по нейтронной мощности, периоду, реактивности и передает их оператору на АРМ СГИУ и мозаичные панели СУЗ, а также в систему аварийной защиты (АЗ) и дополнительную диверсную систему защиты (ДДСЗ) [121].

Традиционно, реактивность определяется на основе показаний ионизационных камер АКНП, расположенных за пределами активной зоны (вследствие своего большого размера) в измерительных каналах (по 3 ИК в канале) [91], [94]. ИК размещаются на уровне четверти, центра и трех четвертей высоты активной зоны [91]. При этом, для расчета реактивности на основе выходного токового сигнала ИК применяется цифровой реактиметр [98].

Математическая модель реактиметра основана на уравнении (3.36): аналоговый токовый сигнал ИК на входе в реактиметр фильтруется и преобразовывается в дискретный, после чего на выходе определяется значение реактивности $\rho(t)$. Такой реактиметр позволяет вычислять реактивность в диапазоне от $-25\rho/\beta_{эфф}$ до $0.9\rho/\beta_{эфф}$ [56], [64].

В ходе кампании происходит выгорание части топлива, что требует вывода поглотителей нейтронов из активной зоны для поддержания характеристик объемного потока и энерговыделения. Это достигается путем перемещения ОР СУЗ реактора. [93], [97] Такие перемещения органов регулирования приводят к изменению распределения нейтронного потока в объеме активной зоны.

В связи с растущими требованиями к обеспечению безопасности работы ядерных реакторов, особенно актуальным является вопрос физического разнообразия расчета параметров, при помощи которых осуществляется контроль состояния активной зоны (в частности, реактивности) поскольку имеется большая потребность создания физически независимого канала контроля реактивности в дополнение к ИК АКНП [86].

Поскольку ДПЗ расположены внутри активной зоны, их показания возможно использовать для расчета и контроля размножающих свойств активной зоны реактора (реактивности) как непосредственно в месте установки конкретных датчиков, так и по активной зоне в целом [56], [64]. Тот факт, что система внутриреакторного контроля, к которой принадлежат ДПЗ, не зависит от АКНП, позволяет говорить о том, что будет обеспечено резервирование контроля реактивности.

Большое количество датчиков ДПЗ в активной зоне дает возможность оценки размножающих свойств активной зоны не только по ее высоте, но также и по радиусу. Для этого предлагается использовать показания ДПЗ, обработанные соответствующим образом при помощи программ [65], [66]. На основе обработанных показаний ДПЗ становится возможным определить локальные коэффициенты реактивности $\rho_i(t)$ в месте установки каждого датчика [75], [114].

Основываясь на полученных локальных коэффициентах реактивности, можно сделать вывод о распределении размножающих свойств по объему активной зоны. Для этого необходимо вычислить интегральную величину реактивности, которую можно получить, просуммировав полученные локальные коэффициенты $\rho_i(t)$, умноженные на соответствующие весовые коэффициенты по объему активной зоны.

Определение локальных коэффициентов реактивности в данном случае является преимуществом использования ДПЗ, поскольку ионизационные камеры могут рассчитывать лишь интегральную реактивность. Для определения величины реактивности в зависимости от нейтронного потока предлагается использовать программное обеспечение, реализующее в себе математическую модель на основе метода ОРУК (3.39).

При рассмотрении нейтронно-физических процессов в эмиттере ДПЗ и сердечнике твэла можно заметить, что их общей чертой является то, что они являются поглотителями тепловых нейтронов от близких по величине значений нейтронного потока. При поглощении нейтрона происходит выгорание как сердечника твэла (^{235}U , ^{239}Pu) так и эмиттера ДПЗ (^{103}Rh).

Фактором, устанавливающим зависимость между данными процессами, является падающий на поверхность сердечника и эмиттера нейтронный поток.

Примем для упрощения, что на поверхность данных элементов активной зоны падает одинаковый нейтронный поток [56]

$$F(t) = F_T = F_D = F_0 = \text{const}, \quad (3.40)$$

где F_T – нейтронный поток, падающий на единицу поверхности сердечника твэла, F_D – нейтронный поток, падающий на единицу поверхности эмиттера ДПЗ.

Пренебрегая пространственным и энергетическим распределением нейтронно-физических величин, получим, что количество взаимодействий нейтронного потока с ядрами сердечника на единицу длины сердечника в единицу времени будет равно

$$N_T = F_0 \Sigma_f = F_0 \sigma_f \rho_T, \quad (3.41)$$

где Σ_f – макросечение деления, ρ_T – плотность топлива.

Аналогичное количество взаимодействий с ядрами эмиттера на единицу длины эмиттера

$$N_D = F_0 \Sigma_a = F_0 C_0 (\sigma_1 + \sigma_2), \quad (3.42)$$

где Σ_a – макросечение поглощения.

На основе данных формул, возможно, записать следующее соотношение:

$$\frac{N_T}{\sigma_f \rho_T} = \frac{N_D}{C_0 (\sigma_1 + \sigma_2)}, \quad (3.43)$$

Формулы (3.41)-(3.43) для оценки количества взаимодействий следует рассматривать с точностью до отличия объемов сердечника твэла и эмиттера датчика, в которых эти взаимодействия могут происходить.

Соотношение (3.43) демонстрирует взаимосвязь между характеристиками эмиттера ДПЗ и сердечником твэла, изменяющимися в процессе топливной кампании. Для ДПЗ такой характеристикой является концентрация ядер ^{103}Rh , а для твэла – плотность топлива ρ_T . Поскольку ток ДПЗ измеряется непрерывно на протяжении всей топливной кампании реактора, в случае устранения инерционности ДПЗ, становится возможным перейти к текущим параметрам твэла, и, далее, к твэлам, окружающим данный ДПЗ.

Соотношение (3.41), однако, является упрощенным по следующим причинам [56]:

1. Не учитываются геометрические параметры твэл и ДПЗ (может быть устранено путем введения соответствующих поправочных коэффициентов, учитывающих их геометрию).

2. Величину C_0 необходимо рассматривать как функцию от времени в связи с выгоранием ядер ^{103}Rh под действием нейтронного потока.

3. В своем текущем виде соотношение является лишь иллюстративным, поскольку в действительности нейтронный поток, падающий на ТВЭЛ, и нейтронный поток, падающий на ДПЗ, не равны между собой, а также изменяются во времени ($F_T \neq F_D \neq const$). Это требует введения поправочного коэффициента, определяемого при помощи ПО, реализующего, например, метод расчета ВПС. Данный коэффициент можно представить в виде:

$$K(t) = \frac{F_T(t)}{F_D(t)}, \quad (3.44)$$

Таким образом, применение разработанных расчетных программ в сочетании с программами ячеечного расчета активной зоны позволяет также подойти к решению задачи оценки степени выгорания сердечников ТВЭЛОВ, находящихся в непосредственной близости от ДПЗ.

3.5 Программное обеспечение для обработки показаний датчиков прямого заряда и контроля технического состояния элементов активной зоны ядерного реактора

На основе описанной в диссертационной работе методики определения локальной реактивности по результатам показаний ДПЗ, были разработаны программы для определения составляющих токового сигнала родиевых ДПЗ и обработки результатов внутриреакторных измерений по показаниям ДПЗ, на которые были получены свидетельства о государственной регистрации [65] и [66].

Программа [65] принимает на вход исходные данные в виде зависимости нейтронного потока в активной зоне от времени, а также ядерно-физических констант изотопов эмиттера ДПЗ. На основе математической модели, представленной уравнениями (3.13), происходит вычисление концентраций изотопов ^{104}Rh и $^{104\text{m}}\text{Rh}$. На выходе программа отображает зависимость комптоновской и активационной составляющих тока ДПЗ от времени.

Программа [66] принимает на вход исходные данные в виде откорректированных либо неоткорректированных токовых сигналов ДПЗ, а также сигналов, получаемых с ионизационных камер. Далее в соответствующих

подпрограммах производится обработка данных сигналов и вычисление на их основе значений локальных коэффициентов реактивности реактора.

Основное управление программой [66] производится из управляющей программы `prob1`. В данной программе задается один из нескольких режимов обработки измерений, в зависимости от которого, запускается одна из подпрограмм обработки данных.

В режиме «0» происходит вычисление реактивности реактора при помощи подпрограммы имитатора кинетики реактора `prob11`. Режимы «1» и «2» позволяют производить обработку показаний токовых сигналов ДПЗ при помощи подпрограмм `prob10` и `prob12`.

Режим «1» отвечает за обработку откорректированных токовых сигналов, режим «2» – неоткорректированных. Режим «3» отвечает за обработку показаний ионизационных камер. На основе обработанных показаний в подпрограмме цифрового реактиметра (`prob12`) проводится вычисление значения реактивности.

Подпрограмма `prob10` служит для обработки и подготовки массивов экспериментальных данных, которые представляют собой показания ДПЗ или ИК, в зависимости от выбранного режима расчета в подпрограмме `prob1`.

В качестве исходных данных подпрограмма принимает необработанные массивы показаний ДПЗ (откорректированные либо неоткорректированные) и ИК, а также номера конкретных ДПЗ, для которых необходимо обработать показания.

Для получения большего количества точек (значений токов), с целью увеличения точности расчетов, подпрограмма `prob10` может делить исходный временной промежуток между двумя записанными экспериментальными значениями на более мелкие интервалы, получаемые на основе интерполяции исходных значений. Значение коэффициента деления временного промежутка задается в коде подпрограммы.

Обработанные таким образом массивы данных передаются в подпрограмму `prob12`. Подпрограмма `prob12` представляет собой цифровой реактиметр. В зависимости от выбранного в `prob1` режима расчета, подпрограмма принимает на вход обработанные в `prob10` массивы данных и определяет на их основе значение

локальных коэффициентов реактивности реактора в местах расположения детекторов. Расчет реактивности производится на основе метода обращенного решения уравнений кинетики реактора, представленного формулой (3.36).

Ядерно-физические константы (доля выхода групп запаздывающих нейтронов и их постоянные распада), необходимые для расчетов в данной подпрограмме, а также в подпрограмме `prob11`, были взяты из библиотеки Дж.Р. Кипина [63].

Подпрограмма `prob11` представляет собой имитатор кинетики реактора, предназначенный для получения расчетных зависимостей нейтронного потока от времени при различных величинах вводимой реактивности.

Данная подпрограмма позволяет производить расчет начального состояния реактора на основе моделей, описанных в разделе 3.3: системы уравнений кинетики точечной модели (3.31) либо уравнения обратных часов (3.35). При необходимости в расчетах также можно учесть наличие источника нейтронов в реакторе.

В качестве исходных данных подпрограмма принимает шаг интегрирования, максимальное время расчета переходного процесса, а также массив величин вводимых реактивностей. Реактивности приводятся в относительных единицах ($\rho/\beta_{эфф}$) и могут быть как положительными, так и отрицательными.

На основе выбранного варианта расчета в виде точечной модели кинетики подпрограмма использует метод Рунге-Кутты (3-4)-го порядка для решения системы дифференциальных уравнений и получает зависимости плотности нейтронного потока от времени для каждого значения вводимой реактивности.

С целью анализа влияния конкретных переменных, входящих в состав рассматриваемой математической модели, на показания ДПЗ, созданное ПО можно использовать для создания виртуального показывающего прибора-измерителя [72], [73], [75].

При такой интеграции становится возможным изменять интересующие переменные программ в реальном времени путем регулировки регуляторов на панели измерителя, отвечающих за относительное изменение тех или иных переменных, после чего происходит пересчет введенных относительных

изменений в абсолютные и вывод на панели измерителя, как показано на рисунке 3.3.

Значения на панелях измерителя обновляются каждый раз при изменении параметров математической модели ДПЗ с помощью соответствующих регуляторов на панели прибора.

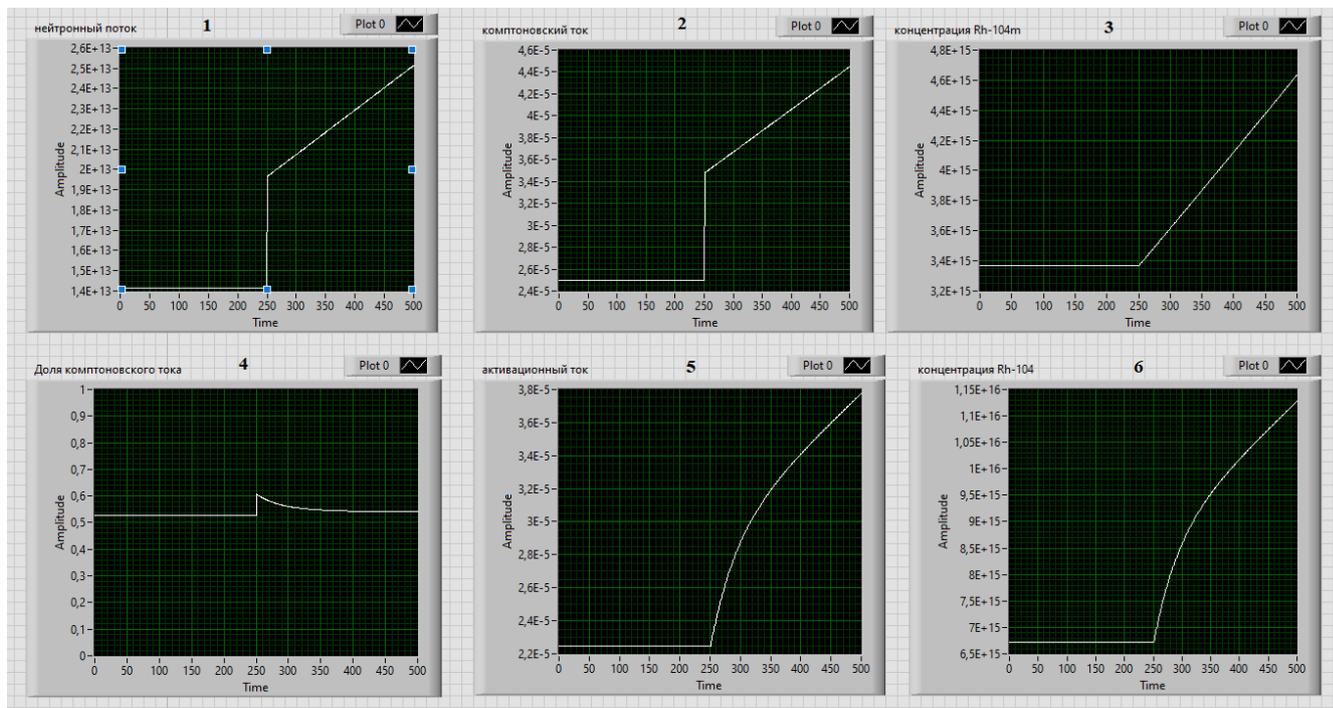


Рисунок 3.3 – Пример изменения параметров математической модели в виртуальном приборе

Таким образом, применение созданного виртуального прибора позволяет в режиме реального времени оценивать влияние изменений компонентов математической модели ДПЗ на отслеживаемые параметры.

Выводы по разделу 3

1. Представлена методика определения размножающих свойств активной зоны в виде локальных коэффициентов реактивности в динамических режимах работы активной зоны на основе показаний ДПЗ
2. Представлена возможность использования ДПЗ для оценки степени выгорания сердечников твэлов в ходе топливной кампании.
3. Описаны математические модели нейтронно-физических процессов в ДПЗ в динамических режимах работы активной зоны реактора ВВЭР-1200.

4. На основе описанных математических моделей создано программное обеспечение для оценки изменения размножающих свойств активной зоны реактора в виде локальных коэффициентов реактивности.

РАЗДЕЛ 4. АПРОБАЦИЯ МЕТОДИКИ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАЗМНОЖАЮЩИХ СВОЙСТВ АКТИВНОЙ ЗОНЫ В ДИНАМИЧЕСКИХ РЕЖИМАХ РАБОТЫ АКТИВНОЙ ЗОНЫ НА ОСНОВЕ ПОКАЗАНИЙ ДПЗ

Переход реактора с одного уровня мощности на другой, характеризующийся перемещением органов регулирования СУЗ (так называемый динамический (переходный) режим работы), регистрируется штатными ионизационными камерами СУЗ ВВЭР-1200 [97], [103]. Поскольку ионизационные камеры находятся вне активной зоны реактора, потенциальный интерес вызывает возможность уточнения их показаний на основе нейтронных детекторов, находящихся внутри активной зоны (в частности, ДПЗ).

Представленные методики и созданное на их основе программное обеспечение, описанные в разделах 2 и 3, позволяют производить обработку показаний ДПЗ и использовать их в переходных режимах для оценки величины реактивности активной зоны реактора ВВЭР.

Для анализа и последующей обработки при помощи созданного ПО были использованы следующие данные, полученные из оперативного архива СВРК энергоблоков №1 и №2 Ленинградской АЭС-2 в режимах перекомпенсации ОР СУЗ:

- положение ОР СУЗ;
- токи ДПЗ;
- реактивность, определенная по показаниям ИК.

Обработка токовых сигналов ДПЗ и определение на их основе локальных коэффициентов реактивности производились при помощи описанного в разделе 3 ПО. На основе полученных значений локальных коэффициентов реактивности становится возможным сделать вывод о распределении размножающих свойств по объему активной зоны реактора. В случае же суммирования локальных коэффициентов с учетом весовых коэффициентов по объему активной зоны, определяется интегральная величина реактивности, которую можно сравнивать с показаниями штатных ионизационных камер.

В данном разделе представлен анализ и обработка данных, полученных из архива СВРК Ленинградской АЭС-2, при помощи предложенных в диссертации алгоритмов и созданного ПО для решения вышеописанных задач.

4.1 ОР СУЗ и их работа в рассматриваемых режимах работы реактора

СУЗ ядерного реактора предназначена для решения следующих задач [67], [108]:

- компенсация избыточной реактивности;
- регулирование реактора;
- аварийная защита.

Органом регулирования СУЗ является поглощающий стержень (ПС), сцепленный со штангой привода. ПС состоит из поглощающих элементов (пэлов), головки, пружин и гаек. Пэл представляет собой загерметизированную оболочку, наполненную поглощающим материалом, в качестве которого используются порошки карбида бора и титаната диспрозия [106]. Общая длина поглощающей части ОР СУЗ составляет 3800 мм [68], [108].

На типовом ядерном реакторе ВВЭР-1200, установленном на энергоблоках №1 и №2 Ленинградской АЭС-2, установлено 121 ОР СУЗ, разделенных на 12 групп, каждая из которых включает от 6 до 12 одновременно перемещаемых органов [69]. Группы 1-8 являются аварийными и в нормальных режимах работы реактора, как правило, находятся на верхнем концевом выключателе (ВКВ) над АЗ. Группы с 9 по 12 являются регулирующими и используются как при переходных режимах по сигналам от автоматического регулятора мощности реактора (АРМР), так и при останове реактора по сигналам аварийной защиты [67]. 12-я группа ОР СУЗ является рабочей.

Управление ОР СУЗ производится группами либо отдельными органами при помощи системы группового и индивидуального управления (СГИУ) по управляющим командам, поступающим в СГИУ от АРМР в зависимости от режима работы реактора, кроме срабатывания аварийной защиты [92], [93]. При срабатывании аварийной защиты происходит падение всех ОР СУЗ, а сигналы от АРМР в СГИУ блокируются.

Положение ОР СУЗ в АЗ отсчитывается от нижнего концевого выключателя (НКВ), который установлен немного выше нижнего края АЗ. Плоскость НКВ служит точкой отсчета для определения высотного положения ОР СУЗ, поэтому положение каждого органа регулирования задается расстоянием от нижнего конца его поглощающей части до плоскости НКВ. В рассматриваемых режимах работы реактора положение ОР СУЗ указывается в процентах от общей высоты активной зоны.

Для анализа были выбраны режимы работы реактора ВВЭР-1200 Ленинградской АЭС-2, сопровождающихся перемещением стержней 9-12 групп.

На рисунке 4.1 представлено положение перемещающихся органов регулирования в режиме 1. Нумерация органов регулирования соответствует рисунку 3.2. Здесь и далее положение ОР СУЗ 0% соответствует нахождению органа регулирования на НКВ (ОР СУЗ полностью погружен в активную зону), положение 100% соответствует нахождению органа регулирования на ВКВ (ОР СУЗ полностью извлечен из активной зоны).

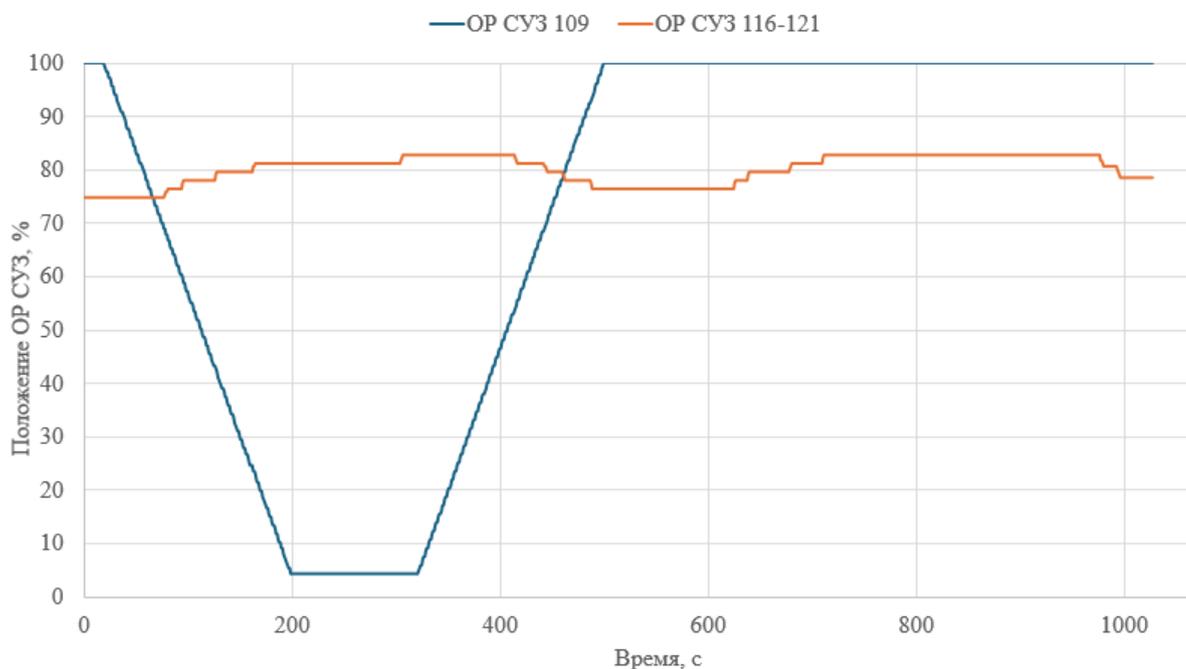


Рисунок 4.1 – Перемещение ОР СУЗ в режиме 1

В режиме 1 перемещались ОР СУЗ 11-й и 12-й групп. Стержни групп 1-10 находились в крайнем верхнем положении. Из группы 11 перемещался первый стержень (109 в общей нумерации), из группы 12 перемещались стержни 1-6 (116-

121 соответственно). Изменение мощности активной зоны в данном режиме представлено на рисунке 4.2.

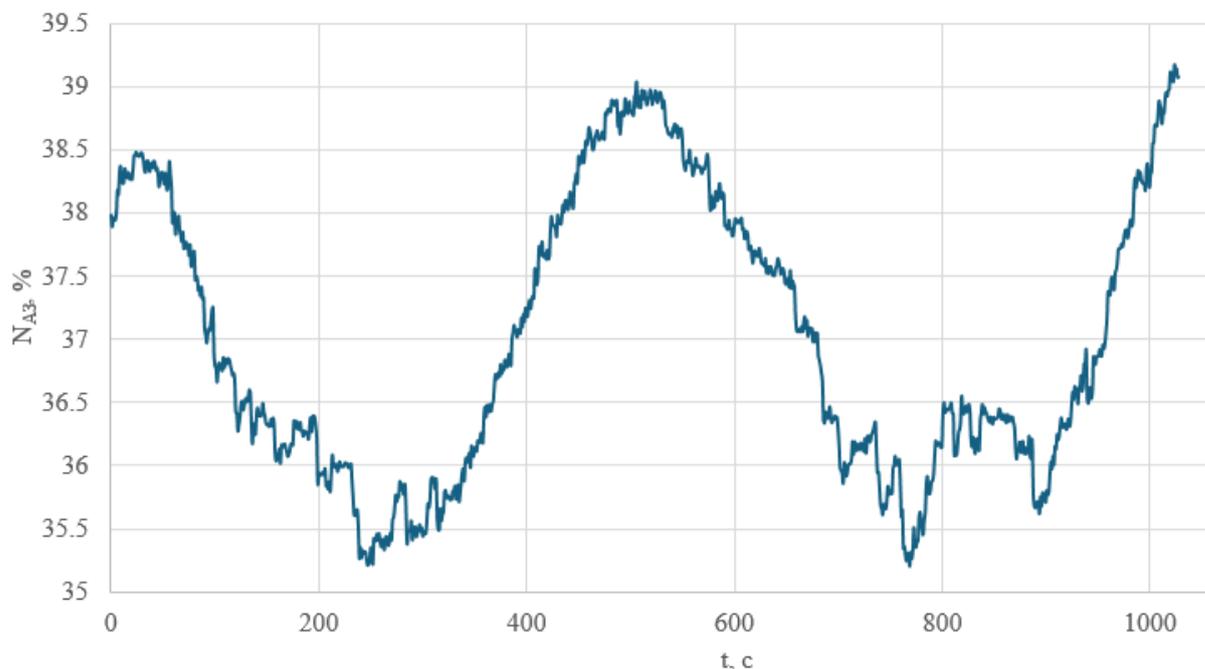


Рисунок 4.2 – Изменение мощности активной зоны в режиме 1

В режиме 1 переходный процесс происходил при работе активной зоны на 38-39% от номинальной мощности (номинальная мощность – 3200 МВт тепл.) и длился около 20 минут. Стержень 11-й группы во время рассматриваемого режима перемещался от крайнего верхнего положения до практически полного погружения в активную зону, а затем приводился обратно в крайнее верхнее положение. При этом остальные стержни 11-й группы не перемещались и находились над активной зоной. Стержни 12-й группы перемещались одновременно и были погружены в АЗ на $\approx 25\%$.

Перемещение стержней в режиме 2 представлено на рисунке 4.3. В данном режиме проводилось перемещение ОР СУЗ 12 группы. Стержни групп 1-11 находились в крайнем верхнем положении. В 12 группе перемещались стержни 1-6 (116-121 в общей нумерации соответственно).

Изменение мощности активной зоны в данном режиме представлено на рисунке 4.4. Переходный процесс происходил при повышении мощности активной зоны от 0 до $\approx 40\%$ от номинальной и длился около 90 минут.

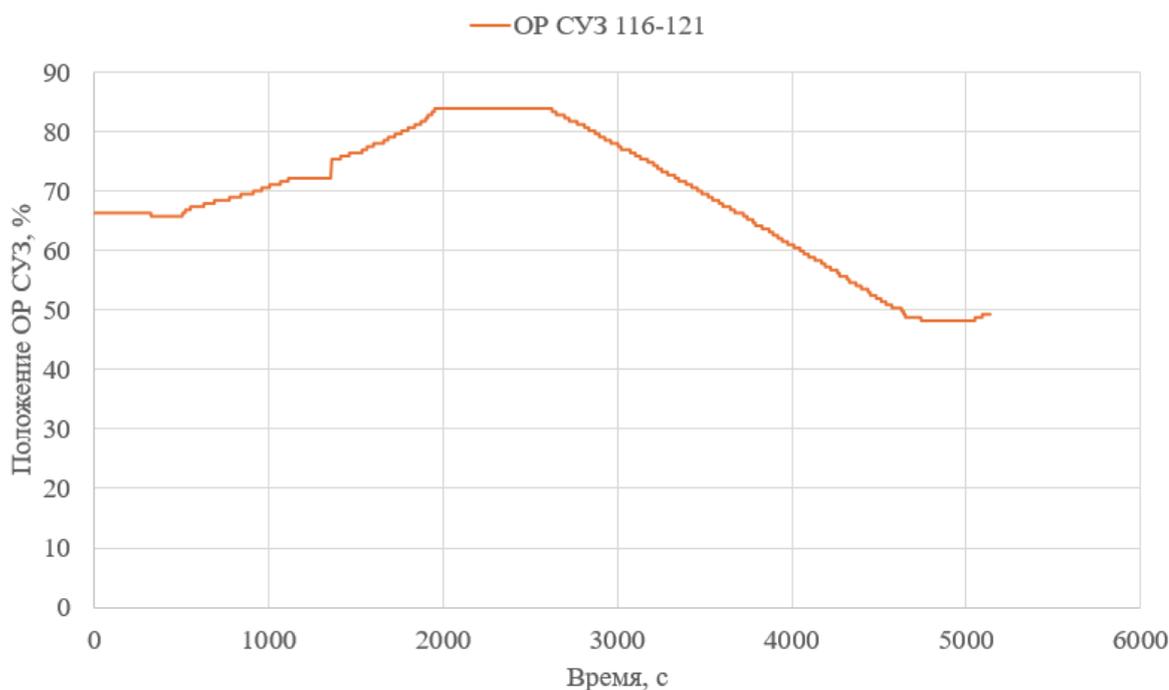


Рисунок 4.3 – Перемещение ОР СУЗ в режиме 2

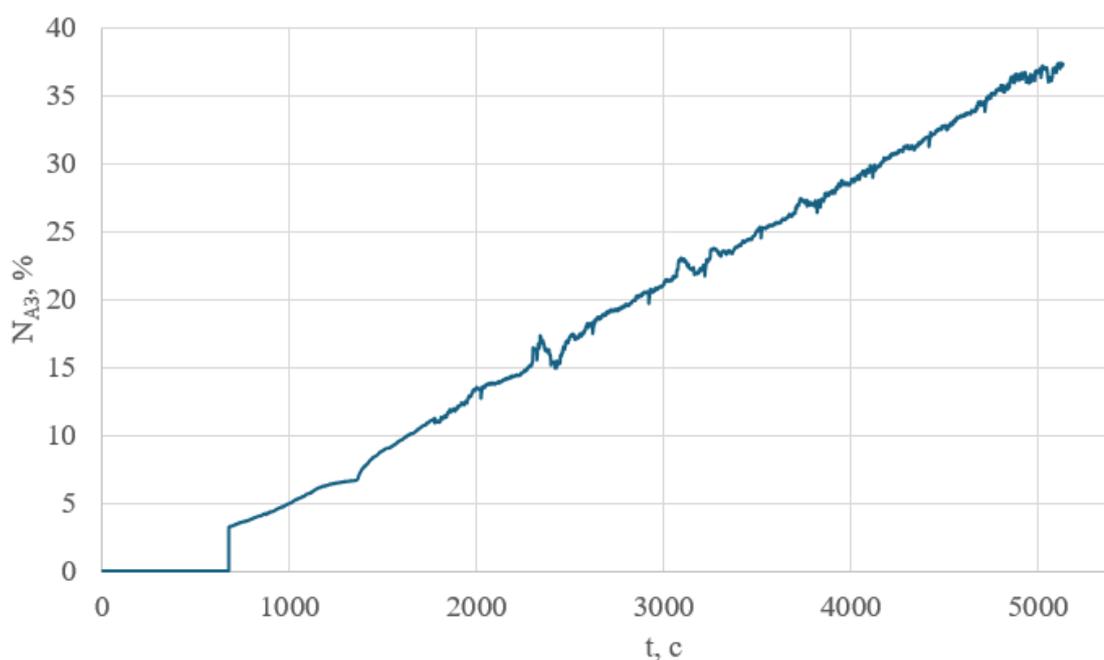


Рисунок 4.4 – Изменение мощности активной зоны в режиме 2

4.2 Обработка показаний ДПЗ. Влияние перемещения ОР СУЗ на показания ДПЗ по высотному и радиальному профилю

Как было упомянуто выше, большое количество ДПЗ в СВРК ВВЭР-1000 позволяет делать оценки степени динамики нейтронного потока, как по высоте активной зоны, так и по ее радиусу. Подробно переход от показаний ДПЗ к оценке реактивности во время переходных процессов будет описан в разделах 4.3 и 4.4.

Проведем анализ влияния перемещения ОР СУЗ на показания ДПЗ на примере данных по режиму 1.

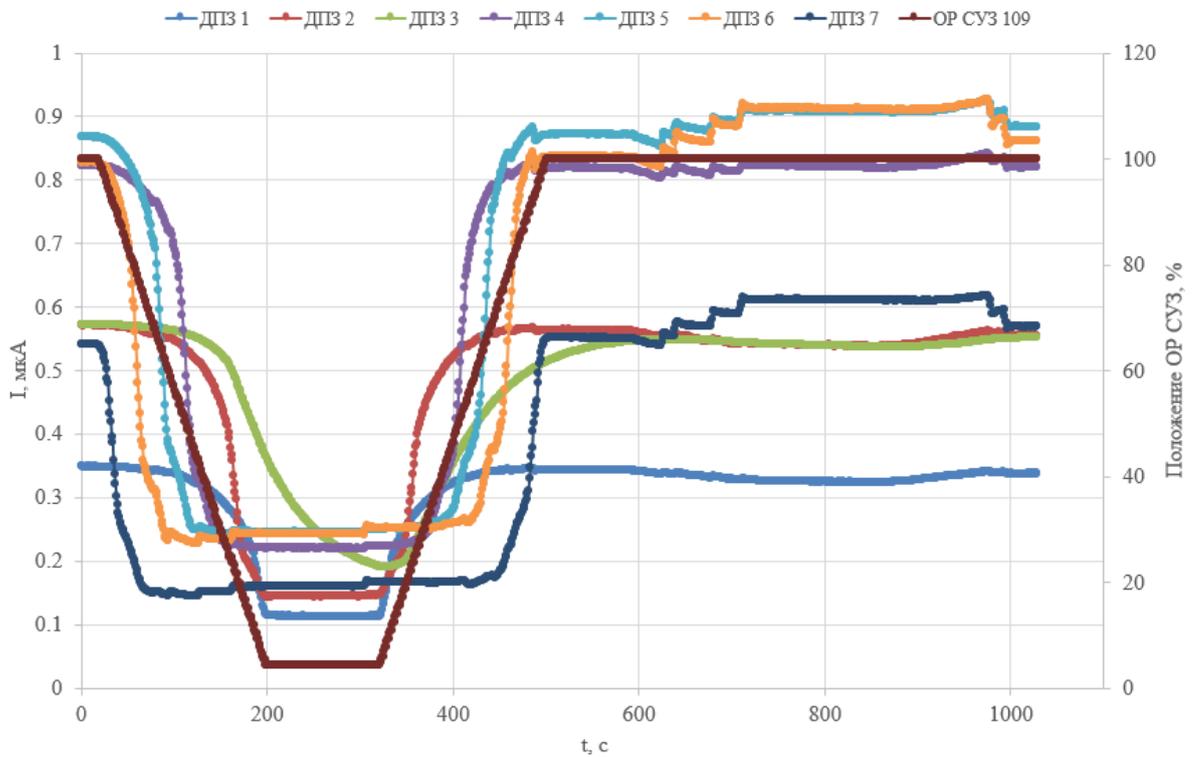


Рисунок 4.5 – Изменение тока ДПЗ КНИ 50 и перемещения ОР СУЗ 109 во времени

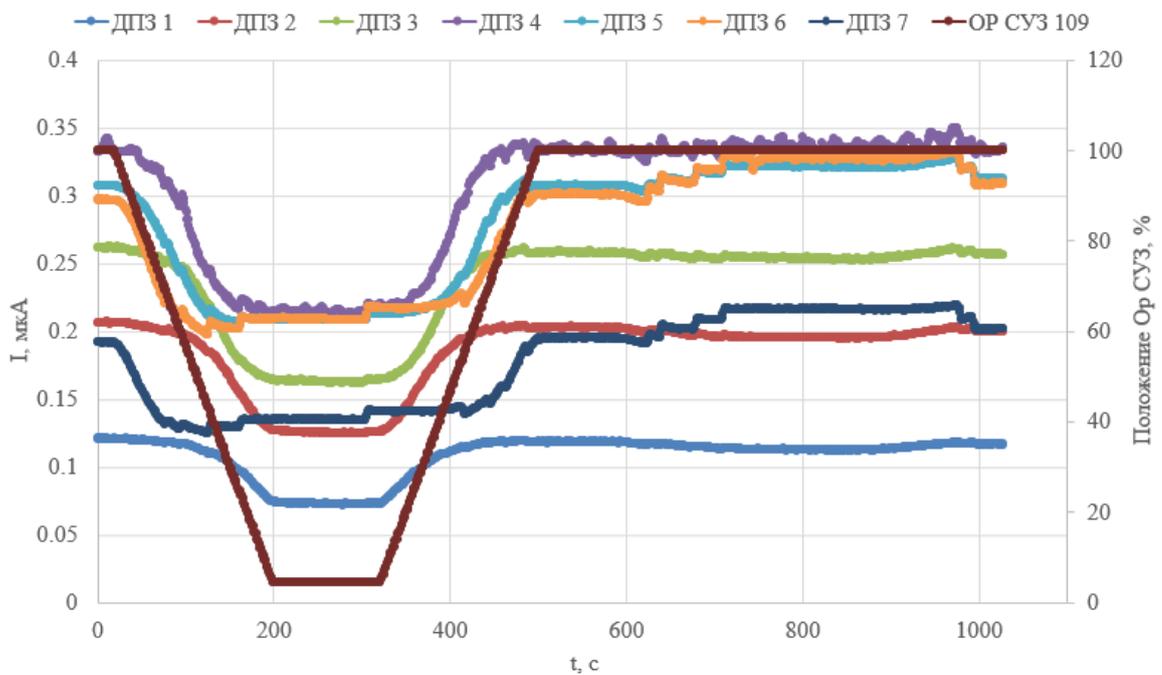


Рисунок 4.6 – Изменение тока ДПЗ КНИ 25 и перемещения ОР СУЗ 109 во времени

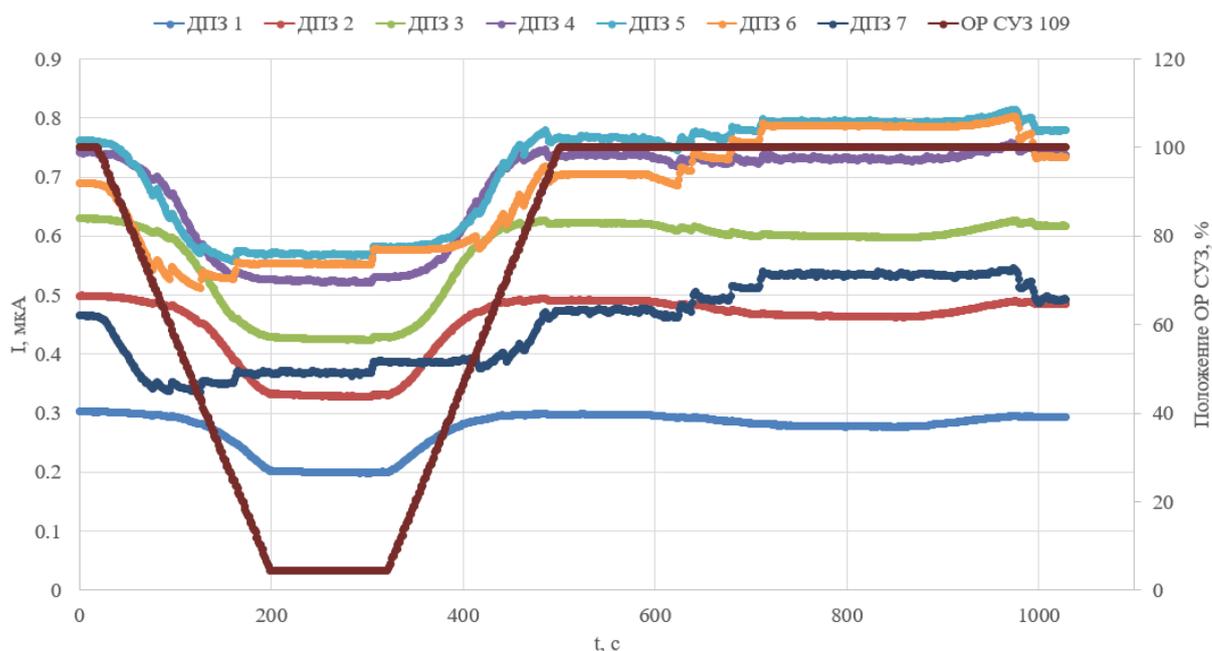


Рисунок 4.7 – Изменение тока ДПЗ КНИ 26 и перемещения ОР СУЗ 109 во времени

Обработку показаний ДПЗ будем проводить при помощи ПО, описанного в разделе 3. Результаты обработки представлены на рисунках 4.5, 4.6. и 4.7. Нумерация ДПЗ на рисунках здесь и далее представлена от низа активной зоны.

Рассмотрим высотное распределение влияния перемещения ОР СУЗ на примере КНИ 50, как наиболее подверженного данным изменениям вследствие своего расположения в той же ячейке, в которой находится перемещающийся стержень СУЗ.

Из рисунка 4.5 видно, что изменение тока ДПЗ во времени коррелирует с перемещением ОР СУЗ 109. Данный эффект обусловлен изменением реактивности, вносимой стержнем при его перемещении. При полном погружении ОР СУЗ в активную зону наблюдается значительное уменьшение тока на всех ДПЗ, что связано с увеличением поглощения нейтронов стержнем. После возвращения рассматриваемого стержня в исходное положение, токи ДПЗ перестают значительно меняться, что связано с перераспределением нейтронного потока по высоте активной зоны.

Наибольшее изменение тока в начале переходного отмечается у ДПЗ, расположенного в верхней части активной зоны (ДПЗ 7). Это свидетельствует о

высокой чувствительности верхних датчиков к перемещению стержня, так как ОР СУЗ 109 сначала вводится именно в эту область, где воздействие на нейтронный поток наиболее значимо.

Напротив, токи ДПЗ, расположенных в нижней части активной зоны (ДПЗ 1 и ДПЗ 2), изменяются в меньшей степени. Это обусловлено тем, что нейтронный поток внизу активной зоны менее подвержен влиянию перемещений ОР СУЗ, особенно на начальных этапах его перемещения. При обратном перемещении стержня из нижнего положения в верхнее наблюдается обратная ситуация: наибольшей чувствительностью обладают нижние датчики, в то время как верхние начинают реагировать на перемещение стержня несколько позднее.

В качестве примера влияния перемещения ОР СУЗ на показания ДПЗ по радиусу активной зоны рассмотрим ДПЗ 4 в КНИ 50, 25 и 26 (рисунок 4.8). КНИ 50 находится в одной ячейке с перемещаемым ОР СУЗ, КНИ 25 и 26 находятся на одном радиусе с ним.

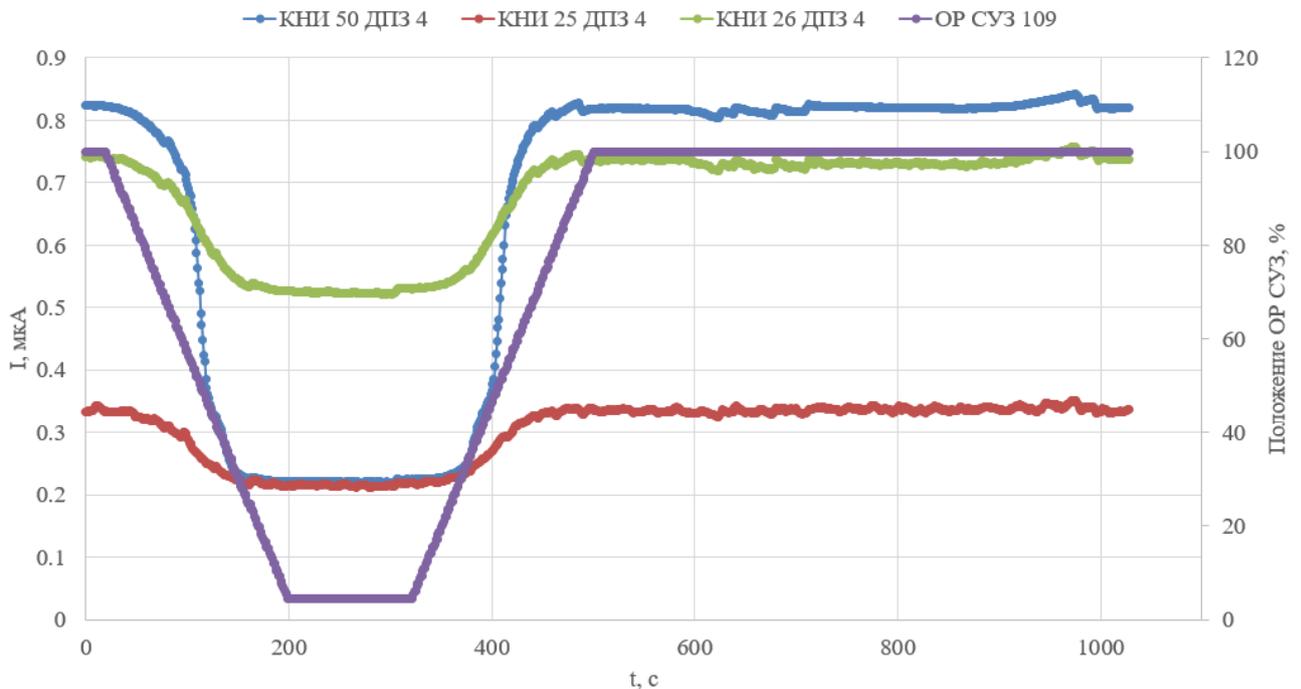


Рисунок 4.8 – Изменение тока ДПЗ 4 КНИ 25, 26 и 50 и перемещения ОР СУЗ 109 во времени

Датчик, находящийся в КНИ 50, демонстрирует наибольшее изменение в показаниях, что связано с тем, что рассматриваемый ОР СУЗ 109 находится в одной ячейке с измерительным каналом. В свою очередь, на ДПЗ КНИ 25 и 26

перемещение органа регулирования оказывает заметно меньшее воздействие. Таким образом можно сделать вывод об уменьшении влияния перемещения стержня на показания ДПЗ по мере их удаления от рассматриваемого органа регулирования.

Это явление объясняется пространственным распределением нейтронного потока, где перемещение ОР СУЗ оказывает большее влияние на ближайшие области активной зоны. Наименьшему изменению в токовом сигнале подвержен ДПЗ КНИ 25, что обусловлено его расположением на периферии активной зоны реактора и особенностями перераспределения нейтронного потока при перемещении органа регулирования.

Таким образом, можно сделать вывод, что наиболее чувствительными к перемещению стержней СУЗ, будут ДПЗ измерительных каналов, находящиеся в непосредственной близости от них. Используя обработанные показания ДПЗ, становится возможным вычислить на их основе локальные коэффициенты реактивности в месте расположения конкретных датчиков, при помощи которых можно провести оценку размножающих свойств активной зоны по ее объему.

4.3 Определение локальных коэффициентов реактивности активной зоны по показаниям ДПЗ

Как было упомянуто выше, большое количество ДПЗ в активной зоне (378 датчиков, распределенных по 54 измерительным каналам) дает возможность произвести оценку размножающих свойств активной зоны как по высоте, так и по ее радиусу. По причине неравномерности распределения нейтронного поля по объему активной зоны величина локальной реактивности в определенных ее участках может значительно отличаться от интегральной, определяемой по ионизационным камерам.

Используя предложенную в разделе 3 методику и разработанное на ее основе ПО [66], становится возможным определить значения локальных коэффициентов реактивности $\rho_i(t)$ во время переходных процессов в месте установки конкретных ДПЗ. Для этого обработанные показания ДПЗ вводятся в цифровой реактиметр, где

путем метода обращенного решения уравнения кинетики по формуле (3.36) и определяется локальная реактивность.

В данном разделе будет рассмотрено определение локальных коэффициентов реактивности на примере нескольких каналов с семью ДПЗ для режимов 1 и 2.

Поскольку рассматриваемые переходные режимы отличаются частым перемещением ОР СУЗ, выберем для анализа ДПЗ, находящиеся непосредственно в ячейках с перемещающимися стержнями. Для режима 1 рассмотрим ДПЗ в КНИ 50, где также находится ОР СУЗ 109 (ячейка 13-25), а также ДПЗ в КНИ 25 и 26, как находящиеся на одном радиусе с КНИ 50. Результаты расчетов приведены на рисунках 4.9, 4.10 и 4.11. Реактивность здесь и далее приведена в единицах $\rho/\beta_{эфф}$ (отношении реактивности к доле запаздывающих нейтронов).

При численном решении обращенного уравнения кинетики реактора используется рекуррентная формула, выведенная из предположения, что при $t < t_0$, где t_0 – начало переходного процесса, $i_{ДПЗ} = const$, реактивность в начальный момент времени всегда будет равна 0, а затем, по мере вычислений, начинает выходить на корректные показания. По этой причине начало переходного процесса было исключено из итоговых результатов. Однако, при условии постоянного вычисления реактивности методом ОРУК в ходе топливной кампании данная проблема перестает существовать, поскольку выход реактивности на корректные показания будет происходить по мере пуска реактора.

Из рисунков 4.9, 4.10, 4.11 видно, что на начальном этапе, по мере погружения стержня в зону, локальная реактивность начинает резко падать. Такая динамика объясняется сильным эффектом поглощения нейтронов, которым обладают стержни: по мере погружения они вносят в активную зону отрицательную реактивность. Наибольшая чувствительность к движению стержня в этот момент наблюдается у верхних ДПЗ.

Далее, по мере того как орган регулирования начинает обратное перемещение, выходя из активной зоны, реактивность начинает постепенно увеличиваться. Видно, что на данном этапе более чувствителен будет уже ДПЗ 1,

поскольку стержень движется снизу-вверх. Однако, по мере движения стержня вверх можно заметить все более сильную реакцию на его перемещения у ДПЗ 7.

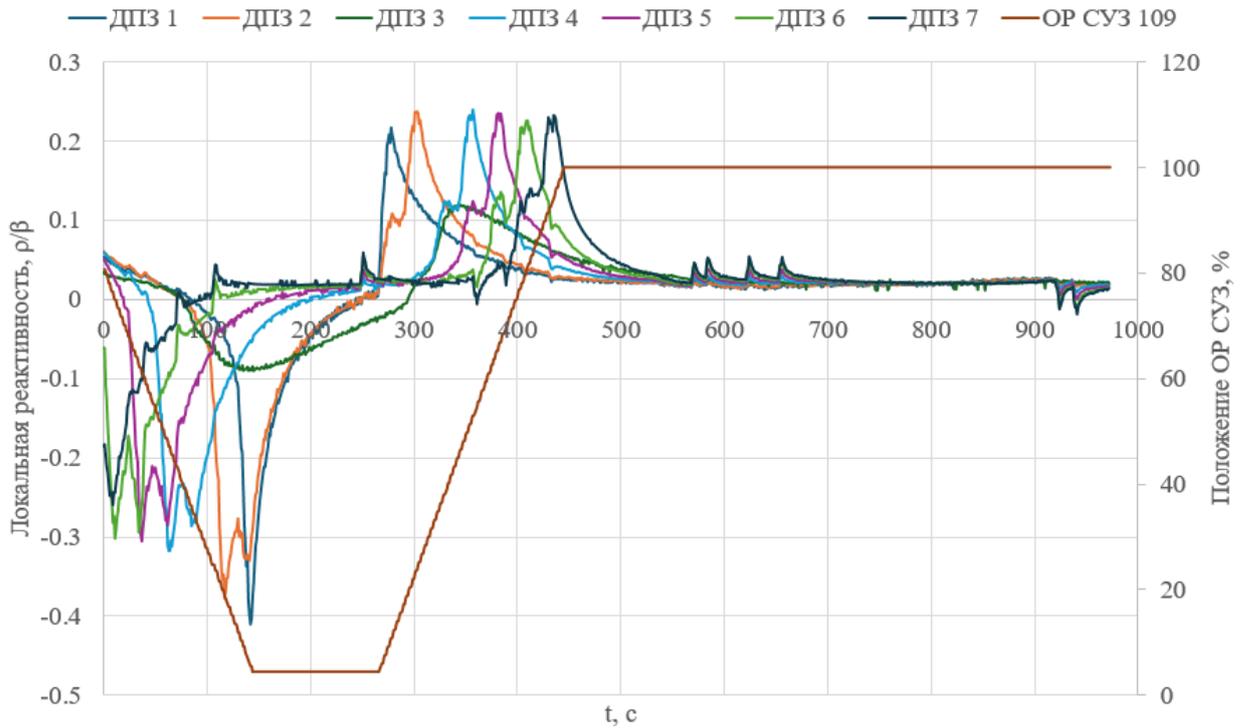


Рисунок 4.9 – Изменение локальных коэффициентов реактивности в месте установки ДПЗ КНИ 50 и перемещения ОР СУЗ 109 во времени

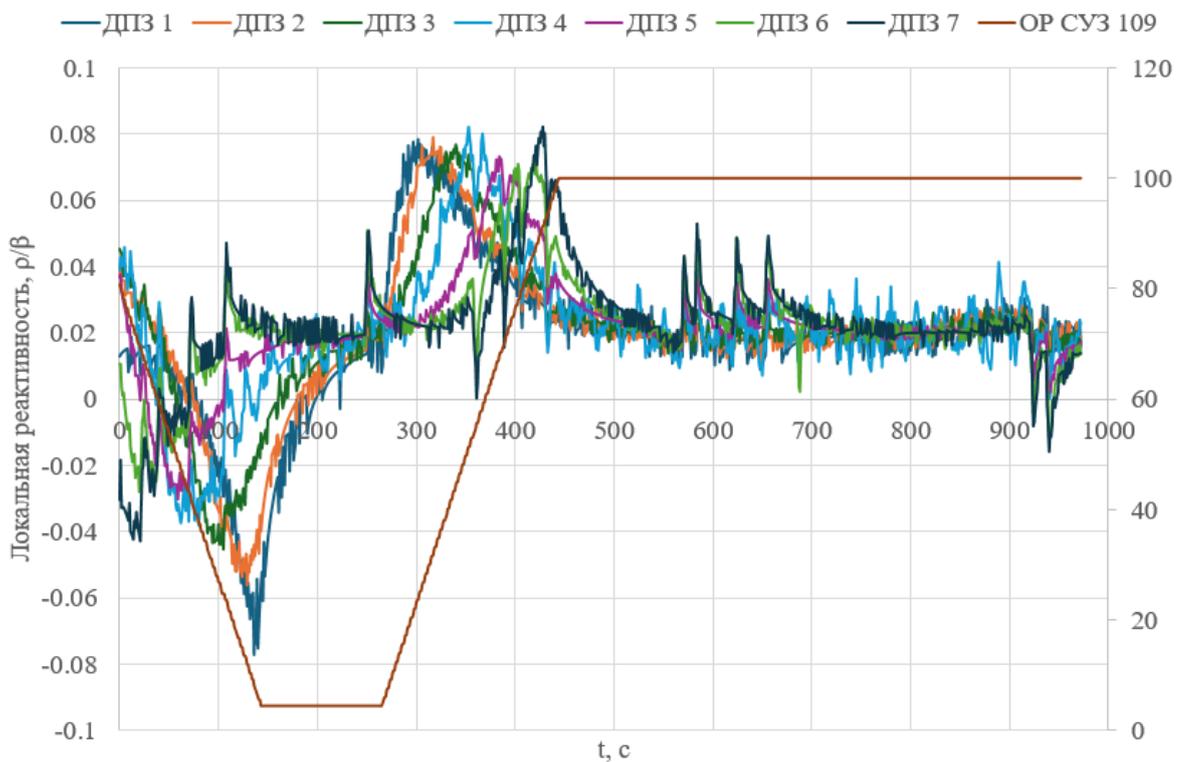


Рисунок 4.10 – Изменение локальных коэффициентов реактивности в месте установки ДПЗ КНИ 25 и перемещения ОР СУЗ 109 во времени

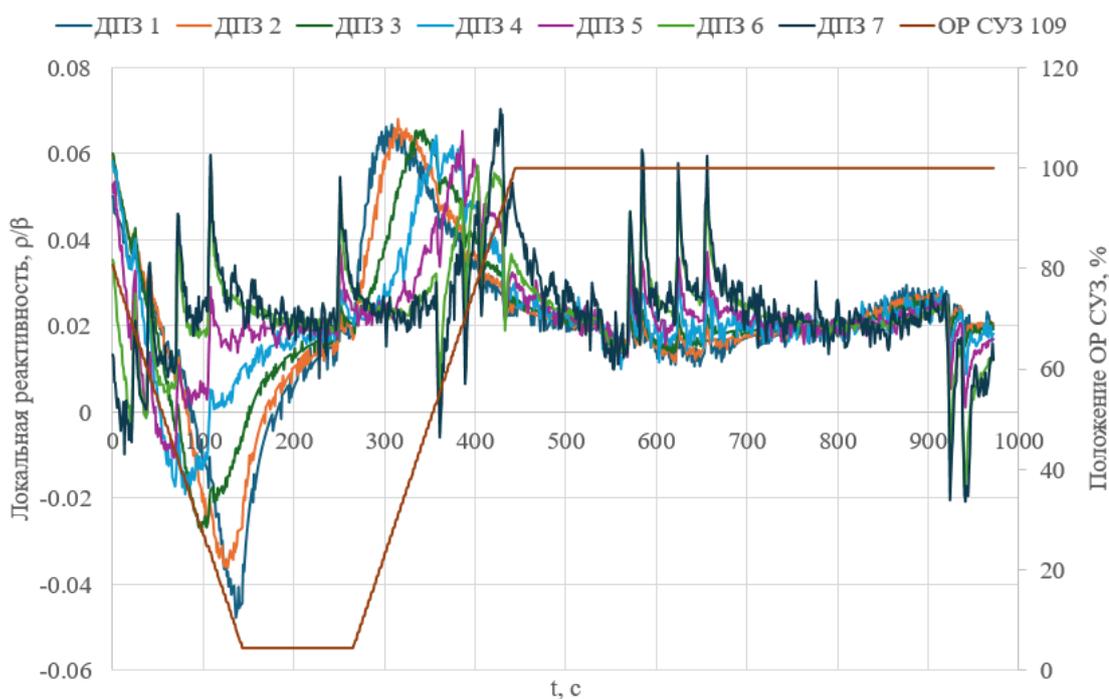


Рисунок 4.11 – Изменение локальных коэффициентов реактивности в месте установки ДПЗ КНИ 26 и перемещения ОР СУЗ 109 во времени

Когда стержень достигает крайнего верхнего положения, реактивность начинает падать, постепенно стабилизируясь, ее динамика характеризуется минимальными колебаниями, что свидетельствует о стабилизации нейтронно-физических процессов в активной зоне реактора. Незначительные колебания же, видимые на рисунках, можно объяснить локальными процессами в активной зоне.

Для режима 2 рассмотрим ДПЗ КНИ 49, где находится перемещающийся в данном режиме ОР СУЗ 116 (ячейка 12-29), а также находящиеся с ним на одном радиусе ДПЗ КНИ 27 и 24. Результаты расчетов представлены на рисунках 4.12, 4.13 и 4.14 соответственно.

Видно, что для режима 2 наблюдается схожее поведение в изменении реактивности, в частности, во второй половине переходного процесса, где, по мере погружения стержня в зону и внесения отрицательной реактивности на это значительно сильнее начинают реагировать ДПЗ 1 и ДПЗ 2. Однако, режим 2 отличается более резкими колебаниями реактивности. Также для режима 2 можно отметить слабую реакцию ДПЗ в КНИ 24 на перемещение стержня, что объясняется некоторой удаленностью данного измерительного канала от ОР СУЗ 116, по

сравнению с КНИ 27, который находится в соседней ячейке по отношению к ОР СУЗ 116.

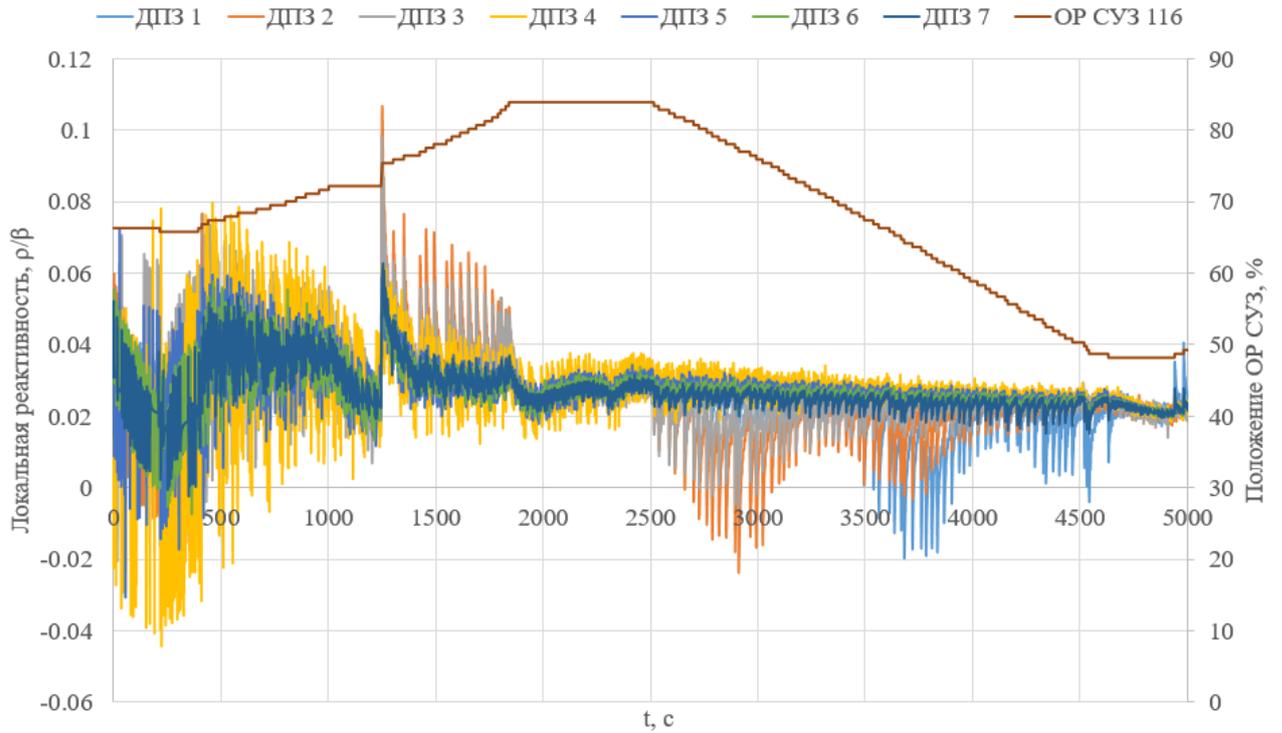


Рисунок 4.12 – Изменение локальных коэффициентов реактивности в месте установки ДПЗ КНИ 49 и перемещения ОР СУЗ 116 во времени

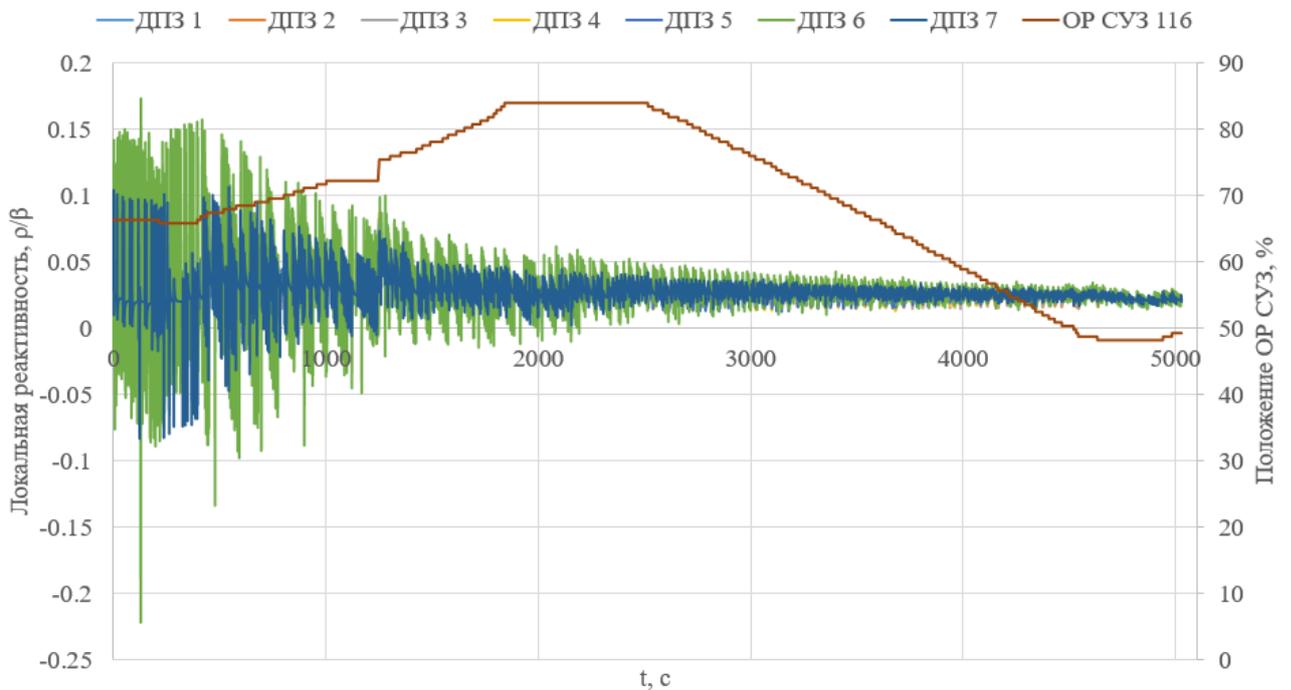


Рисунок 4.13 – Изменение локальных коэффициентов реактивности в месте установки ДПЗ КНИ 24 и перемещения ОР СУЗ 116 во времени

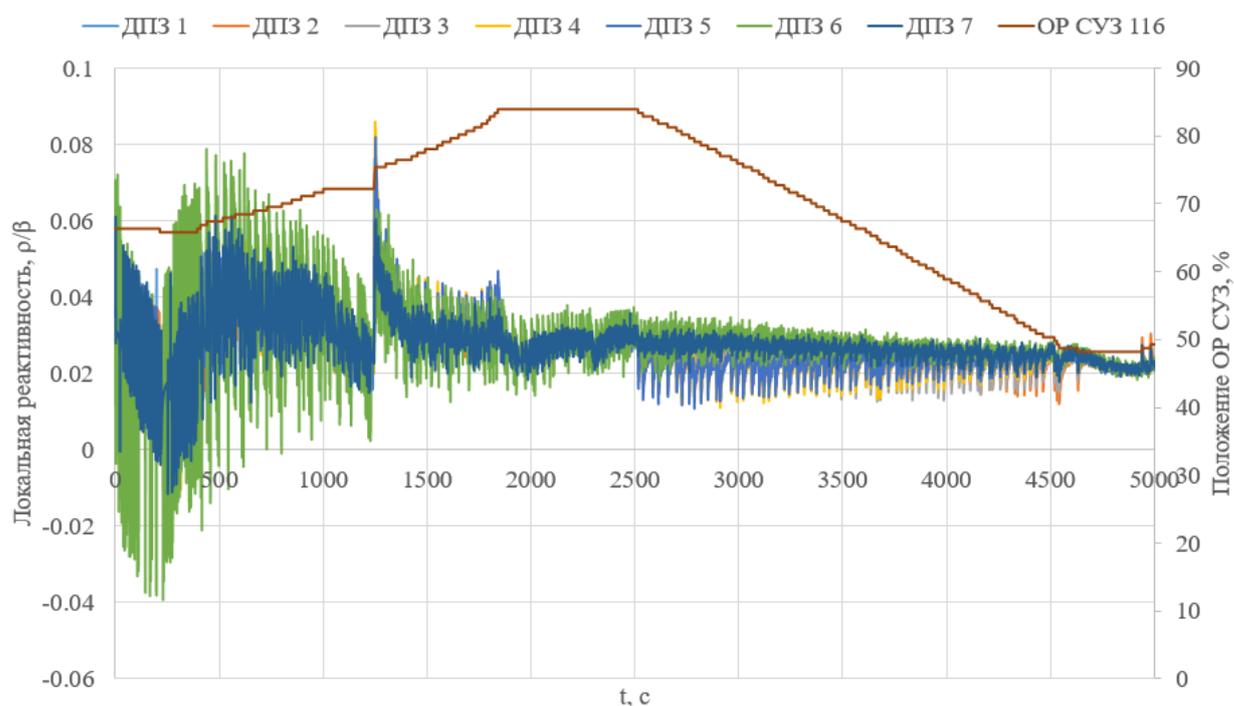


Рисунок 4.14 – Изменение локальных коэффициентов реактивности в месте установки ДПЗ КНИ 27 и перемещения ОР СУЗ 116 во времени

Определив локальную реактивность в месте установки каждого ДПЗ, становится возможным перейти к определению величины интегральной реактивности по всему объему активной зоны.

4.4 Определение интегральной реактивности активной зоны на основе показаний ДПЗ

Поскольку в предыдущем разделе была продемонстрирована возможность определения локальных коэффициентов реактивности по показаниям ДПЗ, логичным шагом представляется перейти от локальной реактивности к реактивности интегральной. Как уже было сказано, локальный коэффициент реактивности характеризует отклонение реактора от критического состояния в конкретном участке активной зоны (в данном случае в местах установки ДПЗ). Основываясь на вычисленных локальных коэффициентах реактивности, возможно определить интегральное значение реактивности.

Интегральная реактивность характеризует отклонение от критического состояния всего объема реактора. Как было сказано в разделе 3, традиционно она определяется по сигналам ионизационных камер, которые ввиду своего размера

находятся вне активной зоны. Вследствие этого определение интегральной реактивности по показаниям ДПЗ представляет собой потенциальный интерес, поскольку датчики, в отличие от ионизационных камер, находятся непосредственно в активной зоне и, следовательно, могут более точно реагировать на изменения нейтронного поля реактора.

Для определения интегральной реактивности необходимо просуммировать все локальные коэффициенты реактивности на веса по объему активной зоны

$$\rho(t) = \sum_{i=1}^M \rho_i(t) w_i, \quad (4.1)$$

где w_i – весовые коэффициенты, M – количество ДПЗ в активной зоне.

Локальные реактивности в местах установки всех датчиков были получены при помощи программы [66], как это было показано в разделе 4.3. Весовые коэффициенты были подобраны на основе геометрии активной зоны ВВЭР-1200.

Результаты расчета интегральной реактивности для режимов 1 и 2, а также их сравнение с показаниями ионизационных камер представлены на рисунках 4.15 и 4.16 соответственно. Нумерация ионизационных камер приведена в соответствии с рисунком 3.1.

Из рисунков 4.15 и 4.16 видно, что характер кривых изменения интегральной реактивности по ДПЗ и ИК схож, но реактивность, рассчитанная на основе ДПЗ, несколько превышает значения реактивности, полученные по показаниям ионизационных камер. Различия в кривых реактивности, полученных по данным ДПЗ для режимов 1 и 2, могут быть обусловлены временем переходного процесса (режим 1 протекал значительно быстрее режима 2 и сопровождался более резким перемещением органов регулирования), а также возможной разницей в загрузке активной зоны между двумя режимами.

Различия в показаниях ИК и ДПЗ можно объяснить как необходимостью последующего уточнения весового коэффициента, используемого в расчетах, так и тем, что ДПЗ, благодаря их распределению в активной зоне по радиусу и высоте, обладают более высокой чувствительностью к изменениям нейтронного поля по сравнению с ионизационными камерами, которые расположены за пределами активной зоны и наиболее чувствительны к изменению нейтронного поля в

периферийных ТВС. В случае неравномерного распределения нейтронного поля при переходных режимах ионизационные камеры, находящиеся в областях с пониженной плотностью нейтронов, могут выдавать значения реактивности ниже среднего по активной зоне.

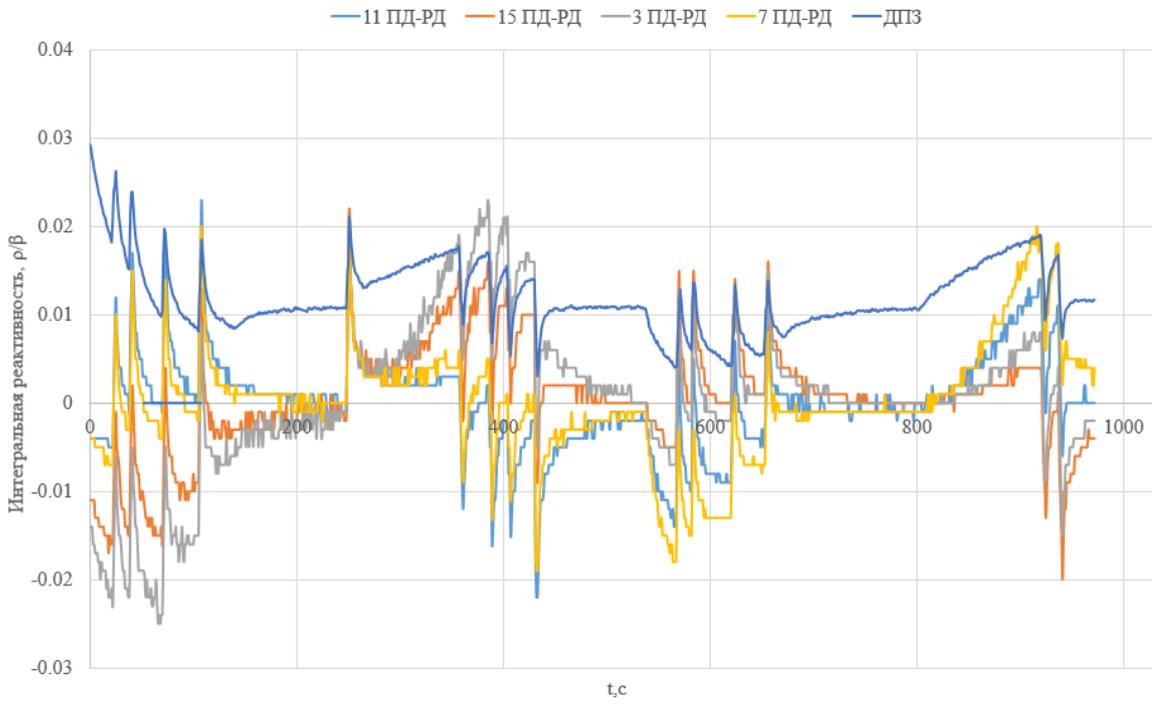


Рисунок 4.15 – Изменение интегральной реактивности по показаниям ДПЗ и ИК в режиме 1

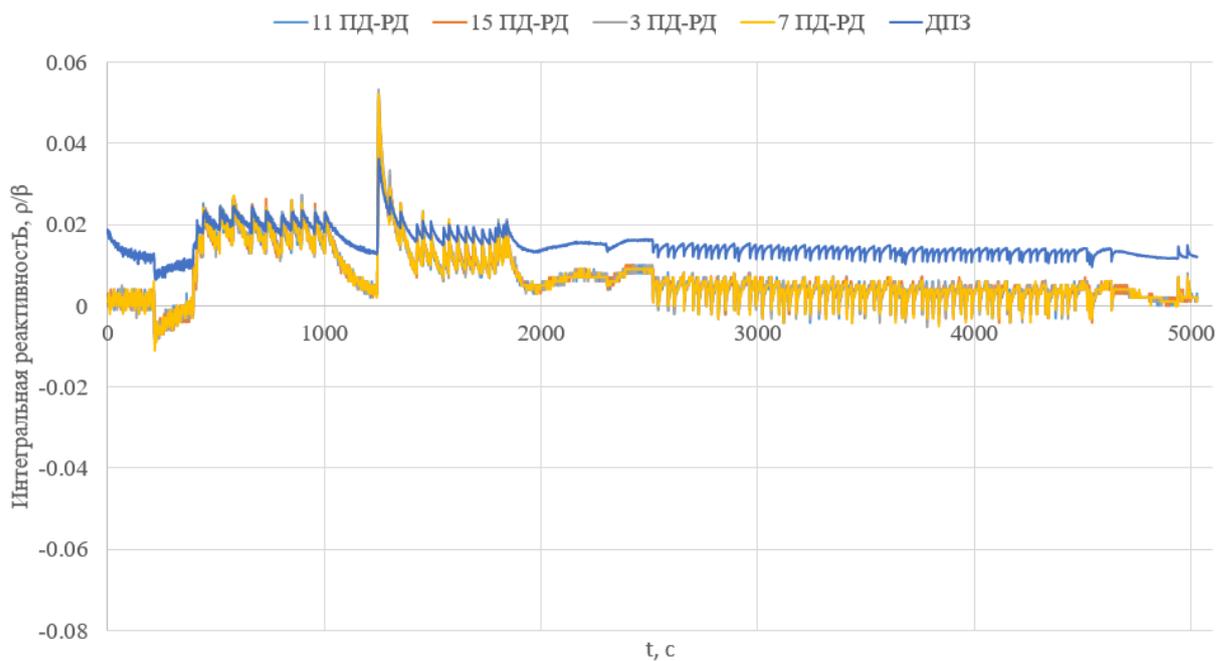


Рисунок 4.16 – Изменение интегральной реактивности по показаниям ДПЗ и ИК в режиме 2

Однако, в целом можно сказать, что вычисленная на основе показаний ДПЗ интегральная величина реактивности может использоваться операторами энергоблоков АЭС во время переходных режимов работы реактора, поскольку ее расчет по показаниям ДПЗ позволяет учесть нейтронно-физические процессы, происходящие в тех областях активной зоны реактора, к которым ионизационные камеры будут обладать меньшей чувствительностью.

Выводы по разделу 4

1. Показано влияние перемещения органов регулирования системы управления и защиты реактора ВВЭР-1200 на показания ДПЗ в переходных режимах, как по высоте, так и по радиусу активной зоны.

2. Проведена апробация описанных в разделе 3 методик на основе показаний ДПЗ при динамических режимах работы реактора, полученных с ЛАЭС-2, в частности, определены локальные коэффициенты реактивности активной зоны в местах установки ДПЗ, а также проанализировано их изменение в рассматриваемых переходных режимах.

3. На основе вычисленных локальных коэффициентов реактивности определены интегральные величины реактивности в рассматриваемых режимах и проанализировано их изменение.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В диссертационной работе изложено новое научно обоснованное техническое решение повышения точности контроля технического состояния элементов активной зоны ядерного реактора путем создания моделей и методик контроля технического состояния детекторов нейтронного потока в виде активационных ДПЗ и тепловыделяющих элементов тепловыделяющей сборки активной зоны ядерного реактора, находящихся вблизи этих датчиков.

Представленные модели и методики являются актуальными в связи растущими требованиями к уровню безопасности ядерных реакторов (в частности, к обеспечению физического разнообразия контроля элементов активной зоны), а также с переходом оператора АЭС России АО «Концерн Росэнергоатом» к системе технического обслуживания и ремонта по фактическому состоянию систем и оборудования.

В ходе работы были получены следующие основные результаты:

1. Применение представленной комплексной математической модели описания процессов, происходящих в ДПЗ при его работе, позволило производить учет как нейтронно-физических параметров эмиттера ДПЗ, так и возможного изменения параметров элементов в измерительной цепи детектора, и увеличить время работоспособности датчика на 30-40 % путем расширения его диапазона использования по величине сопротивления изоляции измерительного кабеля на 3-4 порядка в сторону ее уменьшения.

2. Представленная методика контроля технического состояния ДПЗ на основе получения дополнительной измерительной информации в стационарных и динамических режимах работы активной зоны ядерного реактора позволила повысить точность определения диагностических признаков датчика более чем в 2 раза.

3. Представленная методика определения размножающих свойств активной зоны (локальной реактивности) в динамических режимах работы ядерного реактора на основе показаний ДПЗ, позволила проводить дополнительный контроль величины реактивности активной зоны при изменении

положения органов регулирования путем использования ДПЗ, как датчиков дополнительной информации, независимой, в том числе, от показаний ионизационных камер СУЗ.

При условии интеграции представленных моделей и методик в СВРК АЭС появляется дополнительная возможность осуществлять мониторинг технического состояния элементов активной зоны с учетом их фактического состояния. Помимо этого, оператор энергоблока сможет производить оценку локальной и интегральной величин реактивности в переходных режимах работы ВВЭР-1200, основываясь на показаниях ДПЗ.

ПЕРЕЧЕНЬ СОКРАЩЕНИЙ И УСЛОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ

АЗ	–	активная зона
АКНП	–	аппаратура контроля нейтронного потока
АРМ СГИУ	–	автоматизированное рабочее место оператора системы группового и индивидуального управления
АРМР	–	автоматический регулятор мощности реактора
АСУ ТП	–	автоматизированная система управления технологическими процессами
АЭС	–	атомная электрическая станция
ВВЭР	–	водо-водяной энергетический реактор
ВКВ	–	верхний концевой выключатель
ВПС	–	вероятность первых столкновений
ГЦК	–	главный циркуляционный контур
ГЦНА	–	главный циркуляционный насосный агрегат
ДДСЗ	–	дополнительная диверсная система защиты
ДМ	–	диагностическая модель
ДП	–	диагностический признак
ДПЗ	–	датчик (детектор) прямого заряда
ИК	–	ионизационная камера
КНИ	–	нейтронный измерительный канал
ММ	–	математическая модель
НКВ	–	нижний концевой выключатель
ОРУК	–	метод обращенного решения уравнений кинетики реактора
ОД	–	объект диагностирования
ОР СУЗ	–	орган регулирования системы управления и защиты
ПД	–	пусковой диапазон
ПО	–	программное обеспечение
ПС	–	поглощающий стержень
пэл	–	поглощающий элемент
РБМК	–	реактор большой мощности канальный
РД	–	рабочий диапазон

РУ	–	реакторная установка
САКОР	–	система автоматизированного контроля остаточного ресурса
САКТ	–	система акустического контроля течей
СВРК	–	система внутриреакторного контроля
СГИУ	–	система группового и индивидуального управления
СДЭА	–	система диагностирования арматуры с электроприводом
СКВ	–	система контроля вибраций
СКТ	–	система контроля течей
СКТП	–	система контроля тепловых перемещений трубопроводов
СКУ	–	система контроля и управления
СКУД	–	система контроля, управления и диагностики
СОСП	–	система обнаружения свободных предметов
СТД ГЦНА	–	система технической диагностики главного циркуляционного насосного агрегата
СТК ТГ	–	система технологического контроля турбогенератора
СУЗ	–	система управления и защиты
ТВС	–	тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	–	тепловыделяющий элемент
ТГ	–	турбогенератор
ЭВМ	–	электронная вычислительная машина
ЭДС	–	электродвижущая сила
ЭПА	–	электроприводная арматура
ЯЭУ	–	ядерная энергетическая установка

ЛИТЕРАТУРА

1. **ГОСТ 20911–89.** Техническая диагностика. Термины и определения: национальный стандарт Российской Федерации: издание официальное: утвержден и введен в действие Постановлением Государственного комитета СССР по управлению качеством продукции и стандартам от 26 декабря 1989 г. № 4143: дата введения 1991-01-01. – Москва: Стандартиформ, 2009. – 11 с.
2. **ГОСТ 26656–85.** Техническая диагностика. Контролепригодность. Общие требования: национальный стандарт Российской Федерации: издание официальное: утвержден и введен в действие Постановлением Государственного комитета СССР по стандартам от 20 ноября 1985 г. № 3634: дата введения 1987-01-01. – Москва: Стандартиформ, 2009. – 10 с.
3. **Герасимова А. Г.** Контроль и диагностика тепломеханического оборудования ТЭС и АЭС / А. Г. Герасимова. – Минск: Высшая школа, 2011. – 272 с. – ISBN: 978-985-06-2296-9.
4. **Острейковский В. А.** Старение и прогнозирование ресурса оборудования атомных станций / В. А. Острейковский. – Москва: Энергоатомиздат, 1994. – 286 с. – ISBN 5-283-03604-9.
5. **Панкин А. М.** Разработка теории и методов контроля технического состояния изделий и систем атомной энергетики: специальность 05.11.03 «Приборы и методы контроля природной среды, веществ, материалов и изделий»: диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук / Панкин Александр Михайлович; Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого. – Санкт-Петербург, 2019. – 253 с.
6. **Еперин А. П.** Основы физики и эксплуатации ядерных энергетических установок / А. П. Еперин, А. М. Панкин. – Санкт-Петербург: ПОЛИТЕХ-ПРЕСС, 2019. – 236 с. – ISBN 978-5-7422-6371-5.
7. **Панкин А. М.** Диагностика электроэнергетических устройств и систем / А. М. Панкин, Н. В. Коровкин. – Санкт-Петербург: Издательство Политехнического университета, 2013. – 301 с. – ISBN 978-5-7422-4201-7.

8. **ГОСТ 15467-79.** Управление качеством продукции. Основные понятия. Термины и определения: национальный стандарт Российской Федерации: издание официальное: утвержден и введен в действие Постановлением Государственного комитета СССР по стандартам от 26 января 1979 г. № 244: дата введения 1979-01-07. – Москва: Стандартинформ, 2009. – 22 с.

9. **Биргер И. А.** Техническая диагностика / И. А. Биргер – Москва: Машиностроение, 1978. – 239 с.

10. **Панкин А. М.** Введение в теорию диагностирования электротехнических систем / А. М. Панкин – Санкт-Петербург: Издательство Политехнического университета, 2012. – 264 с. – ISBN 978-5-7422-3300-8.

11. **Волков Ю. В.** Системы технического диагностирования, автоматического управления и защиты: учебное пособие / Ю. В. Волков – Саратов: Ай Пи Ар Медиа, 2019. – 172 с. – ISBN 978-5-4497-0076-6.

12. **Аркадов Г. В.** Системы диагностирования ВВЭР / Г. В. Аркадов, В. И. Павелко, Б. М. Финкель. – Москва: Наука, 2019. – 398 с. – ISBN 978-5-02-040184-6.

13. Система контроля и диагностики режимов работы энергоблока АЭС / А. А. Абагян, В. М. Дмитриев, Л. А. Клебанов [и др.]. // Атомная энергия. – 1987. – Т. 63 – Вып. 5. – С. 311-315.

14. **Ракитин И. Д.** Разработка систем диагностики на АЭС / И. Д. Ракитин, В. В. Сон // Атомная техника за рубежом. – 1987. – № 5. – С. 3-10.

15. Системы внутриреакторного контроля АЭС с реакторами ВВЭР / В. А. Брагин, И. В. Батенин, М. Н. Голованов [и др.]. – Москва: Энергоатомиздат, 1987. – 125 с.

16. О новых проектах реакторных установок ВВЭР на современном этапе развития атомной энергетики: [доклад] / С. Б. Рыжов, В. А. Мохов, А. К. Подшибякин [и др.]. // Международная конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР». 26-29 мая 2009 г. г. Подольск.

17. **Диагностические задачи в человеко-машинной системе управления АЭС** / В. Д. Ильюков, С. А. Молчанов, Ф. Ф. Пащенко [и др.]. – Москва: Институт проблем управления, 1988. – 38 с.

18. **Комплекс работ по созданию первой управляющей системы верхнего блочного уровня АСУ ТП для АЭС «Бушер» на основе отечественных информационных технологий** / Н. Э. Менгазетдинов, М. Е. Бывайков, М. А. Зуенков [и др.]. – Москва: Институт проблем управления им. В. А. Трапезникова Российской академии наук, 2013. – 95 с. – ISBN 978-5-91450-130-0.

19. **Баркова Н. А.** Введение в виброакустическую диагностику роторных машин и оборудования: учебное пособие / Н. А. Баркова. – Санкт-Петербург: СЕВЗАПУЧЦЕНТР, 2013. – 158 с. – ISBN 978-5-91498-037-2.

20. **Федоров А. И.** Комплексные измерения диагностических параметров оборудования на блоке №1 НВАЭС-2 в процессе опытно-промышленной эксплуатации / А. И. Федоров, М. Т. Слепов // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2017. – №3. – С. 77-87.

21. **Опыт эксплуатации стационарных систем технического диагностирования на Нововоронежской АЭС** / Г. В. Аркадов, В. И. Павелко, В. П. Поваров, М. Т. Слепов // Глобальная ядерная безопасность. – 2021. – №4 (41). – С. 36-46.

22. **Эксплуатационная диагностика теплового состояния и экономичности паровых турбин ТЭС и АЭС** / В. В. Божко, А. Н. Коваленко, В. М. Ляпунов, Л. А. Хоменок // Теплоэнергетика. – 2016. – №5. – С. 45-50.

23. **Качур С. А.** Система диагностики состояния турбогенератора на основе сетей Петри / С. А. Качур, Н. В. Шахова // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – №1. – С. 13-20.

24. **Кутуков К. И.** Система технологического контроля турбогенераторов (СТК-ТГ) / К. И. Кутуков, С. В. Якунцев // Оборудование и технологии для нефтегазового комплекса. – 2008. – № 5. – С. 61-63.

25. **Кавришвили З. О.** Оптимизация и совершенствование процесса диагностирования электропроводной арматуры в период ПНР на строящихся

энергоблоках АЭС / З. О. Кавришвили, В. Л. Рачков // Глобальная ядерная безопасность. – 2020. – №3 (36). – С. 46-53.

26. Разработка и внедрение системы диагностирования состояния арматуры с электроприводом / Б. М. Финкель, А. В. Матвеев, В. В. Головлев [и др.]. // Теплоэнергетика. – 2010. – №5. – С. 54-58.

27. **Кузнецова Н. И.**, Анализ и оценка работоспособности основных элементов АСУ ТП АЭС на основе тестового диагностирования / Н. И. Кузнецова, В. А. Нурзай, И. С. Ямпольский // Энергетические установки и технологии. – 2018. – №3 (4). – С. 30-34.

28. **Лункин Б. В.**, On-line диагностика достоверности показаний измерительных каналов с гидростатическими уровнемерами / Б. В. Лункин, А. А. Калашников // XIII Всероссийское совещание по проблемам управления ВСПУ-2019. Сборник трудов XIII Всероссийского совещания по проблемам управления ВСПУ-2019. – Москва: Институт проблем управления им. В.А. Трапезникова Российской академии наук, 2019. – С. 2748-2753.

29. **Абидова Е. А.** Контроль работы машины перегрузочной с помощью отображения диагностической информации в многомерном пространстве признаков / Е. А. Абидова, В. В. Бойко, А. А. Лапкис // Вестник национального исследовательского ядерного университета МИФИ. – 2020. – Т. 9. – №5. – С. 460-469.

30. Требования к мониторингу ресурсных характеристик оборудования и трубопроводов реакторной установки ВВЭР-1200 / А. В. Богачев, В. Я. Беркович, А. В. Меркун [и др.]. // Тяжелое машиностроение. – 2019. – № 3. – С. 2-8.

31. **Софьин М. В.** Коррозионный мониторинг оборудования и трубопроводов на ТЭС и АЭС с помощью высокотемпературных проточных датчиков // Энергосбережение и водоподготовка. – 2017. – №4 (108). – С. 34-42.

32. Машиностроение ядерной техники. Расчет и конструирование машин: [в 2 кн.] / ред.-сост. В. И. Солонин; отв. ред. К. С. Колесников. Кн. 2, разд. 4, т. 4-25 / [П. В. Андреев и др.]; ред. тома Е. О. Адамов; ред.-сост. В. И. Солонин; отв.

ред. К. С. Колесников; ред.: М. Н. Михайлов [и др.]. – Москва: Машиностроение, 2005, 2005. – 943 с. – ISBN 5-217-02644-8.

33. Система расчетно-измерительной диагностики РБМК-1000 / О. В. Глазков, В. Ф. Груздов, А. А. Дружаев [и др.]. // Атомная энергия. – 2015. – Т. 119. – Вып. 4. – С. 199-202.

34. **Панкин А. М.** Диагностирование реактиметров ядерного реактора на основе построения эквивалентной модели / А. М. Панкин, И. В. Вишняков // Международная научно-практическая конференция «Современные технологии и экономика энергетики». 29 апреля 2021 г. г. Санкт-Петербург. Материалы Международной научно-практической конференции. – Санкт-Петербург: Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого, 2021. – С. 70-72.

35. Система контроля, диагностики и управления для ЯЭУ большой мощности с водо-водяными реакторами / А. Е. Калинушкин, В. В. Козлов, В. И. Митин, Ю. М. Семченков // Атомная энергия. 2009. Т. 106. № 1. С. 3-8.

36. **Калинушкин А. Е.** Современная система контроля, управления и диагностики реакторов ВВЭР большой мощности / А. Е. Калинушкин, Ю. М. Семченков // Доклады Белорусского государственного университета информатики и радиоэлектроники. – 2015. – № 2 (88). – С. 81-85.

37. **Мительман М. Г.** Преобразование энергии короткоживущих радиоактивных изотопов / М. Г. Мительман, Н. Д. Розенблюм, Р. С. Ерофеев // Атомная энергия. 1961. – Т.10. – № 1. – С.72.

38. Восстановление полей энерговыделения по показаниям ДПЗ в активной зоне ВВЭР-1000 на уровнях мощности, близких к МКУ / В. М. Чапаев, В. А. Хватов, А. Ю. Курченков, Н. В. Мильто // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2014. – № 4. – С. 43-55.

39. Тепловая мощность ВВЭР, измеренная по показаниям ДПЗ / А. Ю. Курченков, А. И. Ковель, В. А. Мильто [и др.]. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2018. – № 5. – С. 63-73.

40. **Курченков А. Ю.** Выгорание родиевого ДПЗ в ВВЭР-1000. Методика определения линейного энерговыделения по показаниям ДПЗ // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2010. – № 3. – С. 16-25.

41. Учет выгорания родиевого ДПЗ в ВВЭР-1000 / А. Ю. Курченков, А. И. Ковель, В. А. Хватов, В. М. Чапаев // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2012. – № 1. – С. 43-53.

42. **Панкин А. М.** Диагностическое моделирование внутризонных детекторов нейтронного потока ядерного реактора / Панкин А. М., Горохов А. К. // Международная научно-практическая конференция «Современные технологии и экономика энергетики». 29 апреля 2021 г. г. Санкт-Петербург. Материалы Международной научно-практической конференции. – Санкт-Петербург: Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого, 2021. – С. 72-74.

43. **Панкин А. М.** Диагностические признаки при контроле технического состояния ДПЗ ядерного реактора / А. М. Панкин, Н. В. Коровкин // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122. – № 4. – С. 235-238.

44. **Панкин А. М.** Метод контроля технического состояния датчиков прямого заряда системы внутрореакторного контроля ядерного реактора // Контроль. Диагностика. – 2013. – № 4. – С. 50-54.

45. **Панкин А. М.** Некоторые вопросы методологии диагностирования непрерывных технических объектов. Международный симпозиум «Надежность и качество». 24-31 мая 2010 г. г. Пенза. Труды международного симпозиума «Надежность и качество». – Пенза: Издательство Пензенского государственного университета, 2010. – Т.1. – С. 42-48.

46. **Панкин А. М.** Методология создания систем диагностирования технических объектов. Международная научно-практическая конференция «Перспективы развития науки и образования». 29 ноября 2013 г. г. Москва. Сборник научных трудов по материалам Международной научно-практической конференции «Перспективы развития науки и образования». – Москва: ООО «АР-Консалт», 2013. – Ч. 1. – С. 71-73

47. **Панкин А. М.** Методология разработки алгоритмов контроля технического состояния непрерывных объектов. Международный симпозиум «Надежность и качество». 23-29 мая 2016 г. г. Пенза. Труды международного симпозиума «Надежность и качество». – Пенза: Издательство Пензенского государственного университета, 2016. – Т.1. – С. 56-59.

48. **Башарин С. А.** Теоретические основы электротехники. Теория электрических цепей и электромагнитного поля: учебное пособие / С. А. Башарин, В. В. Федоров. – Москва: АСАДЕМА, 2010. – 359 с. – ISBN 978-5-7695-6431-4.

49. Детекторы для внутриреакторных измерений энерговыделения / М. Г. Мительман, В. Г. Дубовский, В. Ф. Любченко, Н. Д. Розенблум. – Москва: Атомиздат, 1977. – 151 с.

50. **Панкин А. М.** Контроль состояния датчиков прямого заряда системы внутриреакторного контроля ядерного реактора в динамических режимах / А. М. Панкин, А. А. Калютик, В. С. Костарев // Контроль. Диагностика. – 2023. – Т. 26. № 3. – С. 50 – 55.

51. **Патент № 13281U1 Российская Федерация, H04M 11/00 (2000.01).** Система контроля для обнаружения состояний датчика: № 99122231/20: заявлено 13.10.1999: опубликовано 27.03.2000 / Грибов А. А., Кирьянов А. А., Сдобнов С. И. [и др.]. – 36 с.

52. Математическая модель родиевых ДПЗ и алгоритмы коррекции их инерционности / В. И. Бурьян, Л. В. Козлова, А. С. Кужиль, В. Ф. Шикалов // Ядерные измерительно-информационные технологии. – 2005. – №1 (13). – С. 3-9.

53. **Цимбалов С. А.** Устранение запаздывания показаний бета-эмиссионного детектора в реакторе ВВЭР-1000. – Москва: Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова, 1994. – 21 с.

54. **Шикалов В. Ф.** Исследование детекторов прямой зарядки и развитие методов их использования на ядерных реакторах: специальность 05.11.10 «Приборы для изменения ионизирующих излучений и рентгеновские приборы»: диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук / Шикалов

Владимир Федорович; Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого. – Москва: Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова, 1998. – 122 с.

55. **Мительман М. Г.** Зарядовые детекторы ионизирующих излучений / М. Г. Мительман, Н. Д. Розенблюм. – Москва: Энергоиздат, 1982. – 78 с.

56. Контроль размножающих свойств активной зоны реактора ВВЭР на основе датчиков прямого заряда / А. М. Панкин, В. С. Костарев, А. А. Калютик, Р. Ю. Легких // Контроль. Диагностика. – 2024. – Т. 27. – № 2 (308). – С. 48-55.

57. Безынерционный контроль уровня нейтронного потока датчиком прямой зарядки с эмиттером из серебра / И. Я. Емельянов, М. А. Борисов, Ю. И. Володько [и др.]. // Атомная энергия. – 1969. – Т. 27. – Вып. 3. – С. 230 -232.

58. Испытания малоинерционного нейтронного измерительного канала на основе родиевого ДПЗ АМБ-200 / Ю. В. Волков, В. В. Дубровский, С. Н. Ковтун [и др.]. // Атомная энергия. – 1990. – Т. 68. – Вып. 2. – С. 101 – 104.

59. **Козлова Л. В.** Экспериментальное изучение быстрой составляющей сигнала родиевых ДПЗ программы моделирования и коррекции инерционности сигналов ДПЗ / Л. В. Козлова, В. Ф. Шикалов – Москва: Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова, 1991. – 11 с.

60. **Дементьев Б. А.** Кинетика и регулирования ядерных реакторов / Б. А. Дементьев – Москва: Энергоатомиздат, 1986. – 272 с.

61. Основы теории и методы расчета ядерных энергетических реакторов / Г. Г. Бартоломей, Г. А. Пять, В. Д. Байбаков, М. С. Алхутов – Москва: Энергоиздат, 1982. – 511 с.

62. **Казанский Ю. А.** Кинетика ядерных реакторов. Учебное пособие / Ю. А. Казанский – Москва: НИЯУ МИФИ, 2012. – 300 с. – ISBN 978-5-7262-1696-6.

63. **Кипин Дж. О.** Физические основы кинетики ядерных реакторов / Дж. О. Кипин – Москва: Атомиздат, 1967. – 428 с.

64. Разработка программного обеспечения для обработки показаний датчиков прямого заряда системы внутриреакторного контроля в переходных режимах. / А. М. Панкин, В. С. Костарев, А. А. Калютик, Р. Ю. Легких //

Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2023. – № 3 (33). – С. 38-49.

65. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2023683165 Российская Федерация. Программа для определения составляющих токового сигнала родиевых датчиков прямого заряда: № 2023682280: заявлено 27.10.2023: опубликовано 02.11.2023 / Костарев В. С., Панкин А. М., Калютик А. А.; правообладатель ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого». – Зарегистрировано в Реестре программ для ЭВМ.

66. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2024665402 Российская Федерация. Программа для обработки результатов внутриреакторных измерений по датчикам прямого заряда: № 2024665402: заявлено 04.07.2024: опубликовано 12.07.2024 / Костарев В. С., Панкин А. М., Калютик А. А.; правообладатель ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого». – Зарегистрировано в Реестре программ для ЭВМ.

67. Физические и конструкционные особенности ядерных энергетических установок с ВВЭР: учебное пособие / С.Б. Выговский, Н.О. Рябов, А.А. Семенов [и др.]. – Москва: НИЯУ МИФИ, 2011. – 376 с., – ISBN 978-5-7262-1458-0.

68. **Андрушечко С. А.** АЭС с реактором типа ВВЭР. От физических основ эксплуатации до эволюции проекта / С. А. Андрушечко, А. М. Афров – Москва: Логос, 2010. – 604 с. – ISBN 978-5-98704-496-4

69. Головной блок нового поколения – особенности проекта ВВЭР-1200 / В. Г. Асмолов, И. Н. Гусев, В. Р. Казанский [и др.]. // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2017. – № 3. – С. 5-21.

70. **Панкин А. М.** Контроль технического состояния внутризонного детектора нейтронов в статических и динамических режимах работы ядерного реактора / А. М. Панкин, А. А. Калютик, В. С. Костарев // Надежность и качество сложных систем. – 2023. – № 1 (41). – С. 118-125.

71. **Панкин А. М.** Контроль технического состояния и остаточного ресурса дискретно-непрерывных объектов. / А. М. Панкин, А. А. Калютик, В. С.

Костарев // Международный симпозиум «Надежность и качество». 23-31 мая 2022 г. г. Пенза. Труды международного симпозиума «Надежность и качество». – Пенза: Издательство Пензенского государственного университета, 2022. – Т.1. – С. 13-14.

72. **Василенко В. А.** Создание программного обеспечения для контроля технического состояния детекторов нейтронного потока ядерного реактора / В. А. Василенко, А. М. Панкин, В. С. Костарев // Международный симпозиум «Надежность и качество». 29 мая-02 июня 2023 г., г. Пенза. Труды международного симпозиума «Надежность и качество». – Пенза: Издательство Пензенского государственного университета, 2023. – Т.1. – С. 299-305.

73. **Костарев В. С.** О возможности определения размножающих свойств активных зон реакторов ВВЭР на основе внутризонных датчиков нейтронного потока / В. С. Костарев, А. М. Панкин // X международная научно-практическая конференция молодых ученых и специалистов атомной отрасли «Команда-2023». Санкт-Петербург. 28 июня-01 июля 2023 г. Сборник тезисов X международной научно-практической конференции молодых ученых и специалистов атомной отрасли «Команда-2023». – Санкт-Петербург: ООО «Издательский дом Недра», 2023. – Ч. 1. – С. 172-173.

74. **Костарев В. С.** О возможности контроля размножающих свойств активной зоны водо-водяного реактора на основе показаний детекторов прямого заряда / В. С. Костарев, А. М. Панкин // Радиоэлектроника, электротехника и энергетика. Тридцатая международная научно-техническая конференция студентов и аспирантов. 29 февраля-02 марта 2024 г. г. Москва. Тезисы докладов Тридцатой международной научно-технической конференции студентов и аспирантов. – Москва: ООО «Центр полиграфических услуг РАДУГА», 2024. – С. 864.

75. **Панкин А. М.** Программное обеспечение для обработки показаний датчиков прямого заряда ядерного реактора / А. М. Панкин, В. С. Костарев // Международный симпозиум «Надежность и качество». 27 мая-01 июня 2024 г. г. Пенза. Труды международного симпозиума «Надежность и качество». – Пенза:

Издательство Пензенского государственного университета, 2024. – Т.1. – С. 326-327.

76. **Острейковский В. А.** Старение и прогнозирование ресурса оборудования атомных станций / В. А. Острейковский – Москва: Энергоатомиздат, 1994. – 288 с. – ISBN 5-283-03604-9.

77. Измерение энерговыделения в реакторе ВВЭР-1000 НВ АЭС / С. А. Цимбалов, А. Н. Дешевых, Г. С. Кирюхин [и др.] – Москва: Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова, 1984. – 21 с.

78. **Цимбалов С. А.** Характеристики родиевого детектора ДПЗ-1М / С. А. Цимбалов – Москва: Институт атомной энергии им. И. В. Курчатова, 1984. – 17 с.

79. **Патент № 2783505С1 Российская Федерация, G21С 17/00 (2006/01).** Способ контроля технического состояния датчика прямого заряда системы внутриреакторного контроля ядерного реактора: № 2022109456: заявлено 08.04.2022: опубликовано 14.11.1022 / Панкин А. М., Калютик А. А., Коровкин Н. В.; заявитель ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого». – 16 с.

80. Toward the implementation of self-powered, wireless, real-time reactor power sensing / James Turso, Jorge V. Carvajal, Shawn C, Stafford [и др.]. // *Annals of Nuclear Energy*. – 2020. – V. 139. – С. 1-10.

81. Экспериментальное исследование гамма-составляющей в сигнале родиевого ДПЗ / В. Н. Кочкин, А. Ю. Курченков, Е. Н. Позырев, Ю. М. Семченков // *Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов*. – 2023. – № 2. – С. 12-16.

82. Численные схемы выявления аномальных показаний датчиков внутриреакторного контроля и коррекции расчетных значений энерговыделения / Э. Быховец, А. В. Крянев, А. М. Орозбеков, А. Н. Татарина // *Вестник национального исследовательского ядерного университета «МИФИ»*. – 2008. – Т. 7. – № 5. – С. 439-444.

83. **Алыев Р. Р.** Метод анализа работоспособности измерительной системы и программного обеспечения внутриреакторного контроля ВВЭР-1000 / Р.

Р. Алыев, С. Т. Лескин // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2008. – № 3. – С. 4-12.

84. Влияние доли реакторного гамма-излучения на полный сигнал датчика прямого заряда / А. Ю. Курченков, А. С. Кулаков, Н. И. Алексеев, А. Е. Калинушкин // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2012. – № 1. – С. 34-42.

85. **Шаманин И. В.** Контроль поля энергосвечения в процессе эксплуатации ядерного реактора с помощью детекторов прямого заряда / И. В. Шаманин, А. В. Киселев, В. А. Лызко // Известия Томского политехнического университета. – 2010. – Т. 316. – № 2. – С. 67-71.

86. **Шикалов В. Ф.** Исследование характеристик детекторов прямого заряда повышенной чувствительности / В. Ф. Шикалов, Л. В. Козлова, Л. О. Капитанова // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2023. – № 2. – С. 5-11.

87. Детектор прямого заряда с эмиттером из металлического гафния в реакторах ВВЭР / А. Е. Калинушкин, А. Ю. Курченков, Д. С. Марков, И. А. Сергеев // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2023. – № 2. – С. 17-19.

88. Анализ показаний фоновых жил внутриреакторных детекторов / А. М. Мусихин, Н. В. Мильто, А. Ю. Курченков [и др.]. // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2022. – № 5. – С. 102-105.

89. **Грошев Д. О.** Анализ показаний детекторов нейтронов в переходном процессе изменения режима циркуляции теплоносителя в активной зоне реактора транспортной ЯЭУ / Д. О. Грошев, В. В. Рассказов, В. П. Харин // Технологии обеспечения жизненного цикла ядерных энергетических установок. – 2016. – № 2 (4). – С. 45-50.

90. **Розенблюм Н. Д.** Детекторы прямого заряда для измерения мощных потоков нейтронов / Н. Д. Розенблюм, М. Г. Мительман – Москва: [б. и.], 1977. – 15 с. (Доклады/ Всемирный электротехн. конгресс. 21-25 июня 1977. ВЭЛК; Секция 5А. 51).

91. Метод расчета реактивности при сбросе ОР СУЗ с использованием показаний ионизационных камер в реакторе типа ВВЭР-1000 / В. И. Куликов, А. И. Попыкин, А. А. Смирнова, Н. А. Старова // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2023. – № 4. – С. 43-52.

92. **Максимов М. В.** Модель реакторной установки энергоблока с ВВЭР-1000 как объекта управления мощностью / М. В. Максимов, К. В. Беглов, Т. А. Цисельская // Труды Одесского политехнического университета. – 2015. – № 1 (38). – С. 99-106.

93. **Кряквин Л. В.** Моделеориентированный метод измерения эффективности органов регулирования СУЗ на надежность выполнения функции аварийной защиты РУ ВВЭР / Л. В. Кряквин // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. – 2014. – № 3. – С. 37-48.

94. **Козлачков А. Н.** Применение искусственных нейронных сетей для исследования надежности аварийной защиты реактора / А. Н. Козлачков, М. А. Быков, В. Н. Сиряпин // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов. – 2015. – № 3. – С. 3-14.

95. **Филипчук Е. В.** Управление нейтронным полем ядерного реактора / Е. В. Филипчук, П. Т. Потапенко, В. В. Постников. – Москва: Энергоиздат, 1981. – 280 с.

96. **Аркадов Г. В.** Виброшумовая диагностика ВВЭР / Г. В. Аркадов, В. И. Павелко, А. И. Усанов. – Москва: Энергоатомиздат, 2004. – 344 с. – ISBN 5-283-00787-1.

97. **Малышев Е. К.** Газоразрядные детекторы для контроля ядерных реакторов / Е. К. Малышев, Ю. Б. Засадыч, С. А. Стабровский. – Москва: Энергоатомиздат, 1991. – 159 с.

98. **Василенко В. А.** Калибратор реактивности / В. А. Василенко, А. М. Панкин, К. В. Скворцов // Атомная энергия. – 2017. – Т. 122. Вып. 4. – С. 235-238.

99. **Кузовков Н. Т.** Непрерывные и дискретные системы управления и методы идентификации / Н. Т. Кузовков, С. В. Карабанов, О. С. Салычев. – Москва: Машиностроение, 1978. – 222 с.

100. **Киншт Н. В.** Диагностика электрических цепей / Н. В. Киншт, Г. Н. Герасимова, М. А. Кац. – Москва: Энергоатомиздат, 1983. – 192 с.
101. **Калявин В. П.** Основы теории надежности и диагностики / В. П. Калявин. – Санкт-Петербург: Элмор, 1998. – 171 с. – ISBN 5-7399-0035-2.
102. **Калашникова В. И.** Детекторы элементарных частиц / В. И. Калашникова, М. С. Козодаев. – Москва: Наука, 1966. – 408 с.
103. **Дмитриев А. Б.** Нейтронные ионизационные камеры для реакторной техники / А. Б. Дмитриев, Е. К. Малышев. – Москва: Атомиздат, 1975. – 95 с.
104. **Митин В. И.** Развитие системы внутриреакторного контроля ВВЭР / В. И. Митин, Ю. М. Семченков, А. Е. Калинушкин // Атомная энергия. – 2009. – Т. 106. Вып. 5. – С. 278-285.
105. Современная система внутриреакторного контроля (СВРК-М), мониторинг ядерного топлива ВВЭР-1000 / А. Е. Калинушкин, А. Ю. Курченков, В. И. Митин, Ю. М. Савченков // Ядерная и радиационная безопасность. – 2010. – Вып. 4. – С. 18-21.
106. **Семченков Ю. М.** Перспективы развития АЭС с ВВЭР / Ю. М. Семченков, В. А. Сидоренко // Теплоэнергетика. – 2011. – № 5. – С. 2-9.
107. **Ломакин С. С.** Ядерно-физические методы диагностики и контроля активных зон реакторов АЭС / С. С. Ломакин. – Москва: Энергоатомиздат, 1986. – 119 с.
108. **Карначук В. И.** Системы автоматического выравнивания нейтронного потока в ядерных реакторах: учебное пособие / В. И. Карначук. – Томск: Издательство Томского политехнического университета, 2009. – 221 с. – ISBN 978-5-98298-805-8.
109. **Башарин С. А.** Схемная интерпретация и диагностирования объектов ядерной энергетики / С. А. Башарин, А. М. Панкин // Техника и технологии. – 2008. – № 9. – С. 90-97.
110. **Warren H. D.** Neutron and Gamma-Ray Effects on Self-Powered In-Core Radiation Detectors / H. D. Warren, N. H. Shah // Nuclear Science and Engineering. – 1974. – Т. 54. V. 4. – С. 395-415.

111. **Митин В. И.** Экспериментальное исследование токообразования ДПЗ с эмиттером из родия / В. И. Митин, В. Ф. Шикалов, С. А. Цимбалов // Атомная энергия. – 1973. – Т. 34. Вып. 4 – С. 301-303.

112. Использование внутриреакторных детекторов прямого заряда в качестве датчиков системы автоматического регулирования реактора / М. Г. Мительман, Л. Г. Андреева, Н. Д. Розенблюм [и др.]. // Атомная энергия. – 1975. – Т. 39. Вып. 4. – С. 272-274.

113. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 2024688511 Российская Федерация. Программа для определения параметров измерительной цепи датчика прямого заряда ядерного реактора в диагностических целях на основе экспериментальной и расчетной информации: № 2024687010: заявлено 11.11.2024: опубликовано 28.11.2024 / Костарев В. С., Панкин А. М., Калютник А. А.; правообладатель ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого». – Зарегистрировано в Реестре программ для ЭВМ.

114. **Костарев В. С.** Обработка показаний ДПЗ системы ВРК реакторов ВВЭР во время переходных процессов при помощи специализированного ПО / В. С. Костарев, А. М. Панкин // Физика. Технологии. Инновации. XI Международная молодежная научная конференция, посвященная 75-летию основания Физико-технологического института 20-25 мая 2024 г. г. Екатеринбург. тезисы докладов XI Международной молодежной научной конференции, посвященной 75-летию основания Физико-технологического института (Екатеринбург, 20–25 мая 2024 г.) – Екатеринбург: Уральский федеральный университет, 2024. – С. 60-61.

115. **МУ 0632-2006.** Методические указания по диагностике электрических аппаратов, распределительных устройств электростанций и подстанций: утвержден и введен в действие Письмом концерна «Росэнергоатом» от 31 марта 2006 г. № 249: дата введения 2006-01-06. – Москва: Росэнергоатом, 2006. – 51 с.

116. **Костарев В. С.** Контроль технического состояния датчика прямого заряда водо-водяного ядерного реактора в статических и динамических режимах /

В. С. Костарев // Вестник ИжГТУ имени М.Т. Калашникова. – 2025. – Т. 27. – № 3. – С. 75-83.

117. Патент № RU2848704C1 Российская Федерация, G21C 17/00 (2006.01). Способ контроля технического состояния элементов измерительной цепи датчика прямого заряда системы внутриреакторного контроля ядерного реактора в статических и динамических режимах: № 2025107429: заявлено 27.03.2025: опубликовано 21.10.2025 / Костарев В.С., Панкин А.М., Калютник А.А.; заявитель ФГАОУ ВО «Санкт-Петербургский политехнический университет Петра Великого». – 21 с.

118. Костарев В. С. Разработка программного обеспечения для контроля технического состояния датчика прямого заряда ядерного реактора ВВЭР-1200 в статических и динамических режимах / В. С. Костарев // Известия высших учебных заведений. Проблемы энергетики. – 2025. – Т. 7. – №5. – С. 13-25.

119. Расчетное моделирование нейтронно-физических характеристик активной зоны водо-водяного реактора с изменяемым спектром нейтронов / И. Ш. Куксеев, В. В. Семишин, Е. А. Лебедева, Я. Д. Столотнюк // Глобальная ядерная безопасность. – 2018. – Т. 15. №2 (55). – С. 46-55.

120. Создание аппаратуры контроля нейтронного потока для перспективных проектов ВВЭР / И. А. Сергеев, П. А. Ермолаев, В. И. Стриковский, Д. В. Терехов // Атомная энергия. – 2018. – Т. 125. №1. – С. 13-22.

121. Сергеев И. А. Аппаратура контроля нейтронного потока в проекте Нововоронежской АЭС-2 / И. А. Сергеев, В. А. Горбаев, Д. В. Терехов // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика. – 2017. – №3. – С. 108-120.

122. Lys S. Algorithms for processing self-powered neutron detector signals important for determination of local parameters in each part of the VVER core / S. Lys and A. Kanyuka // EPJ Nuclear Sciences & Technologies. – 2022. –V. 8. – С. 1-13.

123. Калинушкин А.Е. Комплексный метод верификации и валидации информационно-измерительной и управляющей системы процесса эксплуатации активной зоны реакторных установок водо-водяного типа: специальность 05.11.16 «Информационно-измерительные и управляющие системы»: диссертация на

соискание ученой степени кандидата технических наук / Калинушкин Андрей Евшеньевич; Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт». – Москва, 2010. – 150 с.

ПРИЛОЖЕНИЕ А
ПРОГРАММА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ СОСТАВЛЯЮЩИХ ТОКОВОГО
СИГНАЛА ДАТЧИКОВ ПРЯМОГО ЗАРЯДА

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2023683165

**Программа для определения составляющих токового
сигнала родиевых датчиков прямого заряда**

Правообладатель: *федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего образования
"Санкт-Петербургский политехнический университет
Петра Великого" (ФГАОУ ВО "СПбПУ") (RU)*

Авторы: *Костарев Вячеслав Сергеевич (RU), Панкин
Александр Михайлович (RU), Калютник Александр
Антонович (RU)*

Заявка № **2023682280**

Дата поступления **27 октября 2023 г.**

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ **02 ноября 2023 г.**



*Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности*

Ю.С. Зубов

```
format short e
```

```
T=60; NT=61; dt=T/(NT-1);
```

```
M=101; dt=1.0;
```

```
s1=12.41E-24; s2=140E-24;
```

```
T1=265; T2=43;
```

```
L1=1/T1; L2=1/T2;
```

```
N1=1; N2=1
```

```
% kk - коэффициент перехода от гамма-квантов к комптоновским электронам  
(фотоэлектронам)=0.073;
```

```
% ka – коэффициент, учитывающий поглощение электронов в материалах  
эмиттера, изолятора;
```

```
% ee=1.6E-19 - заряд электрона;
```

```
kk=0.073; ka=1; ee=1.6E-19;
```

```
for i=1:NT; for j=N1:N2; ME0(i,j)=ME2(i,j); end; end
```

```
dt=dt0/nd;
```

```
tt=tt0;
```

```
I=ME';
```

```
for i=1:NT; for j=1:N2
```

```
if i==1
```

```
    F1(i,j)=I(i,j);
```

```
    NN2(i,j)=F1(i,j)/(ee*ka*(1+kk)*L2);
```

```

NN1(i,j)=F1(i,j)*s2/((s1+s2)*ee*kk*(1+kk)*L1);
    else
        F1(i,j)=((I(i-1,j)-ee*ka*L2*NN2(i-1,j))*(1+kk))/kk;
        NN2(i,j)=NN2(i-1,j)+dt*(((s2*F1(i-1,j))/(ee*(s1+s2)*(1+kk)))-L2*NN2(i-
1,j)+L1*NN1(i-1,j)));
        NN1(i,j)=NN1(i-1,j)+dt*(((s1*F1(i-1,j))/(ee*(s1+s2)*(1+kk)))-L1*NN1(i-
1,j)));
    End
    Ia(i,j)=ee*ka*L2*NN2(i,j);
    Ik(i,j)=(kk/(1+kk))*F1(i,j);
    Ikorr(i,j)=Ia(i,j)+Ik(i,j)
    OT(i,j)=Ik(I,j)/Ia(i,j);
end;
end;

[tt' F1' NN1' NN2']
[tt' F' IA' IK' OT']

plot(tt,NN1,tt,NN2)
pause

plot(tt,OT)

ME=Ikorr';

```

ПРИЛОЖЕНИЕ Б

ПРОГРАММА ДЛЯ ОБРАБОТКИ РЕЗУЛЬТАТОВ ВНУТРИРЕАКТОРНЫХ
ИЗМЕРЕНИЙ ПО ДАТЧИКАМ ПРЯМОГО ЗАРЯДА

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2024666353

**Программа для обработки результатов
внутриреакторных измерений по датчикам прямого
заряда**

Правообладатель: *федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего образования “Санкт-
Петербургский политехнический университет Петра
Великого” (RU)*

Авторы: *Костарев Вячеслав Сергеевич (RU), Панкин Александр
Михайлович (RU), Калютник Александр Антонович (RU)*

Заявка № 2024665402

Дата поступления 04 июля 2024 г.

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ 12 июля 2024 г.



Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности

Ю.С. Зубов

```

% prob1 - Управляющая программа
global NEXP ME MR NT tt T
global IP

' Работает программа "prob1" BEGIN'
IP=1
T=60; NT=61; dt=T/(NT-1);
NEXP=0
%NEXP=1
%NEXP=2
%NEXP=3

if NEXP==0 A1=prob11;
% A12=prob12;
else end

if NEXP>0 A0=prob10;
a=size(ME); ND=a(1); NT=a(2);
else end

A12=prob12;

' Работает программа "prob1" END'

function A0=prob10
global NEXP ME MR NT tt T
' Работает программа "prob10" BEGIN'

N1=1; N2=1; nd=10;

```

```

% Получение массива экспериментальных данных по токовым величинам
ДПЗ:
% NEXP=1 - откорректированные токи;
% NEXP=2 - не откорректированные токи;
% Выполняется обработка временных массивов ДПЗ с номерами (N1 - N2)
(отсчет с низа акт. зоны)
% N1=1; N2=378;
% nd - коэффициент деления исходного временного промежутка dt0 между
двумя записанными экспериментальными значениями
% на более мелкие интервалы, получаемые на основе линейной
интерполяции исходных экспериментальных значений
format short e

% NEXP=1 BEGIN
if NEXP==1
% NE='IED (korr_tok) 24022022 0342-0400.txt';
  NE='KorrTok_2300-2310_22062022.txt';

ME1=dlmread(NE, '|',5,1);

a1=size(ME1); n1=a1(1); n2=a1(2);
dt0=1.00; NT=n1; for i=1:NT; tt0(i)=dt0*(i-1); end

for i=1:NT; for j=N1:N2; ME0(j-N1+1,i)=ME1(i,j); end; end

for j=N1:N2; for i=2:NT;
  if ME1(i-1,j)>1E-15
    MER(j-N1+1,i-1)=(ME1(i,j)-ME1(i-1,j))/ME1(i-1,j);
  else
    'Датчик Время Ток'

```

```

[j i ME1(i-1,j)]
MER(j-N1+1,i-1)=-777;
end
end; end

plot (tt0(1:NT-1),MER)
[tt0(1:100)',MER(:,1:100)']
pause

subplot(2,1,1),plot(tt0(1:NT),ME0)
subplot(2,1,2),plot(tt0(1:NT-1),MER)

NT=50
[tt0(1:NT)', ME0(:,1:NT)']

else end
% NEXP=1 END

%tt0=tt;

% NEXP=2 BEGIN
if NEXP==2
% NE='INED 24022022 0342-0400.txt';
NE='INED_2300-2310_22062022.txt';

ME2=dlmread(NE, '|',5,1);

a1=size(ME2); n1=a1(1); n2=a1(2);
dt0=1.00; NT=n1; for i=1:NT; tt0(i)=dt0*(i-1); end

```

```
for i=1:NT; for j=N1:N2; ME0(j-N1+1,i)=ME2(i,j); end; end
```

```
for i=1:n1; for j=1:54; for k=1:7; kk=(j-1)*7+k; MEM(i,k,j)=ME2(i,kk);
```

```
    if i==1 MEM1(k,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```
    if i==100 MEM2(k,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```
    if i==200 MEM3(k,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```
    if i==300 MEM4(k,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```
    if i==400 MEM5(k,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```
    if i==500 MEM6(k,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```
    if i==600 MEM7(k,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```
    if i==n1 MEM8(k,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```
end; end; end
```

```
MEM1'
```

```
for k=1:7; NK(k)=k; end
```

```
[NK' MEM1(:,1) MEM2(:,1) MEM3(:,1) MEM4(:,1) MEM5(:,1) MEM6(:,1)
MEM7(:,1) MEM8(:,1)]
```

```
plot(NK, MEM1(:,1), NK, MEM2(:,1), NK, MEM3(:,1), NK, MEM4(:,1), NK, MEM5
(:,1), NK, MEM6(:,1), NK, MEM7(:,1), NK, MEM8(:,1))
```

```
pause
```

```
[NK' MEM1(:,1) MEM4(:,1) MEM8]
```

```
plot(NK, MEM1(:,1), NK, MEM4(:,1), NK, MEM8(:,1))
```

```
pause
```

```
for i=1:n1; TTT(i)=i; end
```

```
for k=1:7; for i=1:n1; for j=1:54;
```

```
    if k==1 MET1(i,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```
    if k==2 MET2(i,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```
    if k==3 MET3(i,j)=MEM(i,k,j); else end
```

```

if k==4 MET4(i,j)=MEM(i,k,j); else end
if k==5 MET5(i,j)=MEM(i,k,j); else end
if k==6 MET6(i,j)=MEM(i,k,j); else end
if k==7 MET7(i,j)=MEM(i,k,j); else end
end; end; end
plot(tt0,MET1(:,1:3))
pause
plot(tt0,MET2)
pause
plot(tt0,MET3)
pause
plot(tt0,MET4)
pause
plot(tt0,MET5)
pause
plot(tt0,MET6)
pause
plot(tt0,MET7)

for j=N1:N2; for i=2:NT; MER(j-N1+1,i-1)=(ME2(i,j)-ME2(i-1,j))/ME2(i-1,j);
end; end
plot (tt0(1:NT-1),MER)
[tt0(1:100)',MER(:,1:100)']
pause
size(tt0)
size(ME0)
subplot(2,1,1),plot(tt0(1:NT),ME0)
subplot(2,1,2),plot(tt0(1:NT-1),MER)

pause

```

```

subplot(2,1,1),plot(ME0(:,1))
subplot(2,1,2),plot(ME0(:,1:NT))

NT=50
[tt0(1:NT)' ME0(:,1:NT)']

else end

% NEXP=2 END

if NEXP==3
% NE='AKR_B01K04_22062022_2300-2310.txt';
  NE='AKR_AKNP 24022022 0342-0400.txt';
  NE3=NE;
ME3=dlmread(NE3, '|', 5, 1);

a1=size(ME3); n1=a1(1); n2=a1(2);

dt0=1.00; NT=n1; for i=1:NT; tt0(i)=dt0*(i-1); end

for i=1:NT; for j=N1:N2; ME0(j-N1+1,i)=ME3(i,j); end; end

NT=50
[tt0(1:NT)' ME0(:,1:NT)']
else end

% Вставка промежуточных точек BEGIN
  a=size(ME0); n1=a(1); n2=a(2);
  M0=n2
  M0=30

```

```

if nd>1
    dt=dt0/nd; a=size(ME0)
    n2=a(2)
    jj=1; tt(1)=tt0(1); for k=1:n1; ME(k,1)=ME0(k,1); end

    for i=2:M0;
        for j=1:nd
            jj=jj+1; tt(jj)=tt0(i-1)+dt*j;
            for k=1:n1;
                size(ME0)
                ME0(k,i-1)
                [i j jj k ME0(k,i)]
                ME(k,jj)=ME0(k,i-1)+(ME0(k,i)-ME0(k,i-1))/nd*j; end
            end;
        end
    end
    NT=jj;
else
    tt=tt0; ME=ME0;
end

```

% Вставка промежуточных точек END

ME0

ME

' Работает программа "prob10" END'

A0=10

% prob11 - Программа имитатора кинетики реактора

function A11=prob11

global NEXP ME MR NT tt T

```

global IP
%format short e

' Работает программа "prob11" BEGIN'
T
NT
dt=T/(NT-1)
for i=1:NT; tt(i)=dt*(i-1); end
M=NT;

M=150
dt=0.001
for i=1:M; tt(i)=dt*(i-1); end;

TT=tt(M);
N1=30; M1=M-N1;
NT=M;

% Расчет начального состояния реактора;
% IP -признак расчета нейтронного потока (IP=0, расчет на основе
"уравнения обратных часов"),
% (IP=1, расчет на основе уравнений точечной кинетики при постоянной
реактивности),
% (IP=2, расчет на основе уравнений точечной кинетики при переменной
реактивности);
% IP1 -признак наличия источника нейтронов в реакторе (IP1=0, источник
отсутствует),(IP1=1, источник присутствует в активной зоне);
% ROMbm - заданный массив значений реактивности.
% n0 - заданная условная мощность.
% format long

```

```

n0=1;

b1=0.033; b2=0.219; b3=0.196; b4=0.395; b5=0.115; b6=0.042; bm=0.0064;
bb=[b1,b2,b3,b4,b5,b6,bm]; sum(bb)
l1=0.0124; l2=0.0305; l3=0.1110; l4=0.3010; l5=1.1400; l6=3.0100;
lm=0.000064;
ll=[l1,l2,l3,l4,l5,l6,lm]

IP
IP1=0

ROMbm=[0.01 0.1 0.5 0.9]

ROM=ROMbm*bm;
m=size(ROMbm);
KV=m(2)

    IP=0
    if IP==0
        % ВАРИАНТ BEGIN

        for kv=1:KV

            % Имитатор кинетики реактора на основе "уравнения обратных часов"
BEGIN
omn=[-100000,-16,-15,-14,-13,-12,-11,100000];
RO=ROM(kv);
eps=0.00000001;
        for k=1:7
            N=100;

```

```

xn=[0 0 0];
xn(1)=omn(k)*0.999; xn(3)=omn(k+1)*1.001;
PZ=0;
    for j=1:N
        if PZ==0
            xn(2)=(xn(1)+xn(3))*0.5;
            xx(k,j)=xn(2);
            for i=1:3; x=xn(i);
f(i)=lm*x+bm*x*(b1/(x+l1)+b2/(x+l2)+b3/(x+l3)+b4/(x+l4)+b5/(x+l5)+b6/(x+l6))-
RO; end
            % [j xn f]
            if f(1)*f(3)<=0;
                if abs(f(2))<=eps PZ=1; KK(kv,k)=xn(2); F(kv,k)=f(2); KT(kv,k)=j;
                else if f(1)*f(2)<=0 xn(3)=xn(2); else xn(1)=xn(2); end; end
            else end
        else end
    end
    end
    %KT
    %KK
    AA(kv,k)=RO/(KK(kv,k)*(lm+bm*(b1*11/(KK(kv,k)+11)^2+b2*12/(KK(kv,k)+1
2)^2+b3*13/(KK(kv,k)+13)^2+b4*14/(KK(kv,k)+14)^2+b5*15/(KK(kv,k)+15)^2+b6*16/(
KK(kv,k)+16)^2)));
    end

for i=1:M
    FF1(kv,i)=0;
    for j=1:7; FF1(kv,i)=FF1(kv,i)+AA(kv,j)*exp(KK(kv,j)*tt(i)); end
end
% Имитатор кинетики реактора на основе "уравнения обратных часов" END

```

```

end
% ВАРИАНТ END
[tt' FF1']
else end

IP=1

if IP>=1
% ВАРИАНТ BEGIN
for kv=1:KV

% Имитатор кинетики реактора на основе модели точечной кинетики для
одной фиксированной реактивности BEGIN
ROB=ROM(kv);
% kv
for i=1:6;
C0(i)=bb(i)*bm*n0/(lm*ll(i));
end
C0

A(1:7,1:7)=0;
for k=1:6; A(k,k)=-ll(k); A(k,7)=bb(k)*bm/(lm*(1-ROB));
A(7,k)=ll(k); end

A(7,7)=(ROB-bm)/(lm*(1-ROB)); B(1:7,1)=0;

if IP1==1 B(7,1)=Q; else end

YY(1:6,1)=C0(1:6)'; YY(7,1)=n0; YY0=YY; YY1=YY; YY2=YY;

```

```

for i=1:(M-1)

    YT=YY(:,i); YT1=YY1(:,i); YT2=YY2(:,i); YT0=YY0(:,i);
    K1=dt*(A*YT+B); KK1=dt*(A*YT1+B); KKK1=dt*(A*YT2+B);
    K2=dt*(A*(YT+K1/2)+B);          KK2=dt*(A*(YT1+KK1/3)+B);
    KKK2=dt*(A*(YT2+KKK1/3)+B);
    K3=dt*(A*(YT+K2/2)+B);      KK3=dt*(A*(YT1-KK1/3+KK2)+B);
    KKK3=dt*(A*(YT2+4*KK1/25+6*KK2/25)+B);
    K4=dt*(A*(YT+K3)+B);      KK4=dt*(A*(YT1+KK1-KK2+KK3)+B);
    KKK4=dt*(A*(YT2+KKK1/4-3*KKK2+15*KKK3/4)+B);
    KKK5=dt*(A*(YT2+2*KKK1/27+10*KKK2/27-
50*KKK3/81+8*KKK4/81)+B);
    KKK6=dt*(A*(YT2+2*KKK1/25+12*KKK2/25+2*KKK3/15+8*KKK4/75)+B);

    YY(:,i+1)=YY(:,i)+(K1+K2*2+K3*2+K4)/6;
    YY1(:,i+1)=YY1(:,i)+(KK1+KK2*3+KK3*3+KK4)/8;
    YY2(:,i+1)=YY2(:,i)+(23*KKK1+125*KKK2-
81*KKK5+125*KKK6)/192;
    YY0(:,i+1)=YY0(:,i)+dt*(A*YT0+B);
end

FF2(kv,:)=YY(7,:);

% Имитатор кинетики реактора на основе модели точечной кинетики для
одной фиксированной реактивности END

end

% ВАРИАНТ END

% [tt' YY']
% [tt' YY1']
% [tt' YY2']

```

```

% [tt' YY0']
[kv ROMbm(kv)]
[tt' FF1(kv,:) FF2(kv,:)]

else end

if IP<0
    for i=1:NT; FF2(1,i)=2.5; end
else end

if IP==0 MR=FF1; else MR=FF2; end
plot(tt,MR')

' Работает программа "prob11" END'
A11=11

% prob12 - Программа реактиметра
function A12=prob12
global NEXP ME MR NT tt T
' Работает программа "prob12" BEGIN'
n0=1
M=101

b1=0.033; b2=0.219; b3=0.196; b4=0.395; b5=0.115; b6=0.042; bm=0.0064
bb=[b1,b2,b3,b4,b5,b6,bm]
l1=0.0124; l2=0.0305; l3=0.1110; l4=0.3010; l5=1.1400; l6=3.0100; lm=0.000064
ll=[l1,l2,l3,l4,l5,l6,lm]

a1=size(tt)
NT=a1(2); dt=tt(2)-tt(1);

```

```

if NEXP==0 YY=MR; else YY=ME*n0/ME(1,1); end
a2=size(YY);
NT=a2(2)
NV=a2(1)

[tt' YY']
plot(tt,YY)

if M>NT M=NT; else end

    % Реактиметр BEGIN

        for j=1:6; C0(j)=bb(j)*bm*n0/(lm*ll(j)); end
        for kv=1:NV
            size(YY)
            for i=1:M; FF(i)=YY(kv,i); end

for i=2:(M-1)
    RR1(i)=lm*(FF(i+1)-FF(i-1))/(2*dt*FF(i)*bm);
    RR2(i)=0;
    for j=1:6; INT=0;
        for k=2:i; INT=INT+exp(-ll(j)*(tt(i)-tt(k-1)))*((FF(k-1)+FF(k))/2)*dt; end
    RR2(i)=RR2(i)+INT*ll(j)*bb(j)/(FF(i));
end
    RR3(i)=0;
    for j=1:6; RR3(i)=RR3(i)+lm*ll(j)*C0(j)*(exp(-ll(j)*tt(i)))/(FF(i)*bm); end
    RR(i)=1+RR1(i)-RR2(i)-RR3(i);

RRS(kv,i)=RR(i);

```

```
    FFS(kv,i)=FF(i);  
end  
kv  
[tt(1:M-1)' FF(1:M-1)' RR']  
    end  
  
[tt(1:M-1)' RRS']  
  
    % Реактиметр END  
  
A12=12  
' Работает программа "prob12" END'
```

ПРИЛОЖЕНИЕ В
ПРОГРАММА ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПАРАМЕТРОВ ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ
ЦЕПИ ДАТЧИКА ПРЯМОГО ЗАРЯДА ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА В
ДИАГНОСТИЧЕСКИХ ЦЕЛЯХ НА ОСНОВЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ И
РАСЧЕТНОЙ ИНФОРМАЦИИ

РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ



СВИДЕТЕЛЬСТВО

о государственной регистрации программы для ЭВМ

№ 2024688511

**Программа для определения параметров измерительной
цепи датчика прямого заряда ядерного реактора в
диагностических целях на основе экспериментальной и
расчетной информации**

Правообладатель: *федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего образования "Санкт-
Петербургский политехнический университет Петра
Великого" (RU)*

Авторы: *Костарев Вячеслав Сергеевич (RU), Панкин Александр
Михайлович (RU), Калютник Александр Антонович (RU)*



Заявка № **2024687010**

Дата поступления **11 ноября 2024 г.**

Дата государственной регистрации

в Реестре программ для ЭВМ **28 ноября 2024 г.**

*Руководитель Федеральной службы
по интеллектуальной собственности*

Ю.С. Зубов

```

% RCD

% Статический и динамический режимы работы активной зоны
% N - к-во вариантов; NT - к-во расчетных точек по времени; dt - шаг по
времени.
% p - к-во ветвей в электрической цепи измерительной схемы;
format short e

IP=1
if (IP==0)
% Ввод экспериментальной информации (IP=0) BEGIN
NEXP='DPZ 0.txt';
AA0=dlmread(NEXP,' ',7,0);
% AA0
m=size(AA0); m1=m(1); m2=m(2);
X=AA0(:,1); Y=AA0(:,2:m2);
plot(X,Y)
title('EXP N5')
xlabel('mksek')
ylabel('nA')
pause
% n1 - количество точек по времени; nk - количество экспериментальных
каналов с ДПЗ
n1=m1; nk=m2-1;
AAT(1:n1,1)=AA0(1:n1,1); AA(1:n1,1:nk)=AA0(1:n1,2:m2);
% [AAT AA]
i=0; sa=0;
% Определение точек с резким изменением токовой величины в канале с
номером (nt <= nk)
nt=nk-1;

```

```

for j=3:n1
    s1=(AA(j-2,nt)+AA(j-1,nt))/2;
    s=(s1-AA(j,nt))/s1;
    ss(j)=(AA(j-2,nt)+AA(j-1,nt)+AA(j,nt))/3;
    B(j,1)=j; B(j,2)=s; B(j,3)=AA(j,nt); B(j,4)=ss(j);
    if abs(s)>0.01 i=i+1; nom(i)=j; else end
% [j i s1 s ss(j) B(j,3)]
end
% nom
k1=nom(1)-3; k2=nom(3)+3;
% AA(k1:k2,:)
plot(AAT(k1:k2,1)',AA(k1:k2,1:nk)')
for j=1:nk; III(1,j)=1E-9*AA(k1,j); III(2,j)=1E-9*AA(k1+10,j); end
III
% Ввод экспериментальной информации END
else end

% Получение расчетной информации BEGIN
p=6;
J0=2E-9; J01=J0; k1=2; J02=k1*J0;
E=0.310; E01=0.0; k2=0; E02=k2*E;
R1=0.01; R3=51; R4=50; R5=1E11; R6=1E15; dt=1E-7; C2=1E-8;

% N - к-во вариантов с изменением параметров измерительной схемы
N=2;
% NT - к-во точек по времени; NT0 - к-во точек в стационаре; NT0+1 - первая
точка динамического режима;
NT=5; NT0=1;
RG0=[R1 C2 R3 R4 R5 R6 E J0 dt]
tt(1)=0; nn(1)=1; d1(1)=0; d2(1)=0;

```

```

for i=2:NT;
tt(i)=tt(i-1)+dt; nn(i)=i;
if (i-NT0-1)>0 d1(i)=(J02-J01)/(NT-NT0-1); d2(i)=(E02-E01)/(NT-NT0-1); else
d1(i)=0; d2(i)=0; end
end
JJ(1)=J01; EE(1)=E01;
for i=2:NT; JJ(i)=JJ(i-1)+d1(i); EE(i)=EE(i-1)+d2(i); end
[nn' tt' d1' d2' EE(1:NT)' JJ(1:NT)']

```

% Цикл по вариантам BEGIN

```
for k=1:N
```

```
IP2=1;
```

```
% (IP2>0) BEGIN
```

```
if IP2>0
```

```
for j=1:NT
```

```
E=EE(j); J0=JJ(j);
```

```
[j E J0]
```

% Штатный стационарный режим BEGIN

```
R1=RG0(1); R3=RG0(3); R4=RG0(4); R5=RG0(5); R6=RG0(6);
```

```
G1=1/R1;; G3=1/R3; G4=1/R4; G5=1/R5; G6=1/R6; G=G5+G6; GG(k)=G;
```

```
R1=1E32; G1=0;
```

```
G456=G4+G5+G6;
```

```
G13=G1+G3; R13=1/G13; R134=R13+R4;
```

```
G134=1/R134; G1345=G134+G5; R1345=1/G1345;
```

% II - ток утечки внутри реального источника тока J0 через его внутреннее

% сопротивление R6, идущий в обратном направлении

```
II6=J0*R6/(R1345+R6); II=J0-II6;
```

```
UU=J0*R1345/(1+R1345/R6); UU6=-UU; UU134=UU; UU5=UU;
```

```
UU134=UU; II134=UU134*G134; II5=UU5*G5;
```

```

    П4=П134;    UU4=П4*R4;    UU13=UU-UU4;    UU1=UU13;    UU3=UU13;
П1=UU1*G1; П3=UU3*G3;
    UU2=UU5; П2=0.0;
    UUU=[UU1 UU2 UU3 UU4 UU5 UU6];
    ПП=[П1 П2 П3 П4 П5 П6];
    [UUU' ПП']
% Штатный стационарный режим END
% Диагностический стационарный режим BEGIN
R1=RG0(1); R3=RG0(3); R4=RG0(4); R5=RG0(5); R6=RG0(6);
G1=1/R1;; G3=1/R3; G4=1/R4; G5=1/R5; G6=1/R6;
if abs(E)<1E-15 G1=0; else end
u4=(J0*(G1+G3)-E*G1*G)/(G4*(G1+G3)+G*(G1+G4+G3));
u1=(u4*(G4+G)-J0)/G; u3=-u1; u5=-u1+u4; u2=u5;
u6=u1-u4;
uu1=[u1 u2 u3 u4 u5 u6];
i2=0; i3=u3/R3; i4=u4/R4; i5=u5/R5; i6=i4+i5;
i1=i3+i5-i6;
ii1=[i1 i2 i3 i4 i5 i6];
[uu1' ii1']
if j==1
    uu0=uu1; ii0=ii1; UUU0=UUU; ПП0=ПП;
else end
a=G4*(G1+G3); b=G4*G1; c=G1+G4+G3;
AAA(j,1)=ii1(4); AAA(j,2)=a; AAA(j,3)=-(b*E+c*ii1(4)); AAA(j,4)=a*ii1(4);
% Диагностический стационарный режим END
end
% Цикл по изменениям величин тока и напряжения END
'    Стационарный режим диагностирования BEGIN'
    if E01~=E02
% Диагностирование в стационарном режиме BEGIN

```

```

for j1=(NT0+1):NT; for j2=(NT0+1):NT
    if j1~=j2
a11=AAA(j1,2); a12=AAA(j1,3); b1=AAA(j1,4); I1=AAA(j1,1);
a21=AAA(j2,2); a22=AAA(j2,3); b2=AAA(j2,4); I2=AAA(j2,1);
D=a11*a22-a21*a12; D1=b1*a22-b2*a12; D2=a11*b2-a21*b1;
X=D1/D; Y=D2/D;
% [j1 j2 I1 I2 X Y]
    else end
end; end
    else end
% Диагностирование в стационарном режиме END
    '    Стационарный режим диагностирования END'
else end
% (IP2>0) END

% Переходный процесс в электрической цепи ДПЗ BEGIN
C2=RG0(2); dt=RG0(9); t(1)=0; nn(1)=1; uc(1)=uu0(5);

for i=1:NT0+1; uc(i)=uu0(5); uuc(i)=uu0(5); end
A=R3*R4+R1*(R3+R4);

if (E01~=E02)|(J01~=J02);
    '    Динамический режим BEGIN'
    % Повторный цикл по изменениям величин тока и напряжения в
динамическом режиме работы электрической цепи BEGIN
    for i=1:(NT0+1); for i1=1:p; ud(i,i1)=uu0(i1); id(i,i1)=ii0(i1); end; end

for i=(NT0+1):NT
if i<NT h=tt(i+1)-tt(i); else h=tt(2)-tt(1); end
% Метод Эйлера решения дифференциального ур-я BEGIN

```

```

if i==NT ES=EE(i); JS=JJ(i); else ES=(EE(i)+EE(i+1))/2; JS=(JJ(i)+JJ(i+1))/2;
end
JS=JJ(i);
f(i)=uc(i)*(1/R5+1/R6+(R1-R3)/A)+ES*(R3+R4)/A-JS;
ff(i)=-f(i)/C2;
uc(i+1)=uc(i)+h*ff(i);
% Метод Эйлера решения дифференциального ур-я END
if i>(NT0+1)
ud(i,2)=uc(i);
id(i,1)=(EE(i)*(R3+R4)+ud(i,2)*R3)/A;
id(i,4)=(EE(i)*(R3+R4)+ud(i,2)*(R1-R3))/A;
id(i,3)=id(i,4)-id(i,1);
ud(i,1)=id(i,1)*R1-EE(i);
ud(i,3)=id(i,3)*R3;
ud(i,4)=id(i,4)*R4;
ud(i,5)=ud(i,2);
ud(i,6)=-ud(i,2);
id(i,5)=ud(i,5)/R5;
id(i,6)=JJ(i)-ud(i,2)/R6;
id(i,2)=id(i,6)-id(i,4)-id(i,5);
else end
end
% Повторный цикл по изменениям величин тока и напряжения в
динамическом режиме работы электрической цепи END
else end

% Определение емкости C2 по измерениям тока на нагрузке id(i,4) в
динамическом режиме BEGIN
for i=1:NT; ii4(i)=id(i,4); end
for i=(NT0+1):(NT-1)

```

```

AA(i,1)=uc(i+1); AA(i,2)=uc(i);
AA(i,3)=(id(i,2)+id(i+1,2))/2;
AA(i,4)=id(i,2)*dt/(uc(i+1)-uc(i)); AA(i,5)=C2;
uu2(i)=(ii4(i)*A-EE(i)*(R3+R4))/(R1-R3);
uu2(i+1)=(ii4(i+1)*A-EE(i+1)*(R3+R4))/(R1-R3);
ii5(i)=uu2(i)/R5;
ii6(i)=uu2(i)/R6+JJ(i);
ii2(i)=ii6(i)-ii5(i)-ii4(i);
CC2=ii2(i)*dt/(uu2(i+1)-uu2(i));
AA(i,6)=CC2;
end

```

% Определение емкости C2 по измерениям тока на нагрузке id(i,4) в динамическом режиме END

```

plot(tt(1:NT),id(1:NT,2),tt(1:NT),JJ(1:NT),tt(1:NT),id(1:NT,4))
pause
plot(tt(1:NT),uc(1:NT))
AA

```

% Переходный процесс в электрической цепи ДПЗ END

% Стационарный режим (проверка при E=0) BEGIN

```

R1=1E28; G1=1/R1; G3=1/R3; G4=1/R4; G5=1/R5;
G13=G1+G3; R13=1/G13; R134=R13+R4; G134=1/R134; G1345=G134+G5;

iv6=J01; iv5=J01*G5/G1345; iv4=J01*G134/G1345; iv3=iv4; iv1=0; iv2=0;
iv0=[iv1 iv2 iv3 iv4 iv5 iv6];

```

```
[ii0' III0' iv0']
```

% Стационарный режим (проверка при E=0) END

% Диагностирование в динамическом режиме BEGIN

```

% for i=(NT0+1):(NT-1)
for i=1:NT
    П4(i)=id(i,4);
    RR=(R1*R3)/(R1+R3); RG=1/R5+1/R6;
    UU2(i)=П4(i)*(R4+RR);
    П2(i)=JJ(i)-П4(i)-UU2(i)/(R5+R6);
    П21(i)=JJ(i)-П4(i)*(1+(RR*R1+R4)*RG)-EE(i)*(1-R1/(R1+R3))*RG;
    if i>(NT0+2)
        CC(i)=(id(i,2)+id(i-1,2))/(2*(ud(i,2)-ud(i-1,2))/(tt(i)-tt(i-1))); else CC(i)=0; end
    end

```

```

[CC' П4' П2' id(:,2) UU2' ud(:,2) JJ(1:NT)' EE(1:NT)']

```

```

C2

```

```

% Диагностирование в динамическом режиме END

```

```

[tt(1:NT)' uc(1:NT)']

```

```

plot(tt(1:NT),uc(1:NT))

```

```

% Переходный процесс для ДПЗ END

```

```

% Диагностический стационарный режим BEGIN

```

```

J0=JJ(1); E=EE(1);

```

```

u4=(J0*(G1+G3)-E*G1*G)/(G4*(G1+G3)+G*(G1+G4+G3));

```

```

u1=(u4*(G4+G)-J0)/G;

```

```

u3=-u1; u5=-u1+u4; u2=u5; u6=u1-u4;

```

```

uuu=[u1 u2 u3 u4 u5 u6];

```

```

i3=u3/R3; i4=u4/R4; i5=u5/R5; i6=i4+i5; i1=i3+i5-i6; i2=0;

```

```

iii=[i1 i2 i3 i4 i5 i6];

```

```

[uuu' uu0' iii' ii0']

```

```

IPP=1;

```

```

if IPP==1

```

```

' Работает проверка BEGIN'
% Проверка при отключенном источнике ЕДС BEGIN
J0=JJ(1); E=EE(1);
E=0; G1=0;
up4=(J0*(G1+G3)-E*G1*G)/(G4*(G1+G3)+G*(G1+G4+G3));
up1=(J0-u4*(G4+G))/G;
up2=7.777; up3=-u1; up5=-u1+u4; up6=u1-u4;
uur=[up1 up2 up3 up4 up5 up6];
ip3=u3/R3; ip4=u4/R4; ip5=u5/R5; ip6=i4+i5; ip1=i3+i5-i6; ip2=7.777;
iip=[ip1 ip2 ip3 ip4 ip5 ip6];
[uur' UUU0' uu0' iip' ИИ0' ii0']
' Проверка END'
% Проверка при отключенном источнике ЕДС END
else end
uc=[];
end
% Цикл по вариантам END

```

ПРИЛОЖЕНИЕ Г

**СПОСОБ КОНТРОЛЯ ТЕХНИЧЕСКОГО СОСТОЯНИЯ ЭЛЕМЕНТОВ
ИЗМЕРИТЕЛЬНОЙ ЦЕПИ ДАТЧИКА ПРЯМОГО ЗАРЯДА СИСТЕМЫ
ВНУТРИРЕАКТОРНОГО КОНТРОЛЯ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА В
СТАТИЧЕСКИХ И ДИНАМИЧЕСКИХ РЕЖИМАХ**



РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ

(19) **RU** (11)**2 848 704**⁽¹³⁾ **C1**(51) МПК
G21C 17/00 (2006.01)ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА
ПО ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТИ(12) **ФОРМУЛА ИЗОБРЕТЕНИЯ К ПАТЕНТУ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ**(52) СПК
G21C 17/00 (2025.05); G01T 3/00 (2025.05)

(21)(22) Заявка: 2025107429, 27.03.2025

(24) Дата начала отсчета срока действия патента:
27.03.2025Дата регистрации:
21.10.2025Приоритет(ы):
(22) Дата подачи заявки: 27.03.2025

(45) Опубликовано: 21.10.2025 Бюл. № 30

Адрес для переписки:
195251, Санкт-Петербург, вн. тер. г.
муниципальный округ Академическое, ул.
Политехническая, д. 29, литера Б, ФГАОУ ВО
"СПбПУ", Центр интеллектуальной
собственности и трансфера технологий, Кадиев
Исмаил Гаджиевич

(72) Автор(ы):

Костарев Вячеслав Сергеевич (RU),
Панкин Александр Михайлович (RU),
Калютник Александр Антонович (RU)

(73) Патентообладатель(и):

Федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего
образования "Санкт-Петербургский
политехнический университет Петра
Великого" (ФГАОУ ВО "СПбПУ") (RU)(56) Список документов, цитированных в отчете
о поиске: RU 2783505 C1, 14.11.2022. RU 13281
U1, 27.03.2000. US 2013/0010912 A1, 10.06.2013.
RU 2728167 C1, 28.07.2020. US 2005/0240289 A1,
27.10.2005.

(54) Способ контроля технического состояния элементов измерительной цепи датчика прямого заряда системы внутриреакторного контроля ядерного реактора в статических и динамических режимах

(57) Формула изобретения

Способ контроля технического состояния элементов измерительной цепи датчика прямого заряда системы внутриреакторного контроля ядерного реактора в статических и динамических режимах, при осуществлении которого датчик включают в систему получения внутриреакторной информации по схемам замещения измерительной цепи датчика в штатном и диагностическом режимах работы, реализуемых при разомкнутом и замкнутом положениях ключа k при работе ядерного реактора на двух стационарных уровнях мощности N_1 и N_2 , а также в динамическом режиме работы активной зоны реактора при переходе с одного уровня мощности на другой уровень; при уровне мощности реактора N_1 измеряют величину тока через нагрузочный резистор R_4 , т.е.

$I_{11} = I_4$ при разомкнутом положении ключа k и $I_{12} = I_4$ при замкнутом положении ключа; в результате начавшегося переходного процесса после замыкания ключа k , обусловленного наличием электрической емкости кабеля измерительной цепи C , вызванного включением дополнительного источника ЭДС E , измеряют величину тока

RU 2 848 704 C1

RU 2 848 704 C1

через нагрузочный резистор R_4 как функцию времени, т.е. $i_4 = i_4(t)$; по измеренным значениям токов в статических режимах I_1^1 и I_2^1 на основе формул:

$$I_1^1 = \frac{G_3 G_4 J_0^1}{G_3 G_4 + (G_3 + G_4)G}; \quad I_2^1 = \frac{(G_1 + G_3)G_4 J_0^1 - G_1 G_4 G E}{(G_1 + G_3)G_4 + (G_1 + G_3 + G_4)G}$$

находят величины диагностических признаков J_0^1 и G ; по измеренному значению тока $i_4 = i_4(t)$ в переходном процессе по формулам:

$$u_2(t) = i_4(t)(RR^* R_1 + R_4) + E(1 - RR),$$

$$i_2(t) = J_0^1 - i_4(t)(1 + (RR^* R_1 + R_4)G) - E(1 - RR)G$$

находят величины $u_2 = u_2(t)$ и $i_2 = i_2(t)$, которые затем используют для нахождения еще одного диагностического признака измерительной цепи в виде емкости кабеля линии связи C ; измеряют или вычисляют величину нейтронного потока Φ_1 на момент проведения диагностических измерений в месте нахождения датчика; по вычисленному значению генерирующей способности эмиттера J_0^1 и величине нейтронного потока Φ_1 находят значение чувствительности датчика $S_1 = J_0^1 / F_1$,

отличающийся тем, что после перехода реактора на новый стационарный уровень мощности N_2 процесс включения и выключения дополнительного источника ЭДС E и измерения тока i_4 повторяют для двух новых установившихся режимов работы измерительной цепи датчика; полученные измеренные значения токов в этих режимах сравнивают с теми, которые вычисляются по формулам:

$$I_1^2 = \frac{G_3 G_4 J_0^2}{G_3 G_4 + (G_3 + G_4)G}; \quad I_2^2 = \frac{(G_1 + G_3)G_4 J_0^2 - G_1 G_4 G E}{(G_1 + G_3)G_4 + (G_1 + G_3 + G_4)G};$$

эти формулы используют для нахождения двух неизвестных величин J_0^2 и G ; по измеренному значению тока $i_4 = i_4(t)$ в переходном процессе по формулам:

$$u_2(t) = i_4(t)(RR^* R_1 + R_4) + E(1 - RR),$$

$$i_2(t) = J_0^2 - i_4(t)(1 + (RR^* R_1 + R_4)G) - E(1 - RR)G$$

находят величины $u_2 = u_2(t)$ и $i_2 = i_2(t)$, которые затем используют для дополнительного нахождения емкости кабеля C ; по формуле

$$J_0(t) = C(R_3 + R_4) \frac{di_4(t)}{dt} + i_4(t)(1 + (R_3 + R_4)(R_5 + R_6)/(R_5 R_6))$$

вычисляют функцию изменения генерирующей способности эмиттера ДПЗ в динамическом режиме работы активной зоны; измеряют или вычисляют новую величину нейтронного потока Φ_2 в месте нахождения датчика; с помощью программы корректировки токового сигнала ДПЗ переходят от полученных значений генерирующей способности эмиттера ДПЗ в двух стационарных (N_1, N_2) и одном динамическом режимах работы активной зоны, а именно от значений $J_0^1, J_0^2, J_0(t)$ к откорректированным значениям $\hat{J}_0^1, \hat{J}_0^2, \hat{J}_0(t)$; вычисляют откорректированные значения чувствительности активационного ДПЗ в стационарных режимах $S_1 = \hat{J}_0^1 / F_1, S_2 = \hat{J}_0^2 / F_2$

и находят среднее значение \mathcal{S} , после чего делают вывод о возможности дальнейшего использования датчика и при необходимости осуществляют его замену.

R U 2 8 4 8 7 0 4 C 1

R U 2 8 4 8 7 0 4 C 1

ПРИЛОЖЕНИЕ Д

АКТЫ ВНЕДРЕНИЯ РЕЗУЛЬТАТОВ ДИССЕРТАЦИОННОЙ РАБОТЫ



МИНОБРНАУКИ РОССИИ
федеральное государственное автономное
образовательное учреждение высшего образования
«Санкт-Петербургский политехнический
университет Петра Великого»
(ФГАОУ ВО «СПбПУ»)

ИНН 7804040077, ОГРН 1027802505279,
ОКПО 02068574

Политехническая ул., 29, Санкт-Петербург, 195251
тел.: +7(812)297 2095, факс: +7(812)552 6080
office@spbstu.ru

УТВЕРЖДАЮ

Проректор
по образовательной
деятельности

Л.В. Панкова



АКТ

о внедрении результатов кандидатской диссертационной работы

Экспертная комиссия По образовательной деятельности

рассмотрев диссертационную работу на соискание ученой степени кандидата технических наук по специальности 2.2.8 – Методы и приборы контроля и диагностики материалов, изделий, веществ и природной среды (технические науки) «Модели и методики для контроля и диагностики элементов активной зоны ядерного реактора»

разработанную ассистентом ВШАиТЭ Института энергетики Костаревым В.С.

составила настоящий акт о том, что результаты диссертационной работы Костарева Вячеслава Сергеевича, а именно:

комплексная математическая модель представления процессов, происходящих в ДПЗ при его работе, учитывающая совместное описание нейтронно-физических процессов в эмиттере датчика (генераторе β -частиц) и электрических процессов в его измерительной цепи, рассматриваемых при изменяющемся нейтронном потоке в активной зоне ядерного реактора использованы в учебном процессе Высшей школы атомной и тепловой энергетики Института энергетики Санкт-Петербургского политехнического университета Петра Великого:

- при подготовке выпускных квалификационных работ бакалавров по направлению 14.03.01 «Ядерная энергетика и теплофизика»;
- при подготовке выпускных квалификационных работ специалистов по направлению 14.05.02 «Атомные станции: проектирование, эксплуатация и инжиниринг»;
- при проведении практических занятий по дисциплине «Диагностика оборудования АЭС»;
- при проведении практических занятий по дисциплине «Надежность оборудования ЭУ».

Председатель комиссии:

Проректор по образовательной деятельности <small>(должность, подразделение)</small>	Панкова Л.В. <small>(Ф.И.О.)</small>	20.01.26 <small>(дата)</small>	 <small>(подпись)</small>
--	---	-----------------------------------	------------------------------

Члены комиссии:

Директор ИЭ <small>(должность, подразделение)</small>	Барсков В.В. <small>(Ф.И.О.)</small>	20.01.26 <small>(дата)</small>	 <small>(подпись)</small>
--	---	-----------------------------------	------------------------------

Директор ВШАиТЭ <small>(должность, подразделение)</small>	Калютник А.А. <small>(Ф.И.О.)</small>	20.01.26 <small>(дата)</small>	 <small>(подпись)</small>
--	--	-----------------------------------	------------------------------

«УТВЕРЖДАЮ»

Первый заместитель генерального директора-
директор Санкт-Петербургского филиала АО «Атомэнергопроект»
«Санкт-Петербургский проектный институт»

А.В. Четкин

19 января 2026 г.



АКТ

о внедрении результатов диссертационной работы В.С. КОСТАРЕВА на тему:
«Модели и методики для контроля и диагностики элементов активной зоны ядерного реактора»

Комиссия в составе:

Председателя – Заместителя начальника УПСА к.т.н. Щуклинова А.П.

и членов комиссии:

1. Главного инженера управления УПСА Гайдаренко В.А.

2. Начальника группы ПСС БУ ОССА УПСА Щемелева Д.А.,

рассмотрела научные результаты диссертационной работы Костарева В.С.:

1. Научные результаты диссертационной работы:

- Комплексная математическая модель представления процессов, происходящих в ДПЗ при его работе, учитывающая совместное описание нейтронно-физических процессов в эмиттере датчика (генераторе β -частиц) и электрических процессов в его измерительной цепи, рассматриваемых при изменяющемся нейтронном потоке в активной зоне ядерного реактора;

- Методика контроля технического состояния ДПЗ на основе получения дополнительной измерительной информации с целью оценки диагностических признаков ДПЗ в стационарных и динамических режимах работы активной зоны ядерного реактора, позволяющая повысить точность определения его диагностических признаков и объем измерений для идентификации параметров измерительной цепи датчика;

- Методика определения размножающих свойств активной зоны (локальной реактивности) в динамических режимах работы активной зоны на основе показаний ДПЗ, позволяющая производить расчет локальных коэффициентов реактивности на основе измерительной информации, получаемой от ДПЗ.

Комиссия провела проверку реализации научных результатов диссертационной работы Костарева В.С. и установила:

- Применение комплексной математической модели описания процессов, происходящих в ДПЗ при его работе, позволяет увеличить время работоспособности датчика на

30-40% путем расширения его диапазона использования по величине сопротивления изоляции измерительного кабеля на 3-4 порядка в сторону ее уменьшения;

- Внедрение методики контроля технического состояния ДПЗ для получения дополнительной измерительной информации с целью оценки диагностических признаков ДПЗ в стационарных и динамических режимах работы активной зоны ядерного реактора позволяет повысить точность определения диагностических признаков ДПЗ ~ в 2 раза;

- Внедрение методики определения размножающих свойств активной зоны в виде локальных коэффициентов реактивности в динамических режимах работы активной зоны на основе показаний ДПЗ позволяет обеспечить дополнительный контроль реактивности активной зоны при изменении положения органов регулирования системы управления и защиты путем использования для этого показаний ДПЗ, как датчиков, размещаемых независимо от ионизационных камер

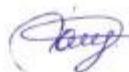
2. Указанные выше результаты диссертационной работы внедрены в деятельность АО «Атомэнергoproject» по проектированию средств автоматизации АЭС и предполагаются к использованию при проведении контроля технического состояния оборудования системы внутриреакторного контроля АЭС.

ПРЕДСЕДАТЕЛЬ КОМИССИИ: к.т.н.



А.П. Щуклинов

ЧЛЕНЫ КОМИССИИ:



В.А. Гайдаренко



Д.А. Щемелев