

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ
НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ "МИФИ"

**ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР
ИРТ МИФИ**

Учебное пособие по эксплуатационной практике

Под редакцией В.П.Алферова

*Рекомендовано УМО "Ядерные физика и технологии"
в качестве учебного пособия
для студентов высших учебных заведений*

Москва 2012

УДК 621.039.5(075)

ББК 31.466 я73

И 88

Исследовательский ядерный реактор ИРТ МИФИ: Учебное пособие по эксплуатационной практике. / Под ред. В.П.Алферова. М.: НИЯУ МИФИ, 2012.-132 с.

В пособии приводится описание реактора ИРТ МИФИ и его систем, излагаются основные принципы и критерии обеспечения безопасности, а также перечень основных правил и норм по безопасности в атомной энергетике, используемых при организации работ и эксплуатации ИРТ МИФИ. Особое место уделено практическим вопросам эксплуатации реактора.

Пособие предназначено для ознакомления студентов старших курсов с комплексом практических вопросов устройства и эксплуатации исследовательского ядерного реактора при прохождении эксплуатационной практики на ИРТ МИФИ. Учебное пособие может быть полезно в качестве вводного курса при подготовке и переподготовке сотрудников ИРТ МИФИ и иных исследовательских ядерных реакторов.

Подготовлено в рамках Программы создания и развития НИЯУ МИФИ.

ISBN 978-5-7262-1745-1

© Национальный исследовательский ядерный университет "МИФИ", 2012

Редактор Г.А.Петрухина

Подписано в печать 15.11.2012 Формат 60×84 1/16

Объем 8,25 п.л. Уч.-изд. л. 8,25 Тираж 300 экз.

Изд. № 28/1. Заказ № 60

Национальный исследовательский ядерный университет "МИФИ".

115409, Москва, Каширское шоссе, 31

ООО "Полиграфический комплекс "Курчатовский".

144000, Московская область, г. Электросталь, ул. Красная, д. 42.

СОДЕРЖАНИЕ

ПРЕДИСЛОВИЕ	5
1 Общее описание реактора	7
2 Основы обеспечения безопасности ИРТ МИФИ	11
2.1 Принципы и критерии обеспечения безопасности.....	11
2.2 Правила и нормы по безопасности в атомной энергетике, используемые при организации работ и эксплуатации ИРТ МИФИ.....	14
2.3 Реализация принципа глубоко эшелонированной защиты	17
3 Системы и элементы реактора	20
3.1 Активная зона реактора	20
3.2 Нейтронно-физические характеристики активной зоны	28
3.3 Теплофизические характеристики активной зоны	31
3.4 Система первого контура.....	33
3.5 Система второго контура.....	39
3.6 Система управления и защиты.....	41
3.7 Система теплотехнического контроля	52
3.8 Система радиационного контроля	54
3.9 Аппаратура резервного пункта управления.....	57
3.10 Система энергоснабжения	58
3.11 Система вентиляции.....	60
3.12 Система обращения с топливом и радиоактивными отходами.....	63
3.13 Радиационная защита.....	69
3.14 Система спецканализации. Система локализации, сбора и возврата радиоактивных протечек	71
3.15 Система водоподготовки	72
3.16 Противопожарно-технический и хозяйственный водопровод	73
3.17 Помещения ИРТ МИФИ.....	73
4 Эксплуатация реактора.....	76
4.1 Организация работ на реакторе	76
4.2 Пределы безопасной эксплуатации	77
4.3 Условия безопасной эксплуатации	79
4.4 Обеспечение соблюдения пределов и условий безопасной эксплуатации	81
4.5 Техническое обслуживание систем	85

4.6 Мероприятия, проводимые в случае нарушения требований безопасной эксплуатации	89
ПРИЛОЖЕНИЕ А Автоматическое управление мощностью исследовательского ядерного реактора - структура, качество, устойчивость.....	91
A1 Общие замечания	91
A2 Исследовательский ядерный реактор как объект управления и защиты	92
A2.1 Уравнения кинетики.....	92
A2.2 Упрощенные модели кинетики	94
A2.3 Инверсное решение уравнений кинетики	97
A2.4 Увеличение мощности из подкритического состояния (модель с источником)	99
A2.5 Увеличение мощности в энергетическом диапазоне.....	101
A2.6 Снижение мощности	102
A2.7 Линейное изменение реактивности.....	103
A2.8 Ступенчатые приращения скорости изменения реактивности	104
A3 Анализ и синтез систем автоматического управления (начальные сведения).....	106
A3.1 Анализ управляемых процессов на фазовой плоскости.....	106
A3.2 Уравнения систем в изображениях по Лапласу	110
A4 Структура, качество и устойчивость системы автоматического управления мощностью ИЯР.....	113
A4.1 Постановка задачи управления.....	113
A4.2 Управление уровнем мощности	114
A4.3 Процессы управления в широком диапазоне изменения мощности.....	117
A4.4 Контур регулирования мощности - реализация.....	122
A4.5 Контур управления скоростью изменения мощности - реализация	127
A4.6 Управляющее устройство – реализация	130
ЛИТЕРАТУРА.....	132

ПРЕДИСЛОВИЕ

В соответствии с решениями СМ СССР от 07.07.58 г. и СМ РСФСР от 30.12.58 г. в МИФИ сооружен **исследовательский ядерный реактор ИРТ** (исследовательский реактор типовой) с целью подготовки специалистов высокой квалификации и проведения научно-исследовательских работ по новейшим направлениям, связанным с использованием ядерной энергии.

После завершения строительно-монтажных работ был осуществлен **физический пуск реактора ИРТ МИФИ в 23 часа 35 минут 26.05.67**. После проведения некоторых изменений по рекомендациям Института атомной энергии им. И.В. Курчатова и контроля радиационной обстановки в комплексе реактора и на окружающей территории была установлена максимальная тепловая мощность реактора ИРТ МИФИ 2,5 МВт.

Реактор ИРТ МИФИ является базовой установкой **Атомного центра МИФИ**. На европейской части России ИРТ МИФИ – единственный реактор, работающий в составе многопрофильного учебного заведения.

Успешное освоение реактора в качестве мощного источника излучения позволило на базе ИРТ создать вузовский центр подготовки высококвалифицированных специалистов для атомной энергетики и экспериментальной физики, активно развивать исследования по актуальным направлениям науки и техники.

Являясь сравнительно мощным и в то же время близким к предельно безопасному источником нейтронов, реактор ИРТ МИФИ позволяет проводить исследования по широкому диапазону проблем от макрокосмоса до микромира, решать прикладные задачи в области экологии и медицины.

Ряд результатов, полученных на уникальных экспериментальных установках, явился серьезным вкладом в современную мировую науку: создание лазера с ядерной накачкой с низким уровнем потока нейтронов для стационарной генерации, а также нейтронного микроскопа, изучение редких процессов деления ядер, в которых отсутствуют долгоживущие продукты деления, разработка надежных систем управления и защиты ядерных реакторов, испытания датчиков и аппаратуры контроля нейтронного потока в интересах Росатома и подводного флота, проведение исследований по

нейтронно-захватной терапии онкологических опухолей и другие работы.

Принятая стратегия поэтапной модернизации реактора позволила усовершенствовать систему управления и защиты (СУЗ), систему радиационного контроля (СРК), систему электроснабжения и многое другое.

Широкое привлечение студентов, аспирантов и преподавателей к исследованиям на реакторе позволяет существенно улучшить качество подготовки специалистов, способствует повышению научной и педагогической квалификации преподавателей института, приобретению практических навыков выпускниками МИФИ. За более чем 40 лет по различным формам учебной работы на реакторе и его исследовательских комплексах обучалось около 17 тысяч студентов. Более 7 тысяч человек ознакомились со спецификой эксплуатации и использования реактора в форме лекций-экскурсий.

Результаты научных исследований на ИРТ МИФИ отражены в 120 диссертациях, более чем в 2000 научных публикаций.

При создании учебного пособия использованы материалы, которые подготовили для технического обоснования безопасности ИРТ МИФИ сотрудники МИФИ: Алферов В.П., Крюков А.П., Петров В.Н., Портнов А.А., Предтеченский В.Н., Редкин А.Ф., Савкин В.А., Щуровская М.В. Приложение подготовлено В.П.Алферовым на основе материалов лекций для студентов кафедр 5 и 13 МИФИ, а также результатов НИР по оптимальному управлению ядерным реактором.

Для успешного освоения материала данного пособия необходимо знание основ физики реакторов, теплофизики, автоматики, а также дозиметрии и радиационной защиты.

1 ОБЩЕЕ ОПИСАНИЕ РЕАКТОРА

Реактор ИРТ Атомного центра МИФИ (ИРТ МИФИ), сооруженный по типовому проекту ТП-3304М, относится к универсальным исследовательским ядерным реакторам средней мощности. ИРТ МИФИ является гетерогенным водо-водяным на тепловых нейтронах реактором бассейнового типа со стационарным потоком нейтронов. В реакторе используются тепловыделяющие сборки (ТВС) ИРТ-2М и ИРТ-3М, широко применяемые в реакторах типа ИРТ и ВВР-СМ.

ИРТ МИФИ предназначен для проведения научно-исследовательских и учебных работ по направлениям:

- физика и техника реакторов;
- ядерная физика;
- физика твердого тела;
- радиационная физика;
- радиационное материаловедение;
- нейтронно-активационный анализ;
- радиобиология;

подготовка и переподготовка студентов и специалистов для ведущих научных центров.

Основные параметры ИРТ МИФИ приведены в таблице 1.1.

Активная зона реактора ИРТ МИФИ имеет следующие типовые нейтронно-физические характеристики:

- время жизни нейтронов оценивается величиной от 30 до 60 мкс;
- температурный коэффициент реактивности в интервале температур от 35 до 45 °С $\alpha_T = -(1,7 \pm 0,4) \cdot 10^{-2} \beta_{эф} / \text{К}$;

- мощностной коэффициент реактивности $\alpha_N = -5,1 \cdot 10^{-2} \beta_{эф} / \text{МВт}$.

Минимальные критические массы для ТВС ИРТ-2М по расчетным оценкам и экспериментальным результатам составляют:

- для загрузки с боковым бериллиевым отражателем – 1,3 кг U-235 (8 ТВС);

- для загрузки с водяным отражателем – 2,1 кг U-235 (12 ТВС).

Режим работы реактора определяется требованиями экспериментальных программ, реализуемых на нем в данный период времени. Как правило, реактор эксплуатируется недельными циклами до 100 часов с годовым временем работы на мощности до 2500 часов.

Запас реактивности и суммарная эффективность органов компенсации реактивности обеспечивают возможность эксплуатации реактора без перегрузки ТВС до энергоснабжения 140 МВт·сут.

Т а б л и ц а 1.1

Характеристика	Значение
Мощность реактора, МВт	2,5
Количество ТВС в реакторе для одной из загрузок, шт.:	16
8-трубные	6
6-трубные с каналом СУЗ	10
Поверхность теплоотдачи активной зоны, м ²	23,5
Масса урана-235 в загрузке, кг	3,0
Исполнительные органы СУЗ, шт.:	
аварийной защиты,	3
компенсирующие,	6
автоматического регулятора	1
Максимальная плотность теплового потока, кВт/м ²	280
Коэффициент неравномерности энергоснабжения по объему активной зоны	2,2
Расход воды 1-го контура через теплообменники, т/ч	160
Перепад давления на активной зоне, мм.вод.ст.	900
Средняя скорость теплоносителя в зазорах ТВС, м/с:	
ТВС ИРТ-2М	1,4
ТВС ИРТ-3М	0,95
Температура воды на входе в активную зону, не более, °С	45
Максимальная расчетная температура стенки твэла без учета отклонений параметров, определяющих режим, °С	81
Расчетная температура начала кипения в наиболее напряженной точке, °С	126
Максимальная плотность потока быстрых нейтронов ($E > 0,8$ МэВ) в активной зоне, нейтрон/(см ² ·с)	$4,5 \cdot 10^{13}$
Максимальная плотность потока тепловых нейтронов, нейтрон/(см ² ·с):	
в активной зоне,	$4,5 \cdot 10^{13}$
в отражателе	$6,5 \cdot 10^{13}$

В реакторный комплекс ИРТ МИФИ входят: здание **реактора** (здание № 17); здание **станции спецводоочистки** (здание № 32); две **градирии** вентиляторные двухсекционные; два подземных **резервуара спецстоков** реактора с камерой переключения; четыре подземных резервуара станции спецводоочистки с двумя камерами переключения.

Здание реактора МИФИ с санитарно-защитной территорией выделены в "защищенную зону" и оборудованы физическим барьером, двумя рубежами технических средств охраны и системой оптико-электронного охранного видеонаблюдения на базе современных микропроцессорных и вычислительных технических средств.

Здание ИРТ МИФИ состоит из трех основных объемов.

Физический зал пролетом 18 м и высотой до балок перекрытия 14,4 м представляет собой железобетонный каркас с самонесущими кирпичными стенами. Объем физического зала 6600 м³. В зале размещен массив биологической защиты с бассейном реактора. Зал обслуживается мостовым краном грузоподъемностью 5 т.

Лабораторная часть здания – четырёхэтажная с высотой этажа 3,9 м от пола до пола с несущими наружными кирпичными стенами и внутренним железобетонным каркасом.

Пристройки – одноэтажные высотой от пола до низа перекрытия 3,5 м с несущими наружными стенами.

На отметках ниже 0,0 расположены камеры фильтров спецвентиляции, кессоны теплообменников и ионообменных фильтров 1-го контура.

На этажах здания расположены:

На первом – физический зал, насосная 1-го контура, венткамеры приточной и специальной вентиляции, горячая камера с операторской, аккумуляторная.

На втором – щитовая электроснабжения, шахта-хранилище отработавших ТВС, лабораторные помещения.

На третьем – пультовая реактора, верхняя площадка реактора, сухие сборки для хранения радиоактивных деталей и отработавших ТВС, лабораторные помещения.

На четвертом – помещения общеобменной вытяжной вентиляции, служебные помещения.

В одноэтажных пристройках здания размещены: санпропускники, тепловой узел, насосная 2-го контура (на отметке ниже 0,0), помещение для хранения "свежих" ТВС, лабораторные помещения.

Через здание проходит шахта специальной вентиляции, на которой смонтирована труба диаметром 0,6 м, имеющая устье на отметке +40 м.

Строительная кубатура здания составляет 16 тыс.м³, развернутая площадь этажей - 2,7 тыс.м².

По периметру физического зала на уровне 2-го и 3-го этажей сооружены металлические площадки (балконы) для размещения оборудования экспериментальных групп.

Контроль радиационной обстановки на прилегающей территории, в пределах территории МИФИ и в наблюдаемой зоне округа "Москворечье-Сабурово" регулярно осуществляется с помощью специально оборудованной автомашины и стационарных датчиков контроля гамма-излучения на территории института. При нормальных условиях работы реактора повышения радиационного фона по сравнению с естественным уровнем не наблюдается. Радиационный фон в течение многих лет наблюдения составляет от 0,05 до 0,2 мкЗв/ч (от 5 до 20 мкбэр/ч), концентрация аэрозолей менее $1,1 \cdot 10^{-4}$ Бк/л ($3 \cdot 10^{-15}$ Ки/л).

2 ОСНОВЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ИРТ МИФИ

2.1 Принципы и критерии обеспечения безопасности

Под безопасностью исследовательского реактора, в соответствии с Общими положениями обеспечения безопасности исследовательских реакторов (ОПБ ИЯУ), понимается свойство исследовательского реактора ограничивать в установленных пределах радиационное воздействие на персонал, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, аварийной ситуации и в случае аварии.

Безопасность ИРТ МИФИ обеспечивается реализацией следующих мер и принципов:

1) построением глубоко эшелонированной защиты от выхода в помещения реактора и окружающую среду ионизирующих излучений и радиоактивных веществ с использованием проектных решений, сводящих к приемлемому минимуму риск разрушения защитных барьеров;

2) высоким качеством, всесторонней обоснованностью конструкции реакторной установки, систем, важных для безопасности, тщательным исследованием всех происходящих в ней процессов;

3) высоким качеством изготовления, монтажа, ремонта оборудования;

4) применением надежных средств предотвращения аварийных процессов, использованием систем безопасности;

5) квалифицированной эксплуатацией ядерного реактора в соответствии с действующей нормативно-технической документацией, инструкциями и строгим соблюдением регламента;

6) поддержанием безотказности оборудования важных для безопасности систем с помощью технического обслуживания, проверок и освидетельствования с использованием эффективных средств контроля и диагностики;

7) применением локализирующих систем безопасности для ослабления последствий аварий;

8) выбором площадки и наличием необходимой санитарно-защитной зоны;

9) осуществлением государственного и ведомственного надзора за ядерной, технической и радиационной безопасностью.

Обеспечение безопасности ИРТ МИФИ в режиме нормальной эксплуатации и при вероятных отклонениях от него практически подтверждено опытом безаварийной эксплуатации собственно ИРТ МИФИ с 1967 года на уровне мощности до 5 МВт и опытом работы аналогичных реакторов мощностью до 10 МВт, действующих в странах СНГ и за рубежом. Накопленный опыт работы реакторов бассейнового типа (составляющих примерно половину всех исследовательских реакторов в мире) свидетельствует о малой вероятности возникновения непредвиденных процессов и эффектов.

На ИРТ МИФИ не было ни одного случая превышения дозы облучения персонала выше 0,05 Зв (5 бэр) (контрольный уровень, установленный по согласованию с ФМБА, составляет 0,015 Зв (1,5 бэр), т.е. 30% от предела дозы). Выходы радиоактивных продуктов в окружающую среду существенно меньше принятых норм, а концентрации радиоактивных веществ в воздухе не приводили к изменению естественного радиационного фона.

Основной принцип безопасности ИРТ – обеспечение безопасности при любой проектной аварии, которая должна рассматриваться с учетом наложения следующих независимых событий:

- любого учитываемого в проекте исходного события;
- одного отказа любого из элементов систем безопасности или одной ошибки персонала, влияющей на развитие аварии;
- необнаруживаемых отказов неконтролируемых при эксплуатации элементов, влияющих на развитие аварии.

Критерии для выбора характеристик защитных систем безопасности реактора связаны с температурными режимами работы твэлов активной зоны в нормальных условиях эксплуатации и при возникновении аварийных режимов. В нормальных условиях эксплуатации не допускается поверхностное кипение на оболочках твэлов ($T_{об} < 100^{\circ}\text{C}$). Выполнение этого требования обеспечивает запас длительной работоспособности твэлов. В аварийных режимах температура оболочки твэла не должна быть выше 500°C , т.к. при значениях $T_{об} \geq 500^{\circ}\text{C}$ начинается усиленный выход из твэла радиоактивных продуктов.

При отклонениях от условий нормальной эксплуатации безопасность реактора обеспечивается за счет использования резервированных технических средств (активных и пассивных), позволяющих сохранить надежное охлаждение активной зоны без опасности повреждения тепловыделяющих сборок (в том числе при отказе

системы электроснабжения), а также сохранить воду в бассейне реактора для эффективного удержания продуктов деления в пределах системы 1-го контура.

Ядерная авария предотвращается за счет наличия свойств самозащищенности, обеспеченных физическими и конструктивными решениями, примененными для реактора ИРТ, действующими таким образом, что нагрев при возникновении кипения теплоносителя всегда приводит к уменьшению реактивности, что показано не только расчетами, но и подтверждено специальными экспериментами на аналогичных размножающих сборках.

Нейтронно-физические характеристики активной зоны, наличие большой теплоемкости конечного поглотителя (вода бассейна) препятствуют возникновению и опасному развитию аварийных процессов, вызывающих повреждение ТВЭЛОВ.

Техническими средствами реактора гарантируется предотвращение возникновения аварии с расплавлением топлива активной зоны в условиях выбросов мощности выше номинального уровня и при ухудшенном теплоотводе.

Безопасность реактора также обеспечивается комплексом автоматически действующих систем и средств (системами автоматического регулирования, аварийной защиты, контроля состояния реактора и устройств, обеспечивающих условия безопасной эксплуатации).

2.2 Правила и нормы по безопасности в атомной энергетике, используемые при организации работ и эксплуатации ИРТ МИФИ

Эксплуатация ИРТ МИФИ ведется в соответствии с требованиями законодательства Российской Федерации и нормативно-технической документации по безопасности (полный перечень включает в себя более ста документов).

Выполнение этих требований контролируется как комиссиями МИФИ, так и инспекциями и комиссиями Ростехнадзора. По мере изменения требований и появления новых НТД проводятся мероприятия по совершенствованию безопасности и внедрению вновь вводимых норм и правил. Перечень основных Законов РФ, Постановлений, правил и норм по безопасности в атомной энергетике, используемых при организации работ и эксплуатации ИРТ МИФИ, приведен в таблице 2.1.

Т а б л и ц а 2.1

Документ	Тип, номер
О радиационной безопасности населения	Закон №3-ФЗ
Об использовании атомной энергии	Закон №170-ФЗ
О пожарной безопасности	Закон №69-ФЗ
О санитарно-эпидемиологическом благополучии населения	Закон №52-ФЗ
Кодекс Российской Федерации об административных правонарушениях	Закон №195-ФЗ
О федеральных органах исполнительной власти, осуществляющих государственное управление использованием атомной энергии и государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии	Постановление Правительства РФ
Положение о лицензировании деятельности в области использования атомной энергии	Постановление Правительства РФ
О Федеральной службе по экологическому, технологическому и атомному надзору	Постановление Правительства РФ

Продолжение таблицы 2.1

Документ	Тип, номер
Административный регламент исполнения Федеральной службой по экологическому, технологическому и атомному надзору государственной функции по лицензированию деятельности в области использования атомной энергии	Приказ Министерства природных ресурсов и экологии от 16.10.08 № 262
Нормы радиационной безопасности	НРБ-96/2009
Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности	ОСПОРБ-99/2010
Общие положения обеспечения безопасности исследовательских реакторов (ОПБ ИЯУ)	НП-033-11
Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов (ПБЯ ИР-04)	НП-009-04
Правила ядерной безопасности подкритических стендов (ПБЯ ПКС-05)	НП-059-05
Требования к устройству и безопасной эксплуатации грузоподъемных кранов для объектов использования атомной энергии	НП-043-03
Нормы проектирования сейсмостойких атомных станций	НП-031-01
Основные правила учета и контроля ядерных материалов	НП-030-05
Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе исследовательских ядерных установок	НП-027-10
Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов	НП-053-04
Правила безопасности при хранении и транспортировании ядерного топлива на объектах использования атомной энергии	НП-061-05

Продолжение таблицы 2.1

Документ	Тип, номер
Сбор, переработка, хранение и кондиционирование жидких радиоактивных отходов. Требования безопасности	НП-019-2000
Сбор, переработка, хранение и кондиционирование твердых радиоактивных отходов. Требования безопасности	НП-020-2000
Обращение с газообразными радиоактивными отходами. Требования безопасности	НП-021-2000
Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности исследовательских ядерных установок	НП-049-03
Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии	НП-024-2000
Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок	ПНАЭ Г-7-002-87
Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов АЭУ	ПНАЭ Г-7-008-89
Водно-химический режим первого контура исследовательских ядерных реакторов бассейнового типа, средства его поддержания и контроля. Общие требования по коррозионной стойкости конструкционных материалов	ОСТ 95-10134-91
Правила устройства электроустановок	ПУЭ
Правила эксплуатации электроустановок потребителей	ПЭТБ

2.3 Реализация принципа глубоко эшелонированной защиты

Локализация осколков деления урана-235 и радиоактивных продуктов как при нормальной эксплуатации, так и при возможных аварийных ситуациях обеспечивается следующими защитными барьерами, предусмотренными техническими проектными решениями:

первый защитный барьер – матрицы твэлов с размещенными в них частицами делящегося материала, обладающие относительно слабой способностью растворения в воде;

второй барьер – защитная оболочка твэла из алюминиевого сплава, позволяющая своевременно обнаружить дефектную ТВС и удалить ее из активной зоны реактора за счет достаточно большого времени поступления продуктов деления в теплоноситель (несколько десятков суток) при наличии даже сквозных дефектов без значительного ухудшения радиационной обстановки на реакторе;

третий барьер – вода бассейна реактора;

четвертый барьер – железобетонный бассейн реактора, облицованный алюминием (бак реактора) и закрытый защитным настилом.

Дополнительным, хотя и менее эффективным барьером является замкнутая конструкция физического зала реактора, обеспеченного работой систем вентиляции по принципу "от чистого к грязному".

Газообразные продукты, выходящие из теплоносителя и образующиеся в технологических объемах, примыкающих к активной зоне реактора, удаляются системой спецвентиляции по герметичным каналам через систему фильтров и выбрасываются через трубу на отметке +40 м (геодезическая отметка +205 м). При этом величина заведомо безопасной дозы наземного выброса активности ослабляется за счет естественного превышения уровня реакторной площадки по направлению преобладающей розы ветров над окружающей местностью еще на 55 метров. Кроме этого, производится удаление радиоактивных продуктов из воды системой фильтров очистки 1-го контура, что снижает аэрозольные выбросы.

Жидкие радиоактивные отходы и вода системы охлаждения 1-го контура по трубопроводу специальной канализации направляются и накапливаются в двух подземных резервуарах РР-1,2 емкостью по 100 м³ каждый. Очистка радиоактивных вод производится на станции спецводоочистки и водоподготовки (СВО), имеющей четыре резервуара РИ-1, РИ-2 и РО-1, РО-2 общей емкостью 200 м³.

Производится удаление радиоактивных продуктов из воды системой фильтров очистки 1-го контура, что обеспечивает поддержание качества воды 1-го контура и снижает аэрозольные выбросы.

Целостность защитных барьеров обеспечена работой системы охлаждения. Технологическая схема охлаждения реактора, по существу, трехконтурная. Первичный контур охлаждения замкнут в самом бассейне реактора (активная зона – бассейн) за счет применения **эжектора** (см. ниже).

1-й контур служит для охлаждения воды бассейна, а 2-й – для охлаждения воды 1-го контура в теплообменных аппаратах. При этом в нормальных условиях эксплуатации давление в 1-м контуре меньше, чем давление во 2-м контуре.

Оборудование и трубопроводы 1-го контура реактора отнесены в группу С, относящуюся к 3-му классу безопасности, поскольку их повреждения не приводят к повреждению твэлов в пределах, установленных для проектных аварий, при проектном функционировании систем безопасности с учетом нормируемого для проектных аварий количества отказов в них.

Наличие отверстий на напорном и всасывающем трубопроводе в верхних точках трубопроводов в бассейне (воздушники) имеют проектное назначение – отключение системы охлаждения активной зоны (вода в бассейне реактора) от системы охлаждения воды бассейна (для реактора ИРТ МИФИ называемой "1-й контур"). При разрушении оборудования и трубопроводов, находящихся за пределами бассейна реактора, активная зона реактора будет находиться под слоем воды не менее 3,5 м, и ее охлаждение будет обеспечено за счет естественной циркуляции. Вследствие небольшой мощности реактора ИРТ МИФИ закипание воды (как показывают расчеты) исключено, и поэтому какого-либо повреждения тепловыделяющих элементов не произойдет.

Оборудование и трубопроводы систем охлаждения реактора ИРТ МИФИ не являются элементами систем безопасности, а являются элементами систем нормальной эксплуатации, и их разрушение не приводит к невыполнению системами безопасности своих функций.

Целостность защитных барьеров ИРТ МИФИ обеспечивается:

- созданием и поддержанием требуемых теплотехнических и физико-химических условий работы защитных барьеров;
- контролем параметров, позволяющих на ранних стадиях выявить и устранить нарушения целостности защитных барьеров;

- поддержанием безотказности оборудования важных для безопасности систем с помощью технического обслуживания, проверок и освидетельствования.

Реализация на ИЯУ установленных Нормами радиационной безопасности принципов нормирования, обоснования и оптимизации состоит в следующем.

При эксплуатации реактора и проведении экспериментальных работ строго соблюдаются установленные нормы по дозовым нагрузкам, радиационной обстановке, радиационному воздействию на окружающую среду. Измеренные параметры радиационной обстановки сравниваются с установленными контрольными уровнями, значения которых значительно меньше действующих норм. Обоснованность этих уровней контролируется органами надзора и подтверждается на этапе получения санитарно-эпидемиологического заключения.

Оптимизация дозовых нагрузок осуществляется на этапе планирования рутинных работ и, в особенности, экстраординарных работ, связанных с обследованиями устройств в зоне повышенной радиационной опасности. Инструментом оптимизации выступают как защитные приспособления, так и выбор исполнителей с достаточным опытом работы с обследуемыми объектами.

3 СИСТЕМЫ И ЭЛЕМЕНТЫ РЕАКТОРА

3.1 Активная зона реактора

Активная зона реактора является источником нейтронов и предназначена для размещения тепловыделяющих и других элементов, влияющих на коэффициент размножения нейтронов (реактивность), и отвода тепла, выделяющегося в результате процесса деления в ядерном топливе.

В состав активной зоны реактора входят следующие элементы:

- корпус активной зоны реактора;
- тепловыделяющие сборки (ТВС);
- блоки отражателя;
- рабочие органы системы управления и защиты (СУЗ);
- замедлитель и теплоноситель.

Активная зона может содержать вертикальные экспериментальные каналы и "ловушки" нейтронов.

Замедлителем и частично отражателем служит химически очищенная вода бассейна реактора, которая одновременно является теплоносителем и биологической защитой.

Корпус активной зоны реактора состоит из верхнего и нижнего корпусов, опорной решетки и бункера (рисунок 3.1) и размещен в бассейне глубиной 7,8 м, заполненном химически очищенной водой.

Оба корпуса в плане представляют собой прямоугольные **обечайки** с внутренними размерами 429 × 572 мм. Все детали корпуса реактора выполнены из алюминиевых сплавов.

Нижний корпус 1 является основанием для опорной решетки и верхнего корпуса 2 активной зоны, а также используется для формирования потока теплоносителя через активную зону. Он имеет глухое днище, верхний фланец и боковой цилиндрический патрубок 3 с фланцем. Днище нижнего корпуса шестью болтами крепится к опорной плите, приваренной к днищу облицовки бассейна.

С помощью бокового цилиндрического патрубка с фланцем нижний корпус соединяется с эжектором (водоструйным насосом, – показан на рисунке 2.1), который служит для создания циркуляции теплоносителя через активную зону. Верхний фланец нижнего корпуса используется для соединения с опорной решеткой 4 и верхним корпусом активной зоны.

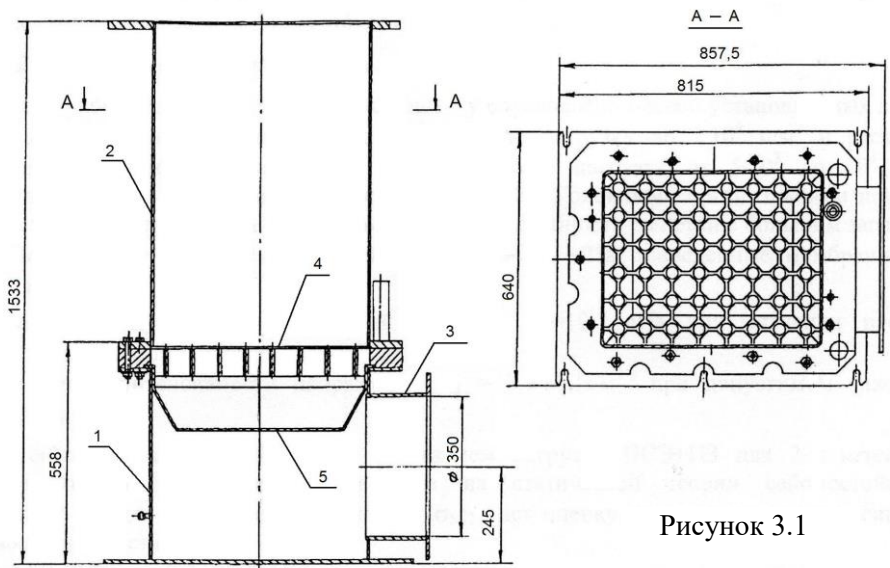


Рисунок 3.1

Опорная решетка служит для установки и дистанционирования загружаемых в верхний корпус ТВС и блоков отражателя. Она выполнена из сплава САВ-1 и имеет 48 (6×8) ячеек с отверстиями для прохода теплоносителя, расположенных с шагом 71,5 мм. Толщина опорной решетки – 70 мм. Между опорной решеткой и фланцем нижнего корпуса закреплен фланец бункера 5, который обеспечивает профилирование потока теплоносителя через активную зону.

Верхний корпус активной зоны предназначен для размещения ТВС, блоков отражателя и экспериментальных устройств. Он состоит из прямоугольной обечайки с верхним и нижним фланцами. Нижний фланец используется для соединения с опорной решеткой и нижним корпусом. В верхнем фланце расположены дистанционирующие отверстия для вертикальных экспериментальных каналов. Центральная плоскость активной зоны находится на отметке +0,94 м.

В корпусе активной зоны могут размещаться также временные вытеснители, основным назначением которых является исключение возможности произвольного поперечного перемещения элементов активной зоны при перегрузочных операциях.

Элементы активной зоны жестко дистанционируются концевыми деталями в нижней и верхней частях: снизу - за счет фиксации в опорной решетке, сверху - за счет специальной формы выступов верхних концевых деталей. Через десять ТВС в активной зоне проходят вертикальные каналы, в которых размещаются рабочие органы системы управления и защиты.

Тепловыделяющие сборки предназначены для:

- размещения делящихся материалов в активной зоне;
- защиты делящихся материалов от воздействия внешней среды;
- предотвращения выхода делящихся материалов и радиоактивных продуктов деления в теплоноситель;
- организации теплосъема;
- обеспечения загрузки и выгрузки делящегося материала.

В качестве топлива на ИРТ МИФИ используются ТВС типа ИРТ-2М и ИРТ-3М с коаксиальными трубчатыми твэлами квадратного сечения (рисунок 3.2).

Конструкция и характеристики ТВС, определяющие свойства первого и второго защитных барьеров, надежно выполняют функции предотвращения превышения установленного уровня радиоактивности теплоносителя и удержания топливной матрицей и оболочками твэлов продуктов деления в допустимых пределах.

Характеристики ТВС приведены в таблице 3.1.

Стандартом ОСТ 95 10134-91 установлен водно-химический режим теплоносителя (воды), обеспечивающего охлаждение ТВС:

- удельная проводимость, мкСм/см, не более 4;
- pH при 25°C от 5,0 до 6,5;
- жесткость, мкг-экв/кг, не более 3,0;
- массовая концентрация, мкг/кг, не более: хлорид-иона – 50,0 , алюминия – 50,0 , железа – 50,0 , меди – 10,0 , сульфат-иона – 50,0.

Состав теплоносителя поддерживается в установленных пределах системой очистки теплоносителя с ионообменными фильтрами.

Техническими условиями на ТВС установлено, что температура воды на входе в активную зону должна быть не выше 45°C, а кипение воды на поверхности ТВС недопустимо.

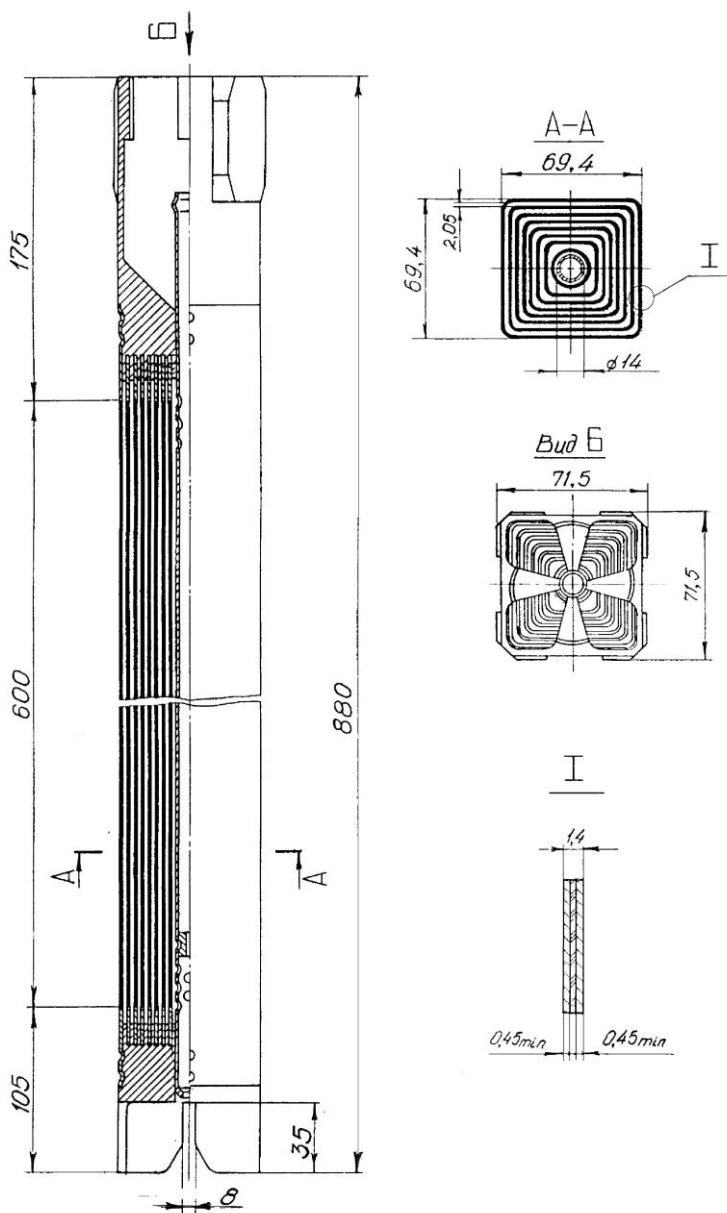


Рисунок 3.2

Т а б л и ц а 3.1

Наименование параметра, ед. изм.	ИРТ-2М 4-трубн.	ИРТ-2М 3-трубн.	ИРТ-3М 8-трубн.	ИРТ-3М 6-трубн.
Толщина твэла, мм	2,0	2,0	1,4	1,4
Толщина оболочек твэла, мм	0,8	0,8	0,5	0,5
Длина активного слоя, см	58	58	58	58
Обогащение по урану-235, %	90	90	90	90
Топливная композиция	UAl	UAl	UO ₂	UO ₂
Содержание урана-235 в ТВС, г	171	148	300	263,7
Концентрация урана в сердечнике, г/см ³	1,22	1,22	1,07	1,07
Концентрация урана в активной зоне, г/л	58	50	101	89
Гидравлический диаметр твэлов, мм	9,0	9,0	4,1	4,1
Объемная доля воды в ячейке	0,726	0,649	0,624	0,627
Поверхность теплоотдачи, м ²	0,785	0,676	1,557	1,369
Удельная поверхность теплоотдачи, см ² /см ³	2,65	2,29	5,25	4,62
Отношение ядерных концентраций водорода и урана-235	326	336	161	176

Выбор допустимой мощности и режима работы технологического оборудования, обеспечивающего **коэффициент запаса** до кипения не менее 1,4, производится по результатам нейтронно-физических расчетов. Охлаждение ТВС активной зоны контролируется измерением перепада давления на активной зоне, перепада температуры теплоносителя на активной зоне и температуры воды на входе и выходе из активной зоны. При нарушениях в работе системы охлаждения конструкция активной зоны обеспечивает режим охлаждения ТВС за счет естественной циркуляции.

Сменные **бериллиевые блоки отражателя** имеют квадратное сечение 69×69 мм. Применяются как сплошные блоки, так и блоки с центральным отверстием диаметром до 48 мм, в которое устанавливаются пробка или экспериментальный канал.

В качестве отражателя могут быть использованы сменные вытеснители других типов (водяные, свинцовые). Свинцовый щит, графит тепловой колонны, вода в бассейне за пределами активной зоны также частично выполняют и функции отражателя.

Рабочие органы системы управления и защиты (СУЗ) предназначены для осуществления процессов пуска, поддержания и изменения уровня мощности реактора, его аварийной остановки и поддержания реактора в подкритическом состоянии.

ИРТ МИФИ оснащен 10 рабочими органами: три независимых стержня аварийной защиты (АЗ); стержень автоматического регулятора (АР); три группы компенсирующих стержней (КС) (по 2 стержня на одном сервоприводе). Физические характеристики рабочих органов СУЗ приведены в таблице 3.2.

Т а б л и ц а 3.2

Рабочий орган СУЗ	Количество стержней в группе	Эффективность групп, $\beta_{\text{эф}}$		Скорость увеличения реактивности не более, $\beta_{\text{эф}}/\text{с}$	Время ввода в активную зону по сигналу АЗ не более, с
		не менее	не более		
АЗ-1	1	2,0	-	0,07	1,0
АЗ-2	1	2,0	-	0,07	1,0
АЗ-3	1	2,0	-	0,07	1,0
АР	1	-	3,0	0,03	100
КС-1	2	-	8,0	0,02	100
КС-2	2	-	8,0	0,02	100
КС-3	2	-	8,0	0,02	100

Конструктивно рабочие органы СУЗ выполнены в виде сборки деталей: вытеснителя-утяжелителя, поглощающего элемента и концевого вытеснителя. Вытеснитель-утяжелитель изготовлен из нержавеющей стали 1Х18Н9Т; поглощающий элемент – из таблеток карбида бора, заключенных в трубу из нержавеющей стали диаметром 23 мм; концевой вытеснитель – из сплава САВ-1. Масса рабочего органа СУЗ – 3,25 кг.

Рабочие органы СУЗ размещаются в каналах из алюминиевого сплава с внутренним диаметром 26 мм. Каналы закреплены на кронштейнах, установленных под площадкой реактора, и имеют поворотные ролики, через которые проходят троса, присоединяющие стержни к сервоприводам. Допустимый флюенс тепловых нейтронов на рабочие органы СУЗ – не более $1 \cdot 10^{21}$ нейтрон/см².

После проведения перегрузочных работ в соответствии с инструкцией по эксплуатации ИРТ МИФИ экспериментально определяются эффективности рабочих органов (стержней) СУЗ. Эффективность стержней АЗ определяется методом сброса каждого из них, эффективность стержня АР – методом асимптотического разгона, эффективность стержней КС-1,2,3 – методом перекомпенсации со стержнем АР. Определенная таким способом дифференциальная эффективность стержней АР и КС пересчитывается затем в интегральные кривые, по которым определяется максимальный запас реактивности, исходя из критического положения стержней. Пример экспериментальных кривых эффективности рабочих органов (стержней) СУЗ для загрузки, картограмма которой представлена на рисунке 3.3, приведен на рисунке 3.4.

	1	2	3	4	5	6	7	8
1	УХН H ₂ O	Be	Be	Be 30×30 H ₂ O	Be 30×30 H ₂ O	Be	Be	Рв
2	Be	Be	ИРТ-3М	ИРТ-3М КС-2	ИРТ-3М	ИРТ-3М АР	Be	Be
3	Be	Be	ИРТ-3М КС-3	ИРТ-3М КС-3	ИРТ-3М АЗ-2	ИРТ-3М	Be H ₂ O d40	Be
4	Be ВЭК4, d54	Be	ИРТ-3М	ИРТ-3М АЗ-3	ИРТ-3М АЗ-1	ИРТ-3М КС-1	Be	Be
5	Be	Be	ИРТ-3М	ИРТ-3М КС-2	ИРТ-3М	ИРТ-3М КС-1	Be	H ₂ O d54
6	Al	Al	Al H ₂ O d25	Al	Al	Al	Al Be d40	Be

Рисунок 3.3

ИНТЕГРАЛЬНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ РАБОЧИХ ОРГАНОВ СУЗ

Запас реактивности, $\beta_{эф}$: 8,0.

Подкритичность при взведенных АЗ, $\beta_{эф}$: не менее 8.

Эффективность рабочих органов, $\beta_{эф}$:

АЗ1-4,2; АЗ2-5,0; АЗ3-3,3; АР-2,4; КС1-4,4; КС2-5,1; КС3-6,9.

Максимальная скорость введения положительной реактивности, $\beta_{эф}/с$:

АЗ-0,04; КС-0,02; АР-0,02.

Максимальная величина шагового перемещения, $\beta_{эф}$:

КС1-0,3; КС2-0,3; КС3-0,3; АР-0,15.

Время ввода в активную зону по сигналу АЗ, с:

АЗ1-0,75; АЗ2-0,75; АЗ3-0,8; КС1-95; КС2-90; КС3-90; АР-80.

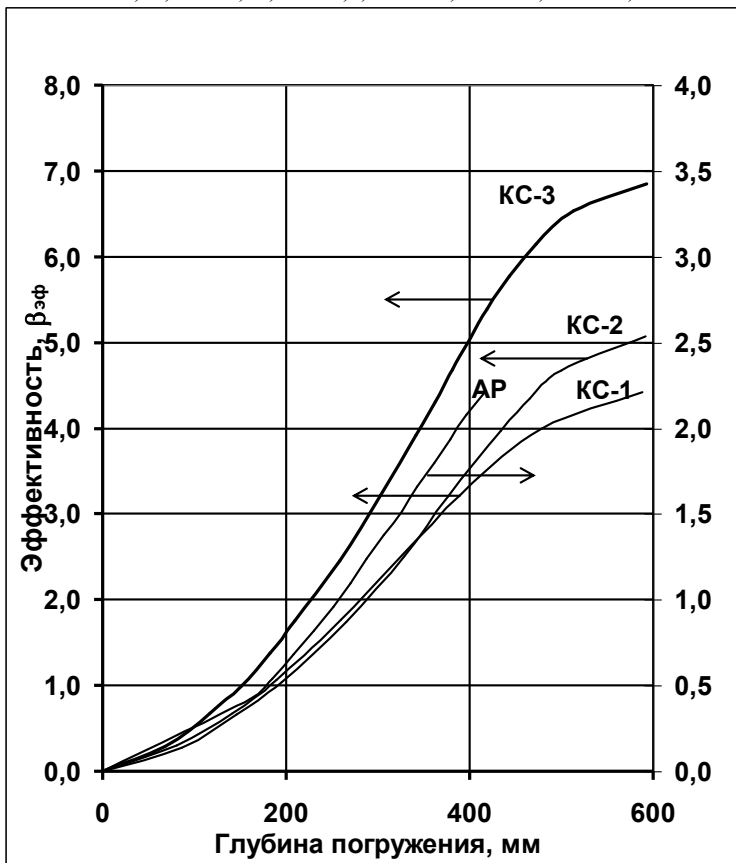


Рисунок 3.4

3.2 Нейтронно-физические характеристики активной зоны

Как было указано ранее, активная зона реактора ИРТ МИФИ имеет следующие типовые нейтронно-физические характеристики:

- время жизни нейтронов оценивается величиной от 30 до 60 мкс;
- температурный коэффициент реактивности в интервале температур от 35 до 45°C : $\alpha_T = -(1,7 \pm 0,4) \cdot 10^{-2} \beta_{эф}/K$;
- мощностной коэффициент реактивности $\alpha_N = -5,1 \cdot 10^{-2} \beta_{эф}/MWt$.

В таблице 3.3 представлены некоторые характеристики активной зоны, типичные для конкретных загрузок ИРТ МИФИ. Кампанией считается время работы реактора между двумя перегрузками.

Т а б л и ц а 3.3

Характеристика загрузки	Значения
Запас реактивности в начале кампании, $\beta_{эф}$	4÷9
Выгорание, %: среднее по активной зоне, среднее по ТВС, максимальное в ТВС	0÷30 0÷55 70
Интегральная энерговыработка за кампанию, МВт·ч	до 6000
Изменение запаса реактивности за кампанию, $\beta_{эф}$	до 5
Изменение среднего по активной зоне выгорания за кампанию, %	до 5
Изменение запаса реактивности после перегрузки, $\beta_{эф}$	1÷5
Потеря реактивности за счет равновесного отравления ксеноном-135, $\beta_{эф}$	3,5÷4
Максимальная потеря реактивности во время "йодной ямы" (по отношению к равновесному отравлению), $\beta_{эф}$	1,5÷2
Потеря реактивности на шлакование самарием-149 при его равновесной концентрации, $\beta_{эф}$	0,6
Максимальная потеря реактивности на шлакование самарием-149 (после стоянки), $\beta_{эф}$	0,9

Основными расчетными данными, которые принимаются во внимание при эксплуатации, являются запас реактивности, характеристики органов СУЗ и распределение глубины выгорания по ТВС.

Загрузка активной зоны выбирается так, чтобы запас реактивности не превышал максимального значения, указанного в паспорте, и обеспечивал желаемую длительность кампании с учетом отравления

ксеноном. Возможно также использование расчета для определения предполагаемого критического положения стержней.

Расчетные прогнозы весов стержней используются для выбора расположения стержней и разделения стержней на группы.

На основании расчетных данных о распределении выгорания по активной зоне производится выгрузка ТВС, средняя глубина выгорания которых достигла 50%.

Малые размеры активной зоны ИРТ МИФИ, высокое обогащение топлива, сильная неоднородность свойств как активной зоны, так и отражателя определяют следующие физические особенности, существенные для расчетного нейтронно-физического моделирования:

- глобальное распределение нейтронов по пространству имеет большие градиенты;

- спектр нейтронов внутри отдельной ТВС существенно зависит от её окружения (других ТВС или блоков отражателя);

- утечка нейтронов сильно влияет на запас реактивности;

- недиффузионные эффекты в отражателе весьма заметны;

- изотопный состав топлива при заданном выгорании слабо зависит от спектра нейтронов в процессе облучения и однозначно связан с концентрацией урана-235, содержание плутония в отработавшем топливе незначительно (см. таблицу 3.4);

- в бериллиевых блоках при облучении нейтронами происходит накопление лития-6 и гелия-3, заметно влияющих на реактивность.

Т а б л и ц а 3. 4

Изотопный состав топлива 8-трубной ТВС ИРТ-3М при выгорании 58,7%	Масса, г
уран-235	124
уран -238	32
уран -236	28
плутоний-239,240,241,242,238 и непуний-237	2

Расчетная поддержка ИРТ МИФИ состоит из трех составляющих:

- трехмерная диффузионная программа TIGRIS (расчет критичности, запаса реактивности, эффективности стержней СУЗ, выгорания топлива, ксенонового отравления, отравления бериллия);

- MCNP—модель активной зоны (верификация результатов расчета по диффузионной программе, расчет детального распределения энерговыделения в наиболее напряженной ТВС);

- MCNP–модель экспериментальных устройств реактора (расчет параметров горизонтальных нейтронных пучков).

Для проведения эксплуатационных расчетов используется программа TIGRIS, разработанная на кафедре №5 МИФИ. Верификация программы TIGRIS проведена путем сопоставления с эксплуатационными экспериментальными данными ИРТ МИФИ. Программа TIGRIS аттестована НТЦ ЯРБ в 2006 году.

В качестве модели переноса нейтронов в программе TIGRIS использована трехмерная (в X-Y-Z геометрии) многогрупповая диффузионная модель. Пространственная задача решается с помощью полиномиального нодального метода. Расчетная область состоит из активной зоны и отражателя, представленных в виде гомогенных областей (ячеек в форме параллелепипеда). На внешней границе расчетной области ставятся условия равенства нулю втекающего одностороннего тока или условия идеального отражения на плоскостях симметрии.

Расчет выгорания топлива осуществляется путем распределения заданной интегральной энерговыработки активной зоны по отдельным ТВС в соответствии с рассчитанным для них энерговыделением на заданных шагах по времени. Энерговыработка считается пропорциональной количеству выгоревшего урана-235. Зависимости макросечений от глубины выгорания готовятся в виде таблиц путем предварительных расчетов по ячейочной программе.

Концентрации ксенона-135 рассчитываются путем решения уравнений выгорания йода и ксенона. Полиномиальные зависимости макросечений от концентрации ксенона насчитываются предварительно по ячейочной программе.

Библиотека четырехгрупповых макросечений для программы TIGRIS подготовлена по программе GETERA (кафедра №5 МИФИ), которая рассчитывает гетерогенные ячейки и полиячейки на основе метода вероятности первых столкновений. Границы энергетических групп: 10,5 МэВ; 0,8 МэВ; 4,6 кэВ; 0,63 эВ.

Программный комплекс TIGRIS позволяет рассчитывать следующие характеристики активной зоны:

- максимальный запас реактивности;
- критическое положение стержней;
- характеристики стержней;
- коэффициент размножения последовательных состояний активной зоны при перегрузках;
- распределение глубины выгорания топлива по активной зоне;
- величину ксенонового отравления;

- многогрупповые плотности потока нейтронов;
- поле энерговыделения.

Имеется архив эксплуатации ИРТ МИФИ, содержащий информацию о картограммах загрузок начиная с 1975 года, данные об интегральной энерговыработке активной зоны и почасовом положении стержней СУЗ в виде файлов.

3.3 Теплофизические характеристики активной зоны

Расчет теплофизических характеристик проводится для стационарного состояния активной зоны при работе на номинальной мощности.

В результате нейтронно-физического расчета по программе TIGRIS (пункт 3.2) получается распределение энерговыделения по расчетным ячейкам активной зоны.

Распределение температуры теплоносителя и температуры стенки твэла по высоте каждой ТВС рассчитываются в приближении одномерного плоского канала. При этом температура теплоносителя на входе в активную зону, давление в объеме активной зоны и перепад давления на активной зоне задаются постоянными. Определяются температура стенки твэла, температура начала поверхностного кипения и запас до поверхностного кипения для самого напряженного высотного участка ТВС активной зоны.

Запас до начала поверхностного кипения рассчитывается как разность температур начала поверхностного кипения и стенки твэла.

Коэффициент запаса до начала поверхностного кипения определяется как отношение плотности теплового потока, при которой наступает поверхностное кипение, к максимальной плотности теплового потока для рассматриваемого состояния активной зоны.

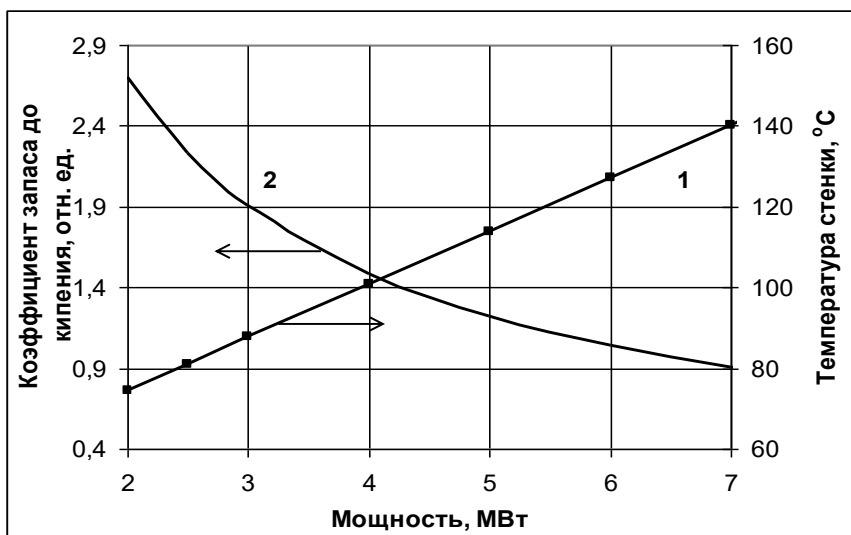
Для загрузки активной зоны из 16 ТВС ИРТ-3М на 02.10.07 г. (рисунок 3.3) при мощности 2,5 МВт, температуре воды на входе в активную зону 45 °С, статическом давлении в ТВС 1,59 кг/см² и перепаде давления на активной зоне 900 мм.вод.ст. получены характеристики, приведенные в таблице 3.5.

На рисунке 3.5 представлены зависимости основных теплофизических характеристик рассматриваемой загрузки от мощности при фиксированных температуре воды на входе в активную зону, расходе через активную зону и статическом давлении в ТВС. Допустимая мощность имеет значение 4,0 МВт, при котором достигается максимально допустимая температура стенки твэла (100 °С).

Т а б л и ц а 3.5

Характеристика в максимально напряженной области	Значение при 2,5 МВт	Допусти- мое значение
Плотность теплового потока q , МВт/м ²	0,28	1,2
Температура стенки твэла T_c , °С	81	100
Температура начала поверхностного кипения T_K , °С	126	-
Запас до начала поверхностного кипения $\Delta T_{\text{кип}} = T_K - T_c$, °С	45	0
Коэффициент запаса до начала поверх- ностного кипения	2,1	1,4

Как видно из приведенных результатов, максимальная плотность теплового потока в активной зоне, максимальная температура стенки твэла и запас до поверхностного кипения при работе на номинальной мощности 2,5 МВт имеют большие запасы по отношению к установленным пределам.



- 1 – температура стенки твэла $T_{\text{ст}}$, °С;
 2 – коэффициент запаса до кипения $K_{\text{кип}}$.

Рисунок 3.5

3.4 Система первого контура

Система первого контура состоит из следующих систем:

- охлаждения бассейна реактора (1-й контур);
- охлаждения активной зоны;
- заполнения;
- дренирования;
- очистки теплоносителя.

В состав 1-го контура входят:

- трубопровод 1-го контура;
- четыре циркуляционных насоса ЭЦН-3/І-ІІ;
- два теплообменных аппарата;
- запорная арматура.

Оборудование и трубопроводы 1-го контура реактора отнесены в группу С (3-й класс безопасности), поскольку их повреждения не являются исходными событиями, приводящими к повреждению ТВЭЛов в пределах, установленных для проектных аварий, при проектном функционировании систем безопасности с учетом нормируемого для проектных аварий количества отказов в них.

Назначение **трубопровода 1-го контура**:

- организация движения теплоносителя для его охлаждения и обеспечение работы водоструйного насоса (**эжектора**) с целью отвода тепла от воды бассейна реактора;
- предотвращение потерь теплоносителя сверх установленных пределов.

Трубопровод 1-го контура изготовлен из стальных труб (12Х18Н10Т) и труб из алюминиевого сплава марки АД1.

Трубопровод, оборудование и арматура 1-го контура работают в среде химически очищенной воды по ОСТ95.10134-91 без механических примесей. Нейтронное облучение, приводящее к охрупчиванию материала, отсутствует. Максимальная рабочая температура – не выше 45°С. Темп нагрева (охлаждения) – не выше 10 °С/ч.

Трубопровод 1-го контура оснащен воздушниками, которые являются пассивными элементами безопасности и предназначены для разрыва тока воды из бассейна реактора и предотвращения потерь теплоносителя сверх установленных пределов при течах в системе 1-го контура. Воздушники размещены в верхних точках напорного и всасывающего трубопроводов в бассейне реактора. Конструкция воздушников исключает возможность их перекрытия случайно попавшими в бассейн посторонними предметами. При раз-

рушении оборудования и трубопроводов, находящихся за пределами бассейна реактора, активная зона реактора будет находиться под слоем воды не менее 3,5 м (уровень расположения воздушников) и ее охлаждение будет обеспечено за счет естественной циркуляции. При этом закипание воды (как показывают расчеты) исключено, т.к. мощность ИРТ МИФИ невелика. Поэтому какого-либо повреждения тепловыделяющих элементов не произойдет.

Воздушники трубопроводов в бассейне реактора резервируются системой аварийного заполнения с сигнализацией аварийного снижения уровня воды на пульте управления реактором и посту охраны.

Назначение **циркуляционных насосов** 1-го контура - осуществление циркуляции теплоносителя в системе 1-го контура охлаждения.

Циркуляционные насосы 1-го контура ЭЦН-3/І-ІІ имеют следующие технические характеристики:

- производительность – 50 м³/ч;
- полный напор – 0,5 МПа;
- мощность электродвигателя – 14 кВт.

Число одновременно работающих насосов определяется мощностью, выделяющейся в активной зоне, согласно "Инструкции по эксплуатации ИРТ МИФИ № 609Ц.00.96-І-03".

Насосы подключены параллельно, и каждый насос имеет на всасывающей стороне запорную задвижку, а на напоре – обратный клапан и запорную задвижку. Насосы 1-го контура могут управляться дистанционно с пульта управления и с местного пульта в помещении 1-го контура. Выбор режима управления осуществляется с местного пульта.

Назначение **теплообменных аппаратов** - передача тепла от 1-го контура охлаждения во 2-й. На ИРТ МИФИ имеется два теплообменных аппарата, включаемых параллельно или последовательно. Они установлены в помещении насосной 1-го контура в специальных шахтах. Теплообменники – вертикальные, кожухотрубчатые, четырехходовые с продольным омыванием трубок. Площадь теплообмена – 180 м². Материал теплообменных аппаратов – нержавеющая сталь, диаметры труб: внутренний – 22 мм, внешний – 25 мм. Теплоноситель 1-го контура движется по межтрубному пространству.

Рабочее давление: в корпусе – 0,49 МПа,
в трубной части – до 0,49 МПа.

При работе реактора на мощности давление теплоносителя 1-го контура в теплообменнике ниже давления теплоносителя 2-го контура. В состоянии остановленных контуров охлаждения теплоноситель 1-го контура в трубопроводе и теплообменниках находится под действием гидростатического давления до 0,1 МПа (в нижней части теплообменников), в связи с чем производится отсечение теплообменников запорной арматурой со стороны 1-го и 2-го контуров охлаждения.

Запорная арматура 1-го контура предназначена для отсечения участков трубопровода и оборудования, в том числе при возникновении в них течей. Максимальное рабочее давление для арматуры $P_y = 1,6$ МПа.

Запорная арматура:

- задвижки КЗЛ-100-16, Ду = 100, из стали Х5Т-Л;
- вентили 15нж65бк, Ду = 100, из стали 1Х18Н9Т;
- задвижки КЗЛ-150-16, Ду = 150, из стали Х5Т-Л;
- обратные клапаны 19нж17бк, Ду = 100, из стали 1Х18Н9Т.

Система охлаждения активной зоны (рисунок 3.6) состоит из следующих основных узлов: бассейн реактора, эжектор, корпус активной зоны.

В верхней части бассейна вварены напорный и всасывающий трубопроводы 1-го контура, изготовленные из алюминиевых труб диаметром 150 мм. На выходе из бассейна, под съемным бетонным блоком, оба трубопровода заканчиваются фланцами для переходного соединения с трубопроводом 1-го контура.

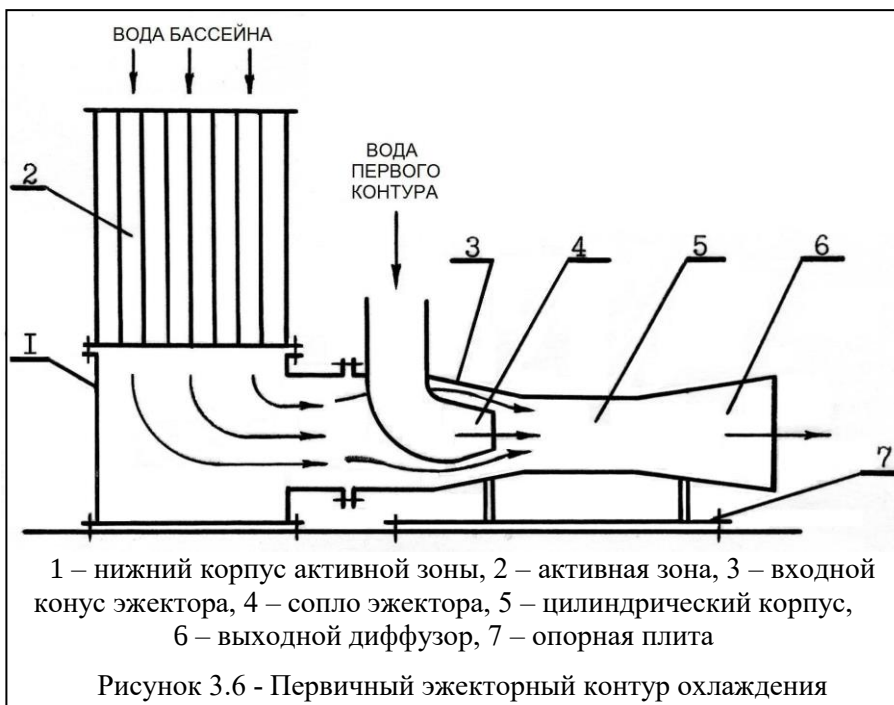
Внутри бассейна напорный трубопровод опускается вертикально до отметки +300 мм и по периферии бассейна подводится в эжектор, где переходит в сопло эжектора. Всасывающий трубопровод заканчивается на высоте 4000 мм от дна бассейна. Для визуального наблюдения за уровнем теплоносителя в бассейне верхняя его часть имеет настил из органического стекла.

Охлаждение тепловыделяющих сборок, блоков отражателя и других устройств, размещенных в активной зоне, производится химически обессоленной водой, прокачиваемой сверху вниз за счет перепада давления, создаваемого **эжектором**.

Применение эжектора в циркуляционном контуре обеспечивает расход теплоносителя через активную зону в три раза больший, чем создаваемый циркуляционными насосами 1-го контура, за счет подсоса воды непосредственно из бассейна реактора. Это позволяет

сократить количество насосов, диаметры трубопроводов и размеры арматуры 1-го контура.

Эжектор состоит из двух основных частей – корпуса 5 и сопла 4. Корпус эжектора представляет собой трубу диаметром 250 мм, имеющую с обеих сторон конусные раструбы 3 и 6. Одним из них эжектор присоединяется к нижнему корпусу активной зоны, в этот же раструб входит сопло с диаметром выходного отверстия 68 мм. Через другой раструб (диффузор) вода выбрасывается в бассейн реактора. Все детали эжектора выполнены из алюминиевых сплавов.



Алюминиевая облицовка бетонного массива биологической защиты, в которой расположен бассейн и головка тепловой колонны, предотвращает контакт теплоносителя и материала массива.

По высоте облицовка бассейна состоит из четырех отдельных секций из листового алюминия толщиной 6 мм, сваренных при монтаже. Днище выполнено из алюминиевого листа толщиной 10 мм. На дне бассейна закреплен корпус активной зоны и эжектор. Облицовка окружена биологической защитой из железобетонной

смеси. Облицовка бассейна не воспринимает механические нагрузки. Несущей конструкцией является железобетон массива защиты, имеющий минимальную толщину 1,8 м. Облицовка бассейна и другие внутрибассейновые устройства работают в среде химически обессоленной воды, соответствующей ОСТ-95.10134-91.

В биологическую защиту заложены пятисекционные защитные шиберы горизонтальных экспериментальных каналов (ГЭК) и корпус тепловой колонны. Головка тепловой колонны облицована листовым алюминием толщиной 6 мм. Восемь ГЭК выполнены из трубы 110×5 мм с приваренным доньшком толщиной 6 мм, ГЭК диаметром 150 мм – из трубы 150×5 мм. Материал труб и доньшек ГЭК – алюминиевый сплав. Каналы работают в среде обессоленной воды с наружной стороны и воздуха, поступающего из физзала, с внутренней стороны.

Во время летних планово-профилактических работ облицовка и доньшки ГЭК подвергаются визуальному осмотру и контролю толщины методами ультразвуковой дефектоскопии.

Система заполнения имеет в своем составе:

- два бака подпитки обессоленной водой емкостью 5 м³ и 0,5 м³;
- трубопровод подпиточной воды;
- запорную арматуру.

Химически обессоленная вода на заполнение бассейна реактора и трубопроводов 1-го контура подается со станции спецводоочистки в подпиточный бак емкостью 0,5 м³, находящийся в помещении 2-го контура, или в подпиточный бак емкостью 5 м³, расположенный в физическом зале на площадке 3-го этажа. Из подпиточного бака на 5 м³ вода может быть подана самотеком во всасывающий трубопровод 1-го контура или в шахту-хранилище.

При заполнении трубопроводов 1-го контура производится воздухоудаление через штуцеры на напорном и всасывающем трубопроводах в их верхних точках в бассейне реактора и через воздушник напорного трубопровода.

Система аварийного заполнения предназначена для восполнения аварийных потерь теплоносителя из бассейна реактора.

В состав системы входят:

- бак резерва воды емкостью 5 м³ (подпиточный бак на 5 м³);
- линия аварийного заполнения водой 2-го контура с запасом воды до 60 м³;

- линия аварийного заполнения от противопожарно-технического водопровода производительностью до $90 \text{ м}^3/\text{ч}$;
- резервуары станции спецводоочистки емкостью до 200 м^3 с возможностью подачи до $25 \text{ м}^3/\text{сут}$.

Подача воды из бака на 5 м^3 осуществляется самотеком при открывании двух вентилей.

Подача воды из линии аварийного заполнения водой 2-го контура требует запуска одного из насосов 2-го контура и открытия вентилей подачи воды в линию заполнения.

Подача воды в линию аварийного заполнения из противопожарно-технического водопровода обеспечивается открытием вентилей.

Контроль давления воды в противопожарно-техническом водопроводе (до $0,22 \text{ МПа}$) осуществляется манометром на вводе водопровода в здание.

Из линии аварийного заполнения вода может поступать либо непосредственно в бассейн реактора, либо через спринклерное устройство над активной зоной.

Система очистки теплоносителя предназначена для очистки воды 1-го контура, удаления из нее примесей, способствующих эрозии и коррозии поверхностей оборудования и трубопроводов, а также снижения ее активности.

Система очистки теплоносителя имеет в своем составе две группы ионообменных фильтров (рабочую и резервную). Каждая группа состоит из двух ионообменных фильтров (катионит – КУ-2, анионит – АВ-17) и одного механического фильтра (с тканью Бельтинга).

Фильтры установлены в кессонах в помещении насосной 1-го контура. Вода в фильтры подается из напорного трубопровода (до или после теплообменников) и возвращается или во всасывающий участок трубопровода 1-го контура, или через линию аварийного заполнения в бассейн реактора. Предусмотрено раздельное и параллельное включение групп фильтров, а также частичное или полное отключение анионитового фильтра. Расход воды через фильтры составляет около $1,5\%$ от расхода в 1-м контуре ($2\div 3 \text{ м}^3/\text{ч}$).

Система дренирования теплоносителя из бассейна реактора предназначена для слива воды из бассейна реактора в систему спецканализации.

Система дренирования содержит: приемную воронку, вваренную в днище облицовки бассейна, трубу из алюминиевого сплава

50×5 мм и два включенных последовательно сливных вентиля, соединенных с коллектором спецканализации. Труба с толщиной стенки 5 мм, длиной 4 м проходит через бетонный массив биологической защиты и на 0,25 м выступает в приямок сливных вентилей. Два вентиля марки 15нж65бк Ду = 50 мм, Ру = 1,6 МПа, выполненные из нержавеющей стали, оснащены запорным устройством, предотвращающим несанкционированное открытие вентилей. Ключ запорного устройства хранится на пульте управления реактором.

3.5 Система второго контура

Система 2-го контура предназначена для передачи тепла от теплообменных аппаратов атмосферному воздуху, а также для обеспечения аварийного заполнения бассейна реактора технической водой. В систему 2-го контура входят оборудование 2-го контура (насосы, трубопровод, запорная арматура, теплообменники) и две двухсекционные градирни (рисунок 3.7 – секция градирни).

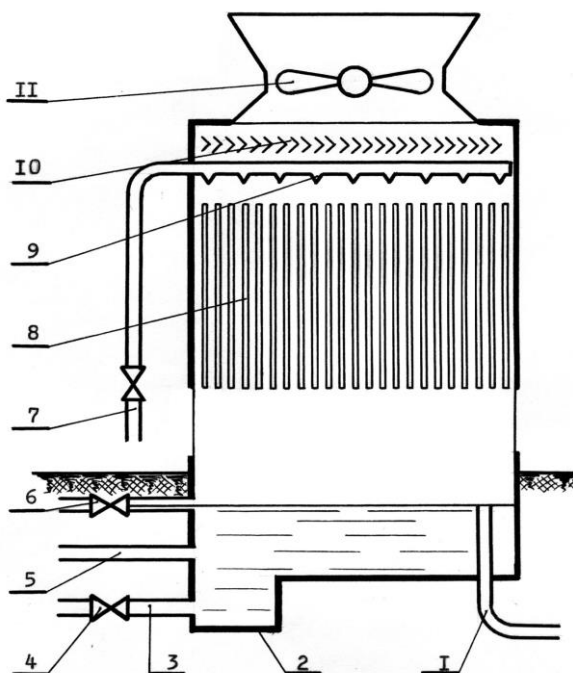


Рисунок 3.7 - Секция градирни

Принудительная циркуляция воды 2-го контура осуществляется с помощью двух параллельно включенных насосов 6НДВ (один – в работе, один – в резерве), производительностью $250\div 300 \text{ м}^3/\text{ч}$ и полным напором – 0,5 МПа каждый.

Теплоноситель 2-го контура – техническая вода – при прохождении через теплообменники нагревается за счет передачи тепла от теплоносителя 1-го контура. Нагретая вода 2-го контура по напорному трубопроводу 7 поступает в верхнюю часть градирни и разбрызгивается через сопла 9. Далее вода попадает на объёмную решетку 8, заполняющую верхнюю часть градирни, и стекает по ней в виде тонкой пленки. Навстречу потоку воды движется поток воздуха, происходит теплообмен между ними. Для интенсификации теплообмена на каждой секции градирни установлены вентиляторы 11, увеличивающие скорость движения воздуха через решетку. Для уменьшения уноса влаги уходящим из градирни воздухом над разбрызгивающими соплами установлена водоотборная решетка 10. После решётки вода попадает в бассейн градирни 2. Из бассейна по всасывающему трубопроводу 5 вода забирается циркуляционными насосами 2-го контура и подаётся в теплообменники.

Водосборный бассейн градирни емкостью около 50 м^3 оснащен системами заполнения 6 и дренирования 1, 3, 4.

Подпитка 2-го контура осуществляется с целью восполнения потерь теплоносителя вследствие уноса влаги в атмосферу на градирнях из противопожарно-технического и хозяйственного водопровода. Качество воды соответствует требованиям для воды второго контура. Потери теплоносителя составляют не более $3 \text{ м}^3/\text{ч}$. Восполнение потерь теплоносителя может осуществляться вручную и автоматически с использованием клапана с поплавковым приводом. Контроль состояния бассейна и уровня воды в бассейне градирни осуществляется сменным персоналом.

3.6 Система управления и защиты

Система управления и защиты с оптимальным регулятором (система УЗОР) предназначена для обеспечения безопасной эксплуатации реактора ИРТ МИФИ.

3.6.1 Основные технические данные

Система УЗОР имеет следующие характеристики:

- диапазон контроля мощности от $6 \cdot 10^{-4}$ до $3 \cdot 10^6$ Вт (от $1,2 \cdot 10^{-8}$ до 120% номинала);
- диапазон контроля приведенной скорости изменения мощности от $-0,1$ до $+0,1$ с $^{-1}$;
- диапазон уставок защиты по мощности (N_3) от 10^2 до $3 \cdot 10^6$ Вт;
- диапазон защиты по скорости от 1 до $3 \cdot 10^6$ Вт;
- уставка защиты по мощности 1,2 N_3 ;
- уставка защиты по скорости 0,1 с $^{-1}$ (период 10 с);
- диапазон работы системы автопуска и регулирования мощности:
 - в режиме пуска от 1 до $2,5 \cdot 10^6$ Вт;
 - в режиме стабилизации от 5 до $2,5 \cdot 10^6$ Вт;
- диапазон контроля погружения рабочих органов СУЗ в активную зону от 0 до 800 мм.

3.6.2 Состав системы УЗОР

В состав системы входят:

- четыре универсальных канала "МИРАЖ" с ионизационными камерами (блоки защиты (БЗ) – три, автоматический регулятор (АР) – один);
- блок контроля системы охлаждения (БКСО);
- три сервопривода аварийной защиты (СПАЗ);
- блок управления аварийной защитой (БУАЗ);
- сервоприводы автоматического регулирования (СПАР) – один и компенсации реактивности (СПКО) – три;
- указатели положения стержней АР и КС (УПЦ);
- блок управления сервоприводами АР и КС (БУСП);
- блок сигнализации (БС);
- приборы контроля и записи уровня мощности;
- кнопки и ключи оперативного управления и защиты;
- блоки питания БП и блоки резервного питания (БРП);
- блок дополнительных функций (БДФ).

3.6.3 Устройство и работа системы УЗОР

Структурная схема системы УЗОР приведена на рисунке 3.8. Устройства системы УЗОР выполняют в ее составе **следующие функции:**

- 1) контроль физической мощности и скорости ее изменения;
- 2) контроль положения стержней АР и КС;
- 3) аварийная защита (в т.ч. контроль положения стержней АЗ);
- 4) автоматический пуск и регулирование мощности;
- 5) ручное управление мощностью;
- 6) предаварийная защита;
- 7) сигнализация превышений и отклонений от режима;
- 8) звуковой контроль нейтронного потока.

Кроме того, предусмотрены **блокировки:**

- разрешение взвода стержней АЗ только при полностью опущенных стержнях АР и КС;
- разрешение извлечения стержней АР и КС только при взведенных стержнях АЗ;
- обеспечение ускоренного опускания стержней АР и КС при срабатываниях аварийной защиты.

Контроль физической мощности и скорости ее изменения обеспечивается аппаратурой "МИРАЖ" и осуществляется в единицах тока ионизационной камеры (А), однозначно связанного с мощностью в стационарном режиме работы.

Канал "МИРАЖ" осуществляет:

- преобразование плотности потока нейтронов и приведенной скорости ее изменения в соответствующие выходные напряжения;
- выдачу предупредительных и аварийных сигналов относительно отклонения плотности потока нейтронов от заданного значения;
- выдачу предупредительных и аварийных сигналов превышения уставок по приведенной скорости изменения плотности потока нейтронов;
- выдачу сигнала об отказе блоков канала;
- выдачу сигнала автоматического управления плотностью потока нейтронов и приведенной скоростью ее изменения;
- питание детектора нейтронов - ионизационной камеры.

СТРУКТУРНАЯ СХЕМА СИСТЕМЫ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ

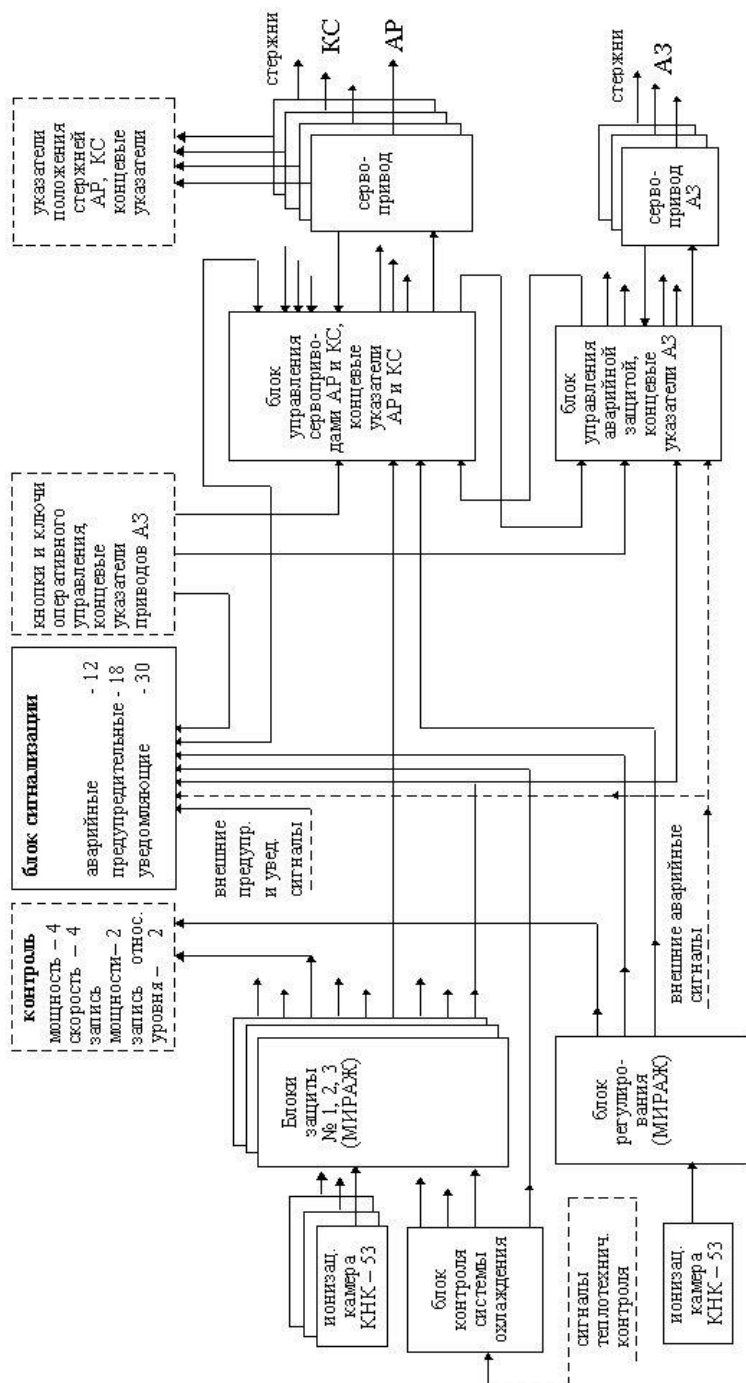


Рисунок 3.8

Канал "МИРАЖ" предоставляет возможность:

- корректировать уставку на величину плотности потока нейтронов внешними электрическими сигналами;
- организовать в системе управления и защиты непрерывную проверку работоспособности ряда устройств канала, срабатывания пороговых элементов и состояния линий связи в исполнительных цепях СУЗ;
- осуществить безобрывный переход на резервный источник питания.

Мощность, потребляемая каналом "МИРАЖ", не превышает 30 ВА. Время прогрева канала не превышает 30 мин.

Контроль положения стержней АР и КС производится с помощью приборов УПЦ (указатель положения цифровой) в паре с сельсинами-датчиками, установленными в сервоприводах АР и КС.

Прибор УПЦ обеспечивает:

- контроль положения стержня в диапазоне от 0 до 800 мм с трехразрядной цифровой индикацией;
- дублирование результата на стрелочном (аналоговом) индикаторе;
- работу преобразовательной и аналоговой (с индикатором) частей от резервного источника питания +9,8 В;
- индикацию верхнего и нижнего положения стержня, работающую от концевых выключателей;
- индикацию направления перемещения стержня.

Индикаторы нижнего и верхнего положения стержней АР и КС обеспечены резервированным питанием +9,8 В.

Аварийная защита в системе УЗОР состоит из трех независимых каналов. Блок-схема аварийной защиты показана на рисунке 3.9. На входы каждой из трех пар блоков логики поступают аварийные сигналы от трех блоков защиты "МИРАЖ". Каждый канал аварийной защиты содержит свой сервопривод АЗ.

Аварийная защита осуществляется путем сброса стержней АЗ под действием собственного веса за счет обесточивания муфт сцепления в сервоприводах АЗ.

При появлении аварийного сигнала стержни АЗ сбрасываются из любого состояния, кроме нижнего. Начавшееся защитное действие доводится до конца.

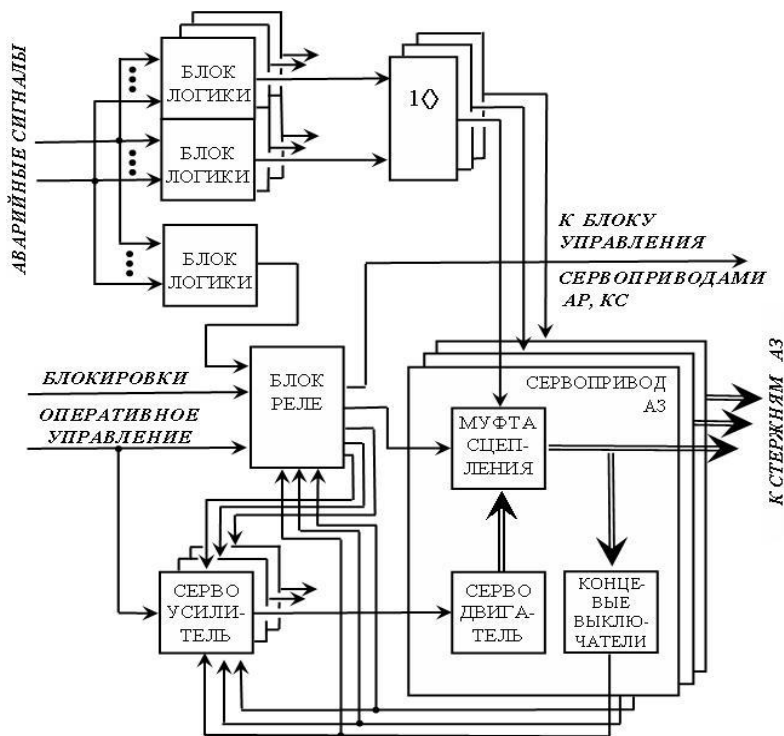


Рисунок 3.9

Аварийная защита автоматически срабатывает при:

- достижении аварийной уставки по мощности;
- достижении аварийной уставки по приведенной скорости увеличения мощности ($0,1 \text{ с}^{-1}$, или период 10 с);
- неисправности или нерабочем состоянии любых двух (из трех) блоков защиты;

- исчезновении питания 220-380 В, 50 Гц;

- длительном отказе спецвентиляции;

- исчезновении резервных питаний +24 В, +9 В;

- длительном превышении радиационных пределов;

- снижении уровня теплоносителя ниже 680 см (50 см от перелива).

Аварийная защита срабатывает при нажатии кнопок АЗ.

Аварийные уставки по мощности формируются автоматическим выбором наименьшей из задаваемых оператором и вырабатываемых

БКСО на основе измерения температуры теплоносителя в бассейне реактора и перепада давления на активной зоне.

Алгоритм формирования уставок БКСО определяется квадратичной зависимостью расхода теплоносителя от перепада давления на активной зоне. Положение кривых на плоскости [**перепад давления, мощность**] зависит от конфигурации активной зоны, вычисляется в процессе физрасчета и устанавливается переключателем на лицевой панели БКСО. По сигналу "Перепад давления на активной зоне" предусмотрено тройное резервирование.

Защита по сигналам: "Превышение мощности", "Превышение скорости", "Неисправность блоков защиты" организована с логикой работы "2 из 3-х". При прохождении одного сигнала "Отказ блока защиты" логика работы автоматически преобразуется в "любой из 2-х исправных". Одновременно запрещается перемещение стержней АР и КС в сторону увеличения реактивности.

Взвод стержней аварийной защиты разрешается схемой БУАЗ при:

- отсутствии аварийных сигналов;
- отсутствии предупредительных сигналов каналов "МИРАЖ";
- нахождении стержней АЗ, АР и КС в исходном (крайнем нижнем) положении;
- наличии сигнала готовности указателей положения стержней;
- наличии сигнала готовности блока сигнализации;
- отсутствии сигналов об отказе блоков защиты;
- деблокированной сигнализации каналов "МИРАЖ".

Взвод стержней аварийной защиты осуществляется последовательным нажатием кнопок "Деблокировка защиты" и "Взвод защиты". Кнопку "Взвод защиты" в процессе взвода необходимо удерживать в нажатом состоянии. При отпускании кнопки "Взвод защиты" перемещение стержней прекращается. Стержни извлекаются по одному в порядке нарастания номера.

Автоматический пуск и регулирование мощности реактора обеспечивается оптимальным регулятором, состоящим из канала "МИРАЖ", работающего в токовом режиме, сервоусилителя (в составе БУСП), сервопривода и стержня АР.

Переход с одного стационарного уровня мощности на другой происходит (автоматически) по закону

$$N(t) = N_0 \exp t/T, \text{ при } N_0 < N < N_z,$$

где T - заданный период увеличения мощности.

Перерегулирование по мощности отсутствует. Регулирование приведенной скорости (периода) осуществляется в диапазоне изменения мощности от $6 \cdot 10^{-2}$ до $6 \cdot 10^6$ Вт. Рабочий период увеличения мощности равен 50 с.

Уставка на заданный уровень мощности лежит в диапазоне от 5 до $2,5 \cdot 10^6$ Вт. Диапазон перемещения стержня АР в системе регулирования – от 80%-го до 20%-го погружения в активную зону.

Поскольку диапазон работы канала "МИРАЖ" в токовом режиме ограничен семью порядками изменения мощности, то управление приведенной скоростью (периодом) при $N < 0,6$ Вт осуществляется за счет схемы, вырабатывающей отрицательное (уменьшающее реактивность) управление при наличии двух отрицательных сигналов с выходов БЗ.

Работа канала АР разрешается после взвода стержней АЗ. При появлении сигнала "Отказ" прибора "МИРАЖ" канала АР автоматическое управление отключается. При срабатывании аварийной защиты стержень АР опускается вниз независимо от сигнала регулятора.

Для обеспечения режима **автоматической компенсации** эффектов реактивности, связанных с отравлением и выгоранием топлива, в системе УЗОР организовано управление перемещением стержней КС-1,2,3 от сигналов путевых выключателей сервопривода АР. Перемещение стержня КС вверх включается при достижении стержнем АР 20%-го погружения в активную зону (вниз – 80%-го) и отключается при достижении 50%-го погружения.

Выбор перемещаемого стержня КС осуществляется по сигналам от концевых выключателей КС в соответствии с логикой:

перемещение вверх - стержень КС с наименьшим номером из числа извлеченных не до верхнего концевого выключателя;

перемещение вниз - стержень КС с наибольшим номером из числа опущенных не до нижнего концевого выключателя.

Скорости перемещения стержней выбираются таким образом, что при рабочем периоде 50 с (скорость $0,02 \text{ с}^{-1}$) максимальная скорость изменения реактивности в тракте АР равна $0,03 \beta_{\text{эф}}/\text{с}$, скорость изменения реактивности стержнями КС равна $0,02 \beta_{\text{эф}}/\text{с}$.

Автоматический пуск реактора из заглушенного состояния обеспечивается автоматическим регулятором с использованием цепей автоматической компенсации. Диаграммы пуска реактора показаны на рисунке 3.10.

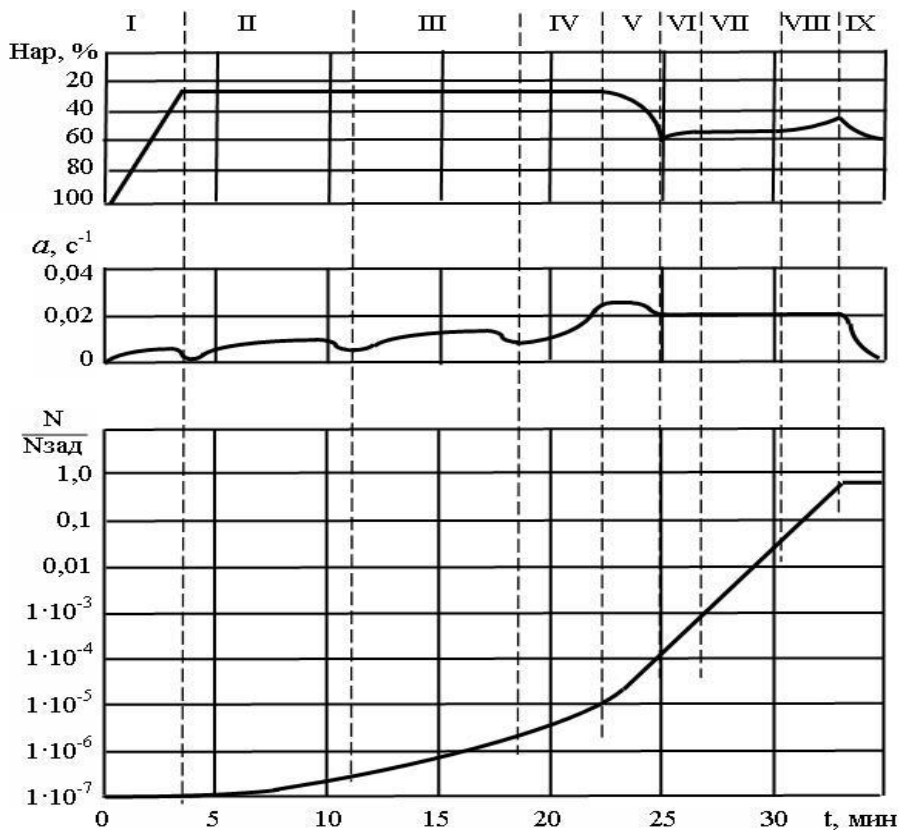


Рисунок 3.10

Процесс автопуска состоит из следующих участков:

- I – извлечение стержня АР до 20% погружения в активную зону;
- II – полное извлечение группы стержней КС-1 из активной зоны;
- III – полное извлечение группы стержней КС-2 из активной зоны;
- IV – извлечение группы стержней КС-3 до момента достижения заданной скорости изменения мощности реактора;

V – погружение стержня АР в режиме стабилизации заданной скорости изменения мощности реактора при продолжающемся извлечении группы стержней КС-3;

VI – стабилизация заданной скорости изменения мощности реактора после прекращения извлечения группы стержней КС-3;

VII – увеличение мощности реактора с асимптотическим периодом;

VIII – стабилизация заданной скорости изменения мощности реактора в условиях влияния мощностного эффекта реактивности;

IX – стабилизация мощности на уровне 80% от номинальной.

Дальнейшее увеличение мощности до номинального уровня осуществляется оператором путем постепенного увеличения задания на мощность в канале автоматического регулирования.

Процесс **автопуска** характеризуется плавным выходом реактора на заданное значение приведенной скорости увеличения мощности. При этом реактивность плавно увеличивается до асимптотического значения, связанного с величиной приведенной скорости соотношением "обратных часов". Мощность продолжает расти с заданной скоростью до заданного уровня, по достижении которого изменение мощности прекращается без перерегулирования и система плавно переходит в режим стабилизации мощности. Подробнее процессы и система управления мощностью описаны в Приложении А.

Ручное (дистанционное) управление мощностью производится стержнями АР (в режиме "Ручное") и КС-1,2,3. В системе УЗОР предусмотрены следующие органы ручного управления:

- ключ режима работ "Автомат-ручной";
- тумблер отключения автоматической компенсации (коррекции);
- тумблеры запрещения перемещения стержней;
- ключи управления перемещением стержней вверх-вниз.

Извлечение стержней по сигналам от ключей управления разрешается только при взведенных стержнях аварийной защиты. При попытке подачи сигнала на извлечение сразу двух или более групп стержней КС извлечение последних прекращается вовсе. В системе обеспечено **шаговое перемещение** стержней АР и КС в ручном режиме. Время шага задается индивидуально для каждой группы стержней с помощью настроек, содержащихся в сервоусилителях блока управления сервоприводами.

При появлении аварийного сигнала стержни АР и КС опускаются с повышенной скоростью до нижнего положения при любых положениях ключей управления ими.

В качестве **предварительного защитного действия** в системе УЗОР предусмотрены:

- в режиме ручного управления – запрет на извлечение стержней АР и КС;

- в режиме автоматического управления – опускание стержня АР по сигналам блоков защиты с одновременным запретом извлечения стержней КС.

Извлечение стержней АР и КС запрещается по сигналам:

- превышение номинальной уставки защиты по мощности или/и номинальной уставки приведенной скорости увеличения мощности;
- превышение предупредительной уставки защиты по мощности (два из трех);
- превышение предупредительной уставки защиты по скорости (два из трех);
- отказ любого из блоков защиты;
- отсутствие сигнала готовности указателей положения стержней;
- неготовое состояние блока сигнализации.

В режиме автоматического регулирования дополнительно к перечисленным запретам осуществляется опускание стержня АР по сигналам превышения номинальных уставок блоков защиты. Логика этого действия состоит в следующем. Если превышены номинальные уставки на мощность или приведенную скорость одного из БЗ, то стержень АР неподвижен или движется вниз. Если превышены номинальные уставки двух или трех БЗ, то стержень АР движется вниз независимо от сигнала регулятора. Это же взаимодействие обеспечивает расширение диапазона управления приведенной скоростью (периодом) до 8 порядков по сравнению с 6-ю порядками канала "МИРАЖ" в токовом режиме.

Сигнализация превышений и отклонений от режима осуществляется подсистемой сигнализации системы УЗОР, содержащей аварийные (АС), предупредительные (ПС), уведомляющие (УС) и указательные сигналы.

Указательные сигналы представляют собой индикаторные лампы и светодиоды на приборах СУЗ, системы теплотехнического контроля, ключах управления оборудованием и т.п.

Группа уведомляющих сигналов введена для информирования оперативного персонала о протекании технологических процессов, не связанных непосредственно с функционированием реактора (например, заполнение резервуаров спецстоков).

Группы аварийных, предупредительных и уведомляющих сигналов обеспечены **звуковой и световой индикацией**.

Световые сигналы выполнены в виде семисегментных индикаторов, расположенных рядом с наименованием сигнала. При прохож-

дении сигнала звучит соответствующее звуковое извещение (свое для каждой группы сигналов), а на индикаторе рядом с наименованием сигнала высвечивается цифра – номер этого сигнала в общей очереди поступления. Звуковое сообщение отключается кнопкой "Съем звука". При деблокировке сигнализации индикаторы снятых сигналов гаснут, на индикаторах, оставшихся не снятыми, высвечивается цифра 0.

Максимальное количество аварийных сигналов – 12, предупредительных – 18, уведомляющих – 30, указательных – не ограничивается. С целью формирования логики "или", "2 из 3-х" на входах БС, а также для оперативного выявления ложных или ошибочных срабатываний блоков защиты в составе системы сигнализации предусмотрен блок сигнальной логики (БСЛ). На входы БСЛ подаются все логические сигналы с выходов блоков защиты.

Суммарная потребляемая мощность электропитания системы УЗОР не превышает 500 В·А, напряжение питающей цепи 220 В, частота 50 Гц. В состав блока питания БП-1 входят три трансформатора с выпрямительными диодами и фильтрующими конденсаторами. Блок питания позволяет получить напряжения плюс 24 В, минус 24 В и плюс 9 В при токе нагрузки до 8 А и 12 А, соответственно.

Блоки резервного питания содержат герметичные щелочные аккумуляторы, а также цепи коммутации и контроля состояния аккумуляторной батареи, позволяющие избежать ее глубокого разряда и разрушения. Емкость каждого блока составляет 11 А·ч. Аккумуляторные батареи подключаются к нагрузке при 20%-м понижении напряжения основного блока питания. При снижении напряжения батареи на 25% от номинального происходит автоматическое отключение ее от нагрузки. При номинальном токе разряда 2,5 А отключение батареи произойдет после того, как будет израсходовано около 90% емкости.

По своим параметрам система УЗОР соответствует требованиям Общих положений обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок НП-033-11, Правил ядерной безопасности исследовательских реакторов НП-009-04, а также соответствующих стандартов.

3.7 Система теплотехнического контроля

Система теплотехнического контроля (СТК) ИРТ МИФИ предназначена для измерения теплотехнических параметров (расход, давление, разрежение, уровень, температура, удельная электропроводность) с выдачей сигналов на показывающие приборы, в блок контроля системы охлаждения (БКСО), в схемы аварийной, предупредительной и уведомляющей сигнализации системы УЗОР.

В состав системы теплотехнического контроля входят группы контроля: давления, перепада давления, температуры, уровня, расхода, разрежения, качества теплоносителя 1-го контура, а также приборы записи технологических параметров.

Давление измеряется на напорных трубопроводах насосов 1-го и 2-го контура; на напорных трубопроводах 1-го и 2-го контура; на входе и выходе фильтров 1-го контура, перед механическими фильтрами 1-ой и 2-ой групп.

Перепад давления измеряется между точкой бассейна на уровне верхнего фланца корпуса активной зоны и выходом из активной зоны в её нижнем корпусе.

Температура воды измеряется в следующих точках: в бассейне реактора на отметке 6,8 м по высоте; на уровне верхнего фланца корпуса активной зоны (вход в активную зону); на выходе из активной зоны в её нижнем корпусе; разность температуры активной зоны; до и после теплообменников по 1-му контуру; разность температуры между входом и выходом теплообменников по 1-му контуру; до и после теплообменников по 2-му контуру.

Уровень воды измеряется и контролируется в бассейне реактора; в кессонах теплообменников и фильтров 1-го контура; в подпиточном баке на 5 м³; в шахте-хранилище ОТВС; в резервуарах спецстоков.

Расход измеряется в напорных трубопроводах 1-го и 2-го контуров; через фильтры 1-го контура; в вентиляционной трубе спецвентиляции (поз. 21).

Разрежение в системе спецвентиляции измеряется после и до фильтров-поглотителей; после и до фильтров-поглотителей Петрянова; в коллекторе шиберов; в пространстве над зеркалом воды в бассейне реактора.

Перечень аварийных, предупредительных и уведомляющих сигналов, поступающих в систему сигнализации от СТК, приведен в таблице 3.6.

Т а б л и ц а 3.6

Наименование сигнала	Вид сигнала	Датчик и комплект измерительного прибора
Отказ системы В-1	АС	Вставка-сопло В-2, измерительный преобразователь ДМ-ЭР1
Уровень воды в бассейне реактора менее 6,8 м	АС	Поплавков-геркон в бассейне реактора (2-кратный резерв)
Повышение температуры на входе в активную зону	ПС	Термометр сопротивления на входе в активную зону ТСП-310, преобразователь ПТ-ТС-68
Уменьшение расхода воздуха в спецвентиляции	ПС	Вставка-сопло В-2, измерительный преобразователь ДМ-ЭР1
Нарушение циркуляции в 1-м контуре	ПС	1) измерительная диафрагма 1-го контура, преобразователь ДМЭР-М; 2) преобразователь "Кристалл"
Уровень воды в бассейне реактора менее 6,9 м	ПС	Поплавков-геркон в бассейне реактора
Нарушение циркуляции во 2-м контуре	УС	1) измерительная диафрагма 2-го контура, преобразователь ДМЭР-М; 2) преобразователь "Кристалл"
Вода в кессонах теплообменников	УС	Поплавки-герконы
Вода в кессонах фильтров 1-го контура	УС	Поплавки-герконы
Уровень в бассейне реактора ниже уставки БКСО	УС	Преобразователь ДМЭУ-МИ
Верхний, нижний уровень в подпиточном баке	УС	Контактные сигнализаторы
Снижение уровня в шахте-хранилище	УС	Контактный сигнализатор
Верхний, средний, нижний уровень в резервуаре Р1 спецканализации	УС	Поплавки-герконы
Верхний, средний, нижний уровень в резервуаре Р2 спецканализации	УС	Поплавки-герконы

Перечень сигналов, поступающих от СТК в БКСО системы УЗОР, представлен в таблице 3.7.

Т а б л и ц а 3.7

Наименование параметра	Датчик и комплект измерительного прибора
Температура на входе в активную зону	Термометр сопротивления ТСП-310, преобразователь ПТ-ТС-68
Перепад давления на активной зоне	Преобразователь "Сапфир-22ДД" (3 шт.)
Уровень воды в бассейне реактора	Малогабаритный измерительный преобразователь ДМЭУ-МИ

3.8 Система радиационного контроля

Радиационный контроль в комплексе ИРТ МИФИ и на территории санитарно-защитной зоны проводится в соответствии с ежегодными программами, согласованными с органами Федерального медико-биологического агентства (ФМБА) Российской Федерации. Контроль проводится на основании документа "Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)".

Система радиационного контроля (СРК) предназначена для измерения:

- эквивалентной мощности дозы гамма-излучения с энергией от 0,1 до 1,25 МэВ в 25 контролируемых точках в диапазоне от $1 \cdot 10^{-3}$ до $5 \cdot 10^3$ мЗв/час;
- эквивалентной мощности дозы нейтронов с энергией от 0,025 эВ до 10 МэВ в 10 контролируемых точках в диапазоне от $1,1 \cdot 10^{-3}$ до $1,1 \cdot 10^2$ мЗв/час;
- концентрации радиоактивных газов в 13 контролируемых каналах в диапазоне от 3,7 до $3,7 \cdot 10^6$ Бк/л;
- концентрации радиоактивных долгоживущих аэрозолей в одном контролируемом канале в диапазоне от 10^{-3} до 10,0 Бк/л;
- концентрации радиоактивных паров молекулярного йода-131 в одном контролируемом канале в диапазоне от 10^{-2} до 10 Бк/л;
- концентрации радионуклидов в теплоносителе 1-го и 2-го контуров от 3,7 до $3,7 \cdot 10^9$ Бк/л;
- индивидуальной эквивалентной дозы гамма-излучения с энергией от 0,15 до 2 МэВ в диапазоне от $2 \cdot 10^{-2}$ до 10^4 мЗв;
- уровней загрязнения бета-активными веществами в диапазоне от 3 до $3 \cdot 10^5$ част./(см²·мин);

- уровнем загрязнения альфа-активными веществами в диапазоне от 0,1 до $1,0 \cdot 10^4$ част./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$),

а также для:

- аварийного дозиметрического контроля гамма-излучения при энергии гамма-квантов от 0,05 до 1,25 МэВ в диапазоне от $2 \cdot 10^{-2}$ до 10^4 мЗв и нейтронного излучения при энергии нейтронов от 0,025 до 18 МэВ в диапазоне от 0,1 до 100 мЗв;

- предупредительной световой и звуковой сигнализации о превышении контрольных уровней мощностей доз гамма- и нейтронного излучения, концентраций газовой активности;

- аварийной сигнализации по трем контролируемым каналам.

Система рассчитана на длительную непрерывную работу при соблюдении требований по техническому обслуживанию.

В системе предусмотрена дистанционная проверка работоспособности блоков детектирования и измерительного тракта от внутренних радиоактивных источников.

Блок согласования и сигнализации системы (БСС) обеспечивает:

- световую и звуковую сигнализацию о превышении установленных пороговых значений в каждом канале;

- грубую и плавную установку порогов включения сигнализации с использованием встроенного генератора;

- подключение внешних элементов сигнализации.

В системе предусмотрен вывод информации любого из контролируемых каналов на диаграммную ленту самопишущего прибора.

Непрерывный контроль концентрации радиоактивных газов дополняется периодическими измерениями радионуклидного состава в технологических средах реактора гамма-спектрометром с германиевым детектором.

Сведения о составе радиоактивных аэрозолей определяются с использованием ряда фильтров ФПА, анализом на гамма-спектрометре и обработкой на ЭВМ по специальной программе.

Контроль величины активности, выбрасываемой системой вентиляции в атмосферу, обеспечивается непрерывной регистрацией удельной активности и количества выбрасываемого воздуха.

Непрерывный контроль мощности доз гамма-излучения в здании реактора с помощью стационарных приборов дополняется периодическим контролем радиационной обстановки **переносными** приборами дозиметрического контроля: радиометрами ДКС-96, МКС-01Р, поисковым прибором СРП 68-1.

Контроль радиоактивности теплоносителя 1-го контура состоит из непрерывных измерений мощности дозы гамма-излучения и эквивалентной мощности дозы нейтронов на трубопроводе 1-го контура, а также периодического отбора проб и анализа радионуклидного состава на гамма-спектрометре с полупроводниковым детектором.

Сигнал превышения контрольного уровня мощности дозы гамма-излучения теплоносителя 1-го контура передается в систему аварийной защиты реактора.

Непрерывный радиационный контроль теплоносителя 2-го контура осуществляется с помощью детектора типа БДМГ41, установленного на участке трубопровода 2-го контура (после теплообменников).

Система контроля радиоактивных загрязнений предназначена для контроля загрязненности тела, рук, одежды и обуви персонала. В системе используются приборы типа УИМ2-2Д в комплекте с блоками детектирования бета- и альфа-излучения, а также установки радиометрические РЗБ-05Д, установленные на выходах с площадки реактора, из технологического коридора и в санпропускнике. Выход из здания контролируется радиационным и ядерным порталом. Периодический контроль загрязненности рабочих поверхностей и одежды персонала производится с помощью переносного радиометра ДКС-96.

Индивидуальный дозиметрический контроль всех лиц, работающих на реакторе, осуществляется с применением дозиметров КИД-2, ДТГ-4, ДВИ-А-01.

Аварийный дозиметрический контроль обеспечивается индивидуальными носимыми дозиметрами (ДТГ-4, ДВИ-А-01) и с помощью переносных приборов ДП-5, ДКС-96.

Наряду с индивидуальными дозиметрическими приборами на ИРТ МИФИ используются зонные аварийные дозиметры-спектрометры ДПС2-03 "Засада", позволяющие определить спектр быстрых и промежуточных нейтронов, поток тепловых нейтронов и дозу гамма-излучения. По измеренному спектру может быть восстановлена доза быстрых, промежуточных и тепловых нейтронов в точке расположения прибора.

В СРК ИРТ МИФИ входит также система аварийной сигнализации о возникновении **самопроизвольной цепной реакции (СЦР)**. Системой аварийной сигнализации о возникновении СЦР оснащены

хранилища свежего и отработавшего топлива. Система выполнена на базе сигнализатора ДРГ-1М и обеспечивает:

- звуковую аварийную сигнализацию;
- оптическую индикацию на пульте оператора;
- выходной электрический сигнал для управления внешними исполнительными устройствами.

В сигнализаторе предусмотрено автоматическое включение внешнего автономного питания емкостью до 1 А·ч при отключении сетевого напряжения. Сигнализатор срабатывает от импульсной СЦР длительностью 10^{-3} с при дозе гамма-излучения за время импульса не менее 1 мкГр. Время восстановления работоспособности – не более 5 минут после окончания воздействия гамма-излучения дозой 100 Гр. Сигнализатор обеспечивает появление аварийного звукового сигнала не менее 90 дБ на расстоянии 1 м от громкоговорителя.

3.9 Аппаратура резервного пункта управления

Для обеспечения возможности контроля состояния реактора и его остановки в случае недоступности основного пульта управления на ИРТ МИФИ имеется резервный пункт управления (РПУ).

В состав комплекта аппаратуры РПУ входят:

- кнопка "Сброс АЗ";
- блок индикации положения рабочих органов СУЗ;
- две подвески ПИК 55 с ионизационной камерой деления и гамма-чувствительным объемом;
- два блока основных "Мираж МБ";
- два показывающих прибора мощности;
- четыре показывающих прибора контроля радиационных параметров;
- рабочая станция отображения РСО-Р, включающая в себя процессорный блок, монитор, клавиатуру, трекбол.
- блок питания 24 В;
- блок контроля питания;
- источник бесперебойного питания.

Комплект аппаратуры осуществляет контроль и представление информации о параметрах объекта и их регистрацию и предоставляет оперативному персоналу возможности для ручного дистанционного останова реактора.

В составе комплекта аппаратуры предусмотрен блок бесперебойного питания, содержащий собственные аккумуляторные батареи, что позволяет обеспечить контроль параметров остановленного после срабатывания аварийной защиты реактора в течение примерно 30 минут даже при полном отказе внешнего электропитания по обоим фидерам.

Комплект аппаратуры осуществляет контроль и представление информации на показывающих приборах и на рабочей станции отображения следующих параметров:

- относительной физической мощности реактора по плотности потока нейтронов – по двум независимым каналам;
- скорости (периода) относительных изменений физической мощности – по двум независимым каналам;
- температуры воды на входе в активную зону;
- мощности дозы гамма-излучения на площадке реактора;
- мощности дозы гамма-излучения в помещении насосной первого контура;
- мощности дозы гамма-излучения в хранилище свежего топлива;
- мощности дозы гамма-излучения в помещении РПУ;
- уровня воды в бассейне реактора;
- крайних положений рабочих органов СУЗ.

Контроль перечисленных параметров ведется с помощью блоков измерительно-вычислительных "Мираж МБ". Информация с блоков "Мираж МБ" передается для отображения и регистрации в рабочую станцию отображения, а также на показывающие приборы резервного пункта.

Формирование команды аварийной защиты осуществляется при нажатии кнопки **"Сброс АЗ"**. Защитное действие производится из любого положения рабочих органов СУЗ и доводится до полного ввода органов **АЗ1, АЗ2, АР** и **КО** в активную зону.

3.10 Система энергоснабжения

Напряжение 10 кВ от энергосистемы Москвы поступает на двухсекционный центральный распределительный пункт (ЦРП) НИЯУ МИФИ по двум независимым кабельным линиям и распределяется на трансформаторные подстанции.

Электроснабжение здания ИРТ МИФИ осуществляется от ближайшей трансформаторной подстанции № 6 (ТП-6). На ТП-6 установлены два трансформатора мощностью по 750 кВА, питаю-

щиеся по кабельным линиям от разных секций ЦРП. Напряжение вторичных обмоток трансформаторов 380/220 В трехфазного переменного тока с частотой 50 Гц и заземленной нейтралью.

Питание здания ИРТ осуществляется четырьмя радиальными кабельными линиями:

- линии 1 и 2 питают щит станции управления (ЩСУ), разделенный на две секции, которые подключены к разным трансформаторам подстанции;

- линия 3 питает трансформатор ТСУ-120/05 для подключения лабораторных нагрузок 220/127 В;

- линия 4 питает рабочее освещение здания.

Питание нагрузок линии 4 зарезервировано от 2-й секции ЩСУ.

Для увеличения надежности каждая из линий 1 и 2 выполнена двумя кабелями, рассчитанными на полную нагрузку. Между секциями ЩСУ установлен переключатель, который позволяет подключить нагрузки 1-й секции ко 2-й, и наоборот.

Для питания **систем, важных для безопасности**, переменным током промышленной частоты на реакторе ИРТ МИФИ предусмотрены схема автоматического включения резерва (АВР) и дизель-генератор.

К потребителям, питающимся от этих средств, относятся:

- ЩПП - щитки № 1 и № 2 питания СУЗ, СТК, СРК;
- стойки технических средств охраны, пожарная сигнализация;
- 1ДВ, 2ДВ - система спецвентиляции;
- 17ДВ, 18ДВ - газодувки системы газового контроля;
- 1ШР - стойка управления световой и звуковой сигнализацией системы радиационного контроля;
- шиберы - панель управления шиберами;
- питание мостового крана.

Схема АВР в нормальном состоянии энергоснабжения подключает эти потребители к первой секции ЩСУ, а при исчезновении на ней напряжения переключает их на вторую секцию.

При **полном обесточивании** здания эти потребители могут быть подключены к дизель-генератору.

Кроме того, система управления и защиты (система УЗОР), относящаяся к особой группе электроприемников, имеет в своем составе собственные средства **бесперебойного электропитания** (см. пункт 3.3).

3.11 Система вентиляции

3.11.1 Система общеобменной вентиляции

Здание ИРТ МИФИ снабжено принудительной приточно-вытяжной вентиляцией, работающей по схеме непосредственного удаления и подачи воздуха в каждое вентилируемое помещение. При этом выполняются следующие условия:

- в помещениях, где ожидаются наименьшие радиоактивные загрязнения, создается повышенное давление по сравнению с помещениями с большими загрязнениями, что позволяет локализовать загрязнения и исключает их распространение в соседние помещения;

- в каждом помещении обеспечивается необходимая кратность воздухообмена.

Удаление воздуха из здания производится несколькими независимыми системами **вытяжной вентиляции**. Подача воздуха осуществляется от одного **приточного** центра на все здание.

Система **приточной вентиляции** П-1 подает подогретый в калориферах и очищенный от пыли в масляных фильтрах воздух во все здание (кроме помещения аккумуляторной батареи). Температура подогрева приточного воздуха $+18^{\circ}\text{C}$; для физического зала предусмотрен дополнительный подогрев приточного воздуха до $+22^{\circ}\text{C}$.

Система П-1 имеет один вентилятор. Управление вентилятором производится с места их установки или дистанционно со щита оператора. Предусмотрена звуковая и световая сигнализация при аварийной остановке вентилятора, выведенная на щит оператора. На нагнетательных воздуховодах вентилятора предусмотрена установка термометров для контроля температуры подаваемого в здание воздуха. Все оборудование системы П-1 (калорифер, масляный фильтр, вентилятор) размещено в камере приточной вентиляции, расположенной с тыльной стороны здания и имеющей отдельный вход. Воздух из нагнетательного воздуховода вентилятора поступает в вертикальную шахту-воздуховод, проходящую через все этажи здания. Из шахты воздух поступает в подшивные короба каждого этажа, откуда через воздуховоды и жалюзийные решетки разводится по помещениям. В физический зал воздух подается по металлическому воздуховоду, расположенному под площадкой 2-го этажа по периметру зала.

Общеобменная вытяжная вентиляция включает в себя четыре самостоятельные независимые системы (В-2, В-3, В-4, В-5), обслуживающие помещения различных категорий:

- система В-2 – лабораторный шкаф в радиохимической лаборатории. Выброс воздуха из шкафа осуществляется через слоистый аэрозольный фильтр с тканью марки ФПП-15. Управление вентилятором производится с места его установки или дистанционно от шкафа;

- система В-3 – физический зал, технологические помещения реактора и лабораторная часть здания. Общий коллектор системы, расположенный в камере вытяжной вентиляции, связан с различными помещениями металлическими воздуховодами. Для равномерного отвода воздуха из объема физического зала предусмотрены три места забора в разных частях зала. Управление вентилятором системы В-3 осуществляется с места его установки и со щита оператора. Предусмотрена звуковая и световая сигнализация об аварийном останове двигателя вентилятора;

- система В-4 – вытяжная вентиляция помещения аккумуляторной батареи. Вентилятор системы размещен в отдельной венткамере. Управление вентилятором осуществляется со щита перед входом в эту венткамеру. Выброс воздуха производится по отдельному воздухопроводу, заканчивающемуся над крышей здания на высотной отметке +17,67 м;

- система В-5 – вытяжная вентиляция санпропускников и туалетов. Управление вентилятором осуществляется с места его установки и со щита оператора.

Вентиляторы систем В-2, В-3 и В-5 установлены в общей камере вытяжной вентиляции на 4-м этаже. Выброс удаляемого этими системами воздуха производится через общую выбросную шахту, заканчивающуюся над зданием реактора на высотной отметке +21,5 м.

3.11.2 Система спецвентиляции

Системы специальной вытяжной вентиляции В-1 и В-6 предназначены для забора воздуха от мест возможного выделения радиоактивных веществ.

Система В-1 обслуживает:

- надреакторное пространство;
- пространство над зеркалом воды шахты-хранилища;
- сухие сборки;

- горячую камеру;
- горизонтальные экспериментальные каналы;
- перегрузочные каналы;
- прямок каналов тепловой колонны.

Все эти объемы сообщаются с физическим залом. При работе системы В-1 в них создается разрежение, обеспечивающее одностороннее движение воздуха из физического зала в эти объемы, что предотвращает распространение радиоактивного воздуха в физический зал.

Воздух из надреакторного пространства и перегрузочного канала перед выбросом в атмосферу подвергается очистке на угольных фильтрах типа ФП, установленных в специальной технологической коридора. Угольные фильтры имеют резерв. Переход на резервные группы производится дистанционно через защитные плиты специальным ключом.

Остальной воздух спецвентиляции очищается на аэрозольных фильтрах с тканью ФПП-15. Для получения расчетных расходов в разных ветках системы спецвентиляции на воздухопроводах установлены регулировочные диафрагмы.

Система В-1 имеет два вентиляционных агрегата типа ВР132-30 (один из них резервный) и рассчитана на непрерывную работу с автоматическим включением резервного вентилятора.

Рабочая производительность агрегата $6300 \text{ м}^3/\text{ч}$, напор 3 кПа , мощность электродвигателя $11,7 \text{ кВт}$.

Для контроля режима работы системы В-1 производится непрерывное измерение и запись количества выбрасываемого в атмосферу воздуха и его активности. Контроль работы фильтров осуществляется с помощью тягомеров, измеряющих разрежение до и после угольных и аэрозольных фильтров.

Система В-6 предназначена для удаления воздуха из помещения хранилища свежего топлива. Воздух очищается на аэрозольном фильтре с тканью ФПП-15. Система оснащена двумя агрегатами типа ВД-4 производительностью $1600 \text{ м}^3/\text{ч}$ с напором до 4 кПа . В системе один вентилятор рабочий, второй – резервный. Включение резервного агрегата производится вручную. Для контроля работы установлены тягомеры до и после аэрозольного фильтра.

Воздух, очищенный системами В-1 и В-6, по воздухопроводам, проложенным в защитной выбросной шахте, поступает в выбросную трубу с устьем на высотной отметке $+40,0 \text{ м}$.

3.12 Система обращения с топливом и радиоактивными отходами

3.12.1 Система хранения топлива

В систему хранения топлива ИРТ МИФИ входят:

- бассейн реактора с размещенными в нем активной зоной и тремя специальными корзинами для временного хранения отработавших ТВС, в том числе при перегрузках;
- шахта-хранилище отработавших ТВС;
- сухие сборки;
- хранилище необлученного топлива.

Безопасность при транспортировке, перегрузке и хранении ТВС гарантируется организационно-техническими мероприятиями, проводящимися в соответствии с "Инструкцией по обеспечению ядерной безопасности при транспортировке и хранении "свежего" и отработавшего топлива". Операции с ТВС осуществляются на основании технических решений и письменных распоряжений главного инженера ИРТ. Ядерная безопасность при хранении отработавшего топлива обеспечивается контролем глубины выгорания ядерного топлива. Негерметичные и дефектные, по результатам контроля герметичности (КГО), ТВС временно хранятся в герметичном контейнере устройства для КГО.

В **бассейне реактора** для проведения перегрузочных работ и временного хранения ТВС и блоков отражателя размещены 3 корзины с общим числом ячеек, равным 36, на расстоянии не менее 1000 мм от активной зоны.

Бассейн реактора оборудован следующими системами обеспечения контроля и безопасности при хранении ТВС:

- контроля температуры теплоносителя;
 - охлаждения (температура воды в бассейне не более 45°C);
 - радиационного контроля;
 - аварийного заполнения водой;
 - спецвентиляции пространства между крышкой бассейна и зеркалом воды;
 - системой поддержания и контроля водного режима,
- а также уровнемерами с выводом сигналов о недопустимом снижении уровня воды на пульт оператора и на пост охраны.

Важную роль в обеспечении условий безопасного хранения играют большой объем воды в бассейне реактора (около 60 м³) и регулярно проводимый контроль состояния облицовки бассейна.

Шахта-хранилище ОТВС предназначена для **временного** хранения работавших тепловыделяющих сборок при разгрузке или для **длительного** хранения отработавших тепловыделяющих сборок (ОТВС) по окончании срока работы ТВС в активной зоне. Шахта заполняется обессоленной водой из подпиточного бака. Конструктивно шахта-хранилище состоит из сварного алюминиевого бака размером 1040×1960×5330 мм, размещенного в массиве биологической защиты. С площадки реактора через массив защиты в шахту-хранилище входит перегрузочный канал, через который в нее поступают ОТВС в специальном перегрузочном ведре. Шахта-хранилище закрыта защитным настилом, выполненным из листовой стали толщиной 5 мм, оборудованным запорным устройством. На дне шахты-хранилища в два яруса могут быть установлены до 8 корзин для хранения ТВС. Корзины двух типов: на 14 и 8 ячеек с безопасным шагом расположения. В шахте-хранилище можно разместить до 100 ТВС.

Шахта-хранилище оборудована следующими системами обеспечения контроля и безопасности:

- сигнализации о возникновении СЦР;
- аварийного заполнения;
- спецвентиляции пространства между крышкой шахты-хранилища и зеркалом воды,
- контактным датчиком, предназначенным для сигнализации о снижении уровня воды ниже допустимого значения (4000 мм), и датчиками гамма-контроля.

Для поддержания водно-химического режима шахты-хранилища используется система водоочистки на ионообменных фильтрах с насосом принудительной циркуляции.

В шахте-хранилище разрешено хранение ТВС во всех ячейках корзин нижнего яруса (50 шт.). Хранение ТВС в корзинах верхнего яруса (при необходимости) проводится по письменному распоряжению главного инженера или лица, его замещающего.

В целях расширения экспериментальных возможностей ИРТ МИФИ разрешена установка (по согласованию с ОЯБ ФЭИ):

- облучательного канала диаметром до 90 мм в одну из ячеек корзины шахты-хранилища;

- облучательного пенала диаметром до 90 мм, высотой до 800 мм, перегружаемого штатным дистанционным инструментом в одну из ячеек корзины шахты-хранилища;

- герметичного бокса 500×500×400 мм для облучения крупногабаритных образцов вместо одной из корзин шахты-хранилища.

В указанных устройствах не допускается облучение делящихся материалов и тяжелой воды, а также изделий из бериллия и графита.

Сухие сборки предназначены для **длительного** хранения облученного топлива и высокоактивных образцов. Хранение отработавших ТВС в сухих сборках осуществляется в герметичных пеналах после 5-летней выдержки в шахте-хранилище.

Сухие сборки представляют собой стальные трубы высотой 7825 мм и диаметром 219-203 мм, вертикально размещенные в массиве защиты. Общее количество сухихборок – 41. Они объединены в шесть секций. Первые три секции содержат по 9 труб, четвертая – 6, две последних – 4. Шаг между секциями и соседними трубами в каждой секции 250 мм. Все секции соединены с общим коллектором системы спецвентиляции.

Каждая сухая сборка закрывается цилиндрической пробкой высотой 600 мм, представляющей собой стальной корпус, заполненный железо-цементной смесью с удельной плотностью 4,5 т/м³.

Хранилище необлученных ТВС аттестовано как хранилище II класса и характеризуется следующим:

- расположено на отметке +0,30 м;
- не имеет трубопроводов с водой;
- имеет сливную шахту 35 м³ и дренаж в систему спецканализации.

Хранилище оборудовано:

- сигнализатором обнаружения воды;
- датчиком и сигнализатором гамма-излучения;
- датчиками бета-активности, газового и аэрозольного контроля;
- сигнализатором СЦР;
- приборами контроля температуры и влажности;
- системой пожаро-охранной сигнализации;
- углекислотным огнетушителем.

В хранилище свежего топлива разрешено хранение ТВС, тип которых определен Паспортом Ростехнадзора, в заводских упаковочных комплектах, предназначенных для соответствующего типа ТВС и размещенных в хранилище с применением фиксаторов.

Хранилище оснащено средствами физической защиты.

3.12.2 Перегрузочный контейнер

Перегрузочный контейнер предназначен для перемещения активных ТВС и других элементов из бака реактора в шахту-хранилище или горячую камеру.

Контейнер представляет собой цилиндрический стальной корпус с наружным диаметром 0,68 м и высотой 1,4 м, залитый свинцом. По центру контейнера вмонтирована стальная труба диаметром 180/160 мм, в которой помещается перегрузочное ведро, подвешенное на тросе к барабану лебедки, установленной сверху на контейнере. Лебедка приводится в действие вручную.

3.12.3 Порядок хранения и транспортировки топлива

Ядерная безопасность при транспортировке, перегрузке и хранении ТВС обеспечивается в следующем порядке:

- любая операция по транспортировке, перегрузке, вывозу или изменению в условиях хранения топлива осуществляется по письменному распоряжению главного инженера;

- контроль безопасности и ведение документации по транспортировке, перегрузке, вывозу и хранению ТВС, непосредственную организацию работ по транспортировке и перегрузке ТВС осуществляет начальник центральной службы;

- эксплуатацию оборудования и выполнение операций по транспортировке, перегрузке и хранению ТВС (оперативное обслуживание) осуществляет сменный персонал реактора;

- техническое обслуживание систем, обеспечивающих ядерную безопасность, осуществляют соответствующие службы.

Транспортировка и перегрузка ТВС осуществляется по одной:

- свежих ТВС из хранилища до верхней площадки реактора – вручную;

- свежих ТВС с верхней площадки реактора в корзины бассейна реактора и в активную зону – с помощью дистанционных захватов;

- отработавших ТВС в бассейне реактора – с помощью дистанционных захватов;

- отработавших ТВС из бассейна реактора в шахту-хранилище – с помощью защитного транспортного контейнера и мостового крана;

- отработавших ТВС в шахте-хранилище – с помощью дистанционных захватов.

Организационные и технические мероприятия по хранению, перегрузке и транспортировке свежих и отработавших ТВС

проводятся по утвержденному техническому решению и на основании письменного распоряжения главного инженера ИРТ.

Технические решения на операции по хранению и перемещению ТВС, разрабатываемые заместителем главного инженера по эксплуатации и начальником центральной службы, должны удовлетворять действующим Нормам и Правилам и в обязательном порядке содержать сведения о всех перемещениях ТВС и мерах по обеспечению ядерной безопасности при этих операциях; все картограммы и расчетные материалы технического решения должны быть подписаны начальником центральной службы.

Распоряжение главного инженера ИРТ на проведение работ в соответствии с техническим решением должно содержать:

- сроки проведения работ,
- назначение руководителя работ,
- перечень ответственных исполнителей и персонала, обеспечивающего проведение работ.

Завершение работ оформляется актом, который готовит руководитель работ и утверждает главный инженер.

Вывоз ТВС из комплекса ИРТ МИФИ осуществляется в соответствии со специально разрабатываемыми планами и инструкциями.

3.12.4 Хранение радиоактивных отходов

В процессе эксплуатации реактора, а также при проведении исследований на его экспериментальных устройствах могут образовываться газообразные, жидкие и твердые радиоактивные отходы. Активность части из них превышает величины минимально значимых активностей (МЗА), установленных действующими нормами, поэтому они не подлежат сбросу в окружающую среду в соответствии с действующими санитарными правилами.

Сбор, удаление и обезвреживание твердых и жидких радиоактивных отходов (ТРО и ЖРО) на реакторе ИРТ МИФИ осуществляется в соответствии с "Санитарными правилами обращения с радиоактивными отходами" СПОРО-2002, Правилами НП-019-2000; НП-020-2000; НП-021-2000 и "Инструкцией по радиационной технике безопасности в комплексе ИРТ МИФИ".

Твердые радиоактивные отходы помещаются в полиэтиленовые емкости, находящиеся на площадке 3-го этажа физического зала. Далее радиоактивные отходы сортируются и упаковываются в крафтмешки или полиэтиленовые пакеты. Упакованные радиоактивные отходы временно хранятся в металлических сборниках,

находящихся в периодически обслуживаемом технологическом помещении реактора. Вывоз ТРО осуществляется ГУП МосНПО «Радон». Радиационные упаковки II транспортной категории вывозятся специальными машинами в контейнерах, предоставляемых фирмой «Радон» в соответствии с «Правилами безопасности при транспортировании радиоактивных материалов НП-053-04» и «Санитарными правилами по радиационной безопасности персонала и населения при транспортировании радиоактивных материалов (веществ) СанПиН 2.6.1.1281-03».

Для временного хранения и выдержки крупногабаритных высокоактивных отходов используются штатные сухие сборки, расположенные в массиве биологической защиты реактора, горячая камера, а также защитный контейнер. После выдержки радиоактивные отходы помещаются в металлический контейнер, бетонируются и вывозятся на захоронение. Бетонирование отходов производится в физическом зале реактора.

Для сбора, хранения и выдержки жидких радиоактивных отходов используются два резервуара объемом 100 м^3 каждый, находящиеся в санитарно-охранной зоне реактора, и четыре резервуара объемом по 50 м^3 , находящиеся на станции спецводоочистки.

В помещениях временного хранения твердых радиоактивных отходов проводится постоянный дозиметрический контроль, а в резервуарах для жидких радиоактивных отходов – периодический радиометрический контроль.

Сбросы жидких радиоактивных отходов в канализацию не производятся, т.к. вся вода после очистки возвращается в бассейн реактора (замкнутый цикл).

При работе реактора на мощности из технологических объемов (коллектор шиберов, пространство над зеркалом воды бассейна, шахта-хранилище и др.) через специальную вентиляцию выбрасываются следующие группы радиоактивных веществ: радиоактивные благородные газы в составе аргона, криптона и ксенона; радиоактивный йод; радиоактивные аэрозоли.

Перед выбросом газозоодушная смесь проходит очистку на системах фильтров.

Газозоодушная смесь, отбираемая из надреакторного пространства и перегрузочного канала, перед выбросом в атмосферу подвергается очистке на угольных фильтрах, установленных в

специальном приямке технологического коридора и закрытых съемными защитными плитами.

Газовоздушная смесь из остальных мест отбора очищается в аэрозольных фильтрах Д-14/6 с тканью марки ФПП-15.

Контроль работы фильтров осуществляется с помощью приборов, измеряющих разрежение до и после фильтров.

Очищенный воздух по воздуховодам, проложенным в выбросной шахте, поступает в выбросную трубу и из нее в атмосферу на отметке +40 м. Расход воздуха через вентиляционную трубу постоянно контролируется и регистрируется.

Многолетний опыт работы реактора показал, что существующая система очистки газовоздушной смеси позволяет освободиться от йодов на 100 %, большой группы аэрозолей – на 95 %.

Контроль концентрации радионуклидов, выбрасываемых в атмосферу на реакторе, проводится постоянно.

3.13 Радиационная защита

Радиационная защита предназначена для создания на рабочих местах и окружающей территории радиационной обстановки в соответствии с санитарными правилами и нормами радиационной безопасности.

Система радиационной защиты включает в себя бетонный массив защиты бассейна реактора, шиберы ГЭК, воду бассейна реактора, защитные боксы технологического оборудования реактора.

Верхняя биологическая защита от излучения активной зоны реактора представляет слой воды бассейна реактора высотой около 6 м. Объем воды в бассейне – свыше 50 м³. Обладая высокой абсорбционной способностью, вода бассейна позволяет создать дополнительный защитный барьер на пути распространения радиоактивных веществ при потере герметичности ТВС.

Радиальная биологическая защита является комбинированной. Пространство от активной зоны реактора до облицовки бассейна заполнено водой с толщиной слоя от 0,5 до 0,9 м, через который проходят 8 полых горизонтальных экспериментальных каналов диаметром 100 мм. С наружной стороны к облицовке бассейна примыкает слой железобетонной смеси толщиной 1,8 м, состоящий из четырех областей различной плотности.

Из смеси с удельной плотностью $6,5 \text{ т/м}^3$ изготовлен тепловой экран толщиной $0,2 \text{ м}$, примыкающий непосредственно к облицовке бассейна от отметки $0,0$ до отметки $+1,70 \text{ м}$.

За тепловым экраном, вокруг шиберов горизонтальных экспериментальных каналов, располагается защитный слой высотой $1,5 \text{ м}$ (от отметки $+0,15$ до отметки $+1,65$) из смеси с удельной плотностью $5,3 \text{ т/м}^3$. Содержание воды в бетоне такой плотности достаточно для предотвращения накопления нейтронов с промежуточной энергией.

Выше и ниже этого слоя уложена железобетонная смесь с удельной плотностью $4,5 \text{ т/м}^3$. Высота этого слоя $1,8 \text{ м}$. Слой такого бетона толщиной $0,4 \text{ м}$ является основанием бассейна реактора и частью нижней защиты.

В остальном объеме защитный массив выполняется из бетона с удельной плотностью $2,3 \text{ т/м}^3$.

Через радиальную часть биологической защиты от корпуса активной зоны до выхода проходит 8 горизонтальных каналов диаметром 100 мм , один горизонтальный канал диаметром 150 мм , один канал для формирования пучка нейтронов для нейтрон-захватной терапии опухолей. Канал диаметром 150 мм - касательный. Он проходит через головку тепловой колонны.

На выходе из горизонтальных каналов в слое защиты с удельной плотностью $5,3 \text{ т/м}^3$ установлены секционные защитные шиберы.

Шибер имеет ступенчатый цилиндрический корпус, залитый в железобетонный массив. Внутри корпуса на общей оси установлены барабаны (секции шибера), собранные из стальных дисков, промежутки между которыми заполнены парафином с карбидом бора. По всей длине каждого барабана проходит цилиндрическое отверстие, расположенное таким образом, что в закрытом состоянии шибера отверстия всех барабанов смещены относительно друг друга на 60° , в открытом состоянии шибера они совмещаются, открывая выход пучку диаметром 100 или 150 мм .

Управление шиберами может осуществляться дистанционно из лабораторий или вручную с площадки 2-го этажа (при наличии разрешения, даваемого из пультавой).

Между зеркалом воды и настилом бассейна находится герметизированное надреакторное (или поднастильное) пространство (НРП). Работа системы спецвентиляции обеспечивает разрежение воздуха относительно помещения физзала, контролируемое на пульте управления. Таким образом предотвращается выход радиоактивной газообразной среды из НРП.

3.14 Система спецканализации. Система локализации, сбора и возврата радиоактивных протечек

Назначение **системы спецканализации** – прием, транспортировка и хранение радиоактивных стоков. Она состоит из приемных трапов, каналов, трубопроводов из нержавеющей стали диаметром 50 или 100 мм, двух подземных баков (по 100 м³ каждый) и двух подземных резервуаров станции спецводоочистки и водоподготовки (по 50 м³ каждый).

Приемные трапы и трубопроводы системы спецканализации установлены в местах возможного появления радиоактивных стоков:

- переливной трубопровод – в бассейне реактора на отметке +7,28 м;
- трап, предназначенный для сброса теплоносителя из бассейна реактора, – в днище бассейна;
- переливной трубопровод – в шахте-хранилище ОТВС;
- трап для сбора отходов после дезактивации – в горячей камере;
- раковины – в физическом зале реактора;
- трапы с каналами для сбора воды в случае аварийных протечек горизонтальных экспериментальных каналов – в физическом зале реактора (см. далее);
- трап для сбора протечек из 1-го контура и в физзале реактора – в помещении насосной 1-го контура;
- трап для сбора обмывочных стоков при дезактивации оборудования и спецодежды – в шлюзе технологического коридора;
- трапы – в помещении хранилища "свежего" топлива.

Все приемные трапы, каналы и трубопроводы связаны с общим коллектором спецканализации, идущим в камеру переключения подземных резервуаров реактора. Из резервуаров по подземному самотечному трубопроводу стоки направляются в приемные резервуары станции спецводоочистки и водоподготовки.

В аварийных случаях при загрязнении долгоживущими осколками стоки выдерживаются в резервуарах в течение 200-300 дней.

Система локализации, сбора и возврата радиоактивных протечек (СЛА) ИРТ МИФИ предназначена для локализации аварийных ситуаций, связанных с протечками радиоактивного теплоносителя из бассейна реактора при разгерметизации ГЭК и трубопроводов 1-го контура. Локализация достигается путем снижения возможности возникновения и объема протечек из

бассейна реактора, сбора и последующей очисткой на станции СВО и возврата теплоносителя в бассейн реактора.

СЛА состоит из:

- подъемно-опускного колена на трассе трубопровода вентиляции коллектора шиберов;
- герметичных заглушек на шиберах ГЭК;
- герметизированных каналов сбора протечек в физзале;
- трапа коллектора спецканализации в помещении 1-го контура;
- герметичных порогов выходов из физзала на отм. +0,0 м;
- трубопровода системы спецканализации от приемного трапа 1-го контура до резервуаров РР-1,2;
- станции СВО.

В СЛА заложен принцип многоэшелонированной защиты от потерь теплоносителя 1-го контура при нарушении герметичности ГЭК, а также выхода радиоактивного теплоносителя за пределы здания реактора. При этом узлы СЛА, предназначенные для локализации и сбора протечек, являются пассивными элементами.

Подъемно-опускной участок, верхний уровень которого расположен на отметке +7,4 м, служит для предотвращения распространения радиоактивного теплоносителя по трубопроводам вентиляции шиберов при разрыве ГЭК.

Заглушки на шиберах ГЭК предотвращают выход теплоносителя через неплотности в узлах шибера при разрыве ГЭК. При этом герметизируется и отверстие крышки, и коробка редуктора шибера.

Канал сбора протечек служит для приема стоков жидкости в физзале и транспортировки их в трап-коллектор 1-го контура. Трап-коллектор 1-го контура принимает протечки из физзала реактора и протечки трубопроводов и оборудования, расположенных в насосной 1-го контура.

Герметичные пороги физзала предотвращают выход протечек за его пределы. Система возврата протечек включает в себя резервуары РР-1,2 емкостью по 100 м³ и станцию СВО с резервуарами РИ-1,2 и РО-1,2 общей емкостью 200 м³.

3.15 Система водоподготовки

Назначение системы – очистка и возврат в систему 1-го контура стоков, поступающих из спецканализации, подготовка воды в соответствии с установленными требованиями.

Стоки реактора поступают в приемные резервуары станции спецводоочистки и водоподготовки.

Технологический процесс обработки стоков заключается в коагуляции с последующей механической очисткой и глубоком химическом обессоливании с помощью ионообменных смол.

Станция обладает производительностью очистки до $25 \text{ м}^3/\text{сут.}$ Концентрация радиоактивных веществ в очищенных стоках – менее $3,7 \text{ Бк/л}$ (10^{-10} Ки/л). Очищаемая на станции вода, в основном, пригодна для использования ее в качестве подпиточной в системе 1-го контура. Для подготовки подпиточной воды, полностью соответствующей требованиям ОСТ 9510134-91, на станции установлена дополнительная группа ионообменных фильтров, позволяющая поддерживать при подпитке с расходом до $3 \text{ м}^3/\text{ч}$ удельную электропроводность до $3 \cdot 10^{-4} \text{ См/м}$ с **pH** от 5,5 до 6,5.

Очищенная на станции вода собирается в резервуары очищенных стоков (два резервуара по 50 м^3 каждый), а затем подается на подпитку 1-го контура реактора или в трубопровод аварийного заполнения бассейна реактора.

Работа станции спецводоочистки и водоподготовки позволяет реализовывать замкнутый цикл использования воды 1-го контура.

3.16 Противопожарно-технический и хозяйственный водопровод

Для обеспечения производственных, хозяйственно-питьевых и противопожарных нужд в соответствии с проектом внутренняя сеть противопожарно-технического и хозяйственного водопровода выполнена по кольцевому принципу из стальных труб диаметром от 50 до 100 мм, которая присоединена к наружным сетям двумя вводами диаметром 100 мм.

Давление в сети водопровода (до 0,22 МПа) контролируется манометром на вводе в здание.

3.17 Помещения ИРТ МИФИ

Технологическая планировка здания ИРТ МИФИ выполнена с учетом размещения в здании собственно реактора ИРТ, технологического оборудования (систем охлаждения 1-го и 2-го контура, приточной вентиляции, спецвентиляции, вытяжной вентиляции), санитарно-технических систем здания, лабораторных и вспомогательно-бытовых помещений.

Пультовая реактора размещена на отметке +7,8 м и обеспечивает обзор верхней площадки и физического зала реактора.

В пультовой находятся пульт управления и приборные стойки.

На пульте оператора размещены:

- задатчик мощности автоматического регулятора;
- три задатчика мощности блоков защиты;
- показывающие приборы контроля каналов "МИРАЖ";
- указатели положения стержней-поглотителей;
- кнопки управления СУЗ, в том числе кнопки ручного гашения реакции деления;
- ключи и тумблеры оперативного управления;
- подсистема сигнализации;
- показывающие приборы системы теплотехнического контроля;
- ключи управления технологическим оборудованием (насосы, вентиляторы) с индикаторами наличия напряжения и тока в электрических цепях;
- тумблеры выдачи разрешения на открытие шиберов ГЭК с индикацией состояния "открыто-закрыто";
- приборы связи, обеспечивающие телефонную и громкоговорящую связь с помещениями и лабораториями реактора, выдачу сигнала аварийного оповещения (сирены).

В пультовой реактора располагаются рабочие места начальника смены, инженера по управлению и дозиметриста.

Пультовая реактора оборудована аварийным освещением, средствами пожаротушения.

В **физическом зале** у стены, смежной с четырехэтажной частью здания, размещается реакторный бетонный массив. Массив поднимается в физическом зале с отметки $\pm 0,0$ м до уровня третьего этажа лабораторной части (до отметки +7,8 м). В реакторный массив вмонтированы облицовка бассейна реактора, шиберы и тепловая колонна. В этом же массиве размещены шахта-хранилище с перегрузочным каналом, сухие сборки и горячая камера с загрузочным каналом. Из массива от активной зоны реактора в физический зал радиально на отметке +0,9 м выводятся нейтронные пучки.

К массиву примыкает помещение **насосной 1-го контура**. Оно окружено полуметровой защитой из обычного бетона. Перекрытие насосной 1-го контура имеет разборные участки, что позволяет вести монтаж и демонтаж оборудования насосной из физического зала.

Верх массива образует **площадку реактора**, расположенную на отметке +7,8 м. На эту площадку выходит верх бассейна реактора, перегрузочные каналы бассейна и шахты-хранилища, загрузочный канал горячей камеры, верх сухих сборок. По внешнему периметру площадка огорожена стационарными перилами, а по периметру бака установлены съемные перила. Площадка находится в зоне обзора оператора, управляющего реактором из пультовой.

По периметру зала на отметках +3,9 м и 7,8 м имеются балконы, по которым можно пройти в любой участок физического зала, минуя радиально выведенные пучки.

На стенах физического зала размещены лабораторные электрические щитки, подводка холодной и горячей воды, сжатого воздуха.

Физический зал оборудован мостовым электрическим краном грузоподъемностью 5 тонн. Управление краном осуществляется с трех стационарных постов.

В зал может заезжать грузовая машина. Наличие крана и заезда с улицы позволяет вести в зале монтажные работы с тяжелым технологическим и экспериментальным оборудованием.

Входами с площадок на отметках +3,9 м и 7,8 м физический зал связан с четырехэтажной лабораторной частью здания. Лаборатории располагаются на втором и третьем этажах. Во все лаборатории подведены вода и электроэнергия. Лаборатории, предназначенные для работы научно-исследовательских групп на ГЭК, связаны с физическим залом пучками труб для прокладки кабельных трасс к экспериментальному оборудованию, находящемуся в зале.

4 ЭКСПЛУАТАЦИЯ РЕАКТОРА

4.1 Организация работ на реакторе

Основной задачей служб ИРТ является обеспечение плановой, безопасной и безаварийной эксплуатации реактора как источника излучений.

Режим работы реактора определяется на основании учебных и научных программ кафедр и лабораторий института, работающих на ИРТ, графиков технического обслуживания систем и планов проведения мероприятий по повышению безопасности и эффективности использования реактора.

Контроль за эксплуатацией реактора осуществляют Министерство образования науки РФ, Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности (Ростехнадзор), Федеральное медико-биологическое агентство (ФМБА) России.

Руководителем подразделения ИРТ является главный инженер, который несет ответственность за организацию и результаты эксплуатации реактора, и назначается ответственным за ядерную и радиационную безопасность. Начальники служб организуют эксплуатацию и обслуживание систем и оборудования, а также несут ответственность за их состояние.

Оперативное управление системами и оборудованием реактора осуществляет персонал, допущенный к самостоятельной работе и включенный в состав смены. Обязанности каждого сотрудника ИРТ определяются должностными инструкциями, при этом он должен знать обязанности непосредственных начальников и подчиненных.

Руководящий и сменный персонал реактора (главный инженер, заместители главного инженера, начальники центральной службы и службы радиационной безопасности, начальники смены и инженеры по управлению) допускается к самостоятельной работе распоряжением главного инженера, после сдачи квалификационных экзаменов и получения Разрешений установленного образца в соответствии с “Положением о порядке выдачи разрешений на право ведения работ в области использования атомной энергии работникам организаций, эксплуатирующих исследовательские реакторы, критические и подкритические стенды. РД-06-18-99”. Сменный персонал реактора (начальник смены и инженер по управлению) допускается к

самостоятельной работе после сдачи квалификационных экзаменов, стажировки, сдачи экзамена на рабочее место и дублирования.

Непосредственное руководство всеми работами, проводимыми на реакторе в течение смены, осуществляет дежурный начальник смены. В состав дневной смены входят, как правило, 4 сотрудника: начальник смены, инженер по управлению, оператор-механик и радиометрист (дежурный дозиметрист). Допускается сокращение состава смен при работе в стационарном режиме. Для специальных работ в состав смены включаются дополнительно: дежурный электрик, сотрудник группы облучений и др.

Прием и сдача смены производится сменным персоналом с обязательной записью в оперативном журнале состава смены (должности, фамилии) и личными подписями сотрудников смены.

Отсутствие на пульте управления начальника смены или инженера по управлению реактором разрешается порознь и только в том случае, если реактор работает в стационарном режиме. При этом допускается проведение следующих операций:

- останов реактора кнопкой АЗ;
- снижение мощности;
- перемещение органов компенсации реактивности с включенным автоматическим регулятором;
- пуск резервного оборудования систем охлаждения и спецвентиляции;
- пуск-останов вентиляторов градирни, систем ВЗ-В5.

4.2 Пределы безопасной эксплуатации

Пределы безопасной эксплуатации – установленные нормативно-техническими документами значения параметров и характеристик, отклонение от которых может привести к превышению облучения персонала реактора или населения, загрязнению окружающей среды радиоактивными веществами выше разрешенных значений для нормальной эксплуатации или к повреждению твэлов.

Значения пределов безопасной эксплуатации для ИРТ МИФИ установлены паспортами реактора, трубопроводов и теплообменников 1-го контура, отраслевыми стандартами, техническими условиями на элементы и узлы систем реактора, а также рекомендациями организаций **Научного руководителя, Главного конструктора и Генерального проектировщика.**

Основные установленные пределы безопасной эксплуатации для ИРТ МИФИ:

мощность реактора, кВт	2500
максимальный запас реактивности, $\beta_{эф}$	9
подкритичность активной зоны с максимальным запасом реактивности при взведенных стержнях АЗ, $\Delta K/K$, не менее	0,06
уровень выброса активности через трубу спецвентиляции, Бк/с (Ки/ч), не более ...	$9 \cdot 10^6$ (0,9) (15% ПДВ)
радиоактивность жидких сбросов, не более	1 Бк /л
максимальная температура теплоносителя при входе в активную зону и в трубопроводе 1-го контура, °С ...	45
коэффициент запаса до начала развитого поверхностного кипения, не менее	1,4
давление в 1-м контуре, МПа	0,4
давление во 2-м контуре, МПа	0,5
качество теплоносителя 1-го контура в соответствии с ОСТ9510134-91:	
водородный показатель pH	$5,0 \div 6,5$
удельная электропроводность при $T=25^\circ\text{C}$, См/м, не более	$4,0 \cdot 10^{-4}$
хлор-ион, мкг/кг, не более	50
жесткость, мкг.экв/кг, не более	3,0
продукты коррозии алюминия, мкг/кг, не более	50
продукты коррозии железа, мкг/кг, не более	50
продукты коррозии меди, мкг/кг, не более	10

Предельно допустимые дозы облучения персонала, пределы доз для населения и нормативы по содержанию радиоактивных продуктов в окружающей среде при нормальной эксплуатации и проектных авариях определяются в соответствии с действующими нормами радиационной безопасности.

4.3 Условия безопасной эксплуатации

Условия безопасной эксплуатации – условия по количеству и состоянию работоспособных систем нормальной эксплуатации и систем безопасности, регламенту технического обслуживания и ремонтов, необходимые для обеспечения безопасности.

К условиям безопасной эксплуатации относится, в частности, **минимальная конфигурация оборудования, обеспечивающего ядерную безопасность**, устанавливаемая в соответствии с действующими Нормами и Правилами по безопасности, проектными материалами на систему УЗОР (СУЗ) и технологическим регламентом (инструкцией по эксплуатации).

Номенклатура включенного в работу оборудования зависит от режима работы реактора. Такими режимами являются:

- пуск и изменение уровня мощности;
- работа на стационарном уровне мощности до 100 кВт (без включения принудительного охлаждения активной зоны);
- работа на стационарном уровне мощности свыше 100 кВт;
- производство работ на остановленном реакторе.

В качестве **организационных** (т.е. не технических) **ограничений** на работу реактора предусмотрены следующие:

1. При **пуске** – отсутствие каналов контроля:

- температуры на входе в активную зону 1/1,
- температуры теплоносителя в трубопроводе 1-го контура 1/1;
- расхода теплоносителя в 1-м контуре 1/1,
- активности вентвыброса 1/1,
- газовой активности в поднастильном пространстве 1/1,
- мощности дозы гамма-излучения на трубопроводе 1-го контура;

2. При повышении **мощности выше 100 кВт** – отсутствие резерва для насосов системы охлаждения, планируемых для работы;

3. Во всех режимах работают два теплообменных аппарата;

4. Работа насосов 1-го контура без включения насосов 2-го контура запрещена.

Техническая возможность пуска реактора и работы на мощности существует при наличии исправного оборудования и нахождения его в работе в соответствии с требованиями таблицы 4.1.

Таблица 4.1

Устройство	Обозначение	Количество		
		всего	пуск	мощ.
Канал защиты по уровню мощности и скорости ее нарастания	БЗ-1, БЗ-2, БЗ-3	3	3	3***
Блок контроля системы охлаждения	БКСО	1	1	1*
Наличие теплоносителя в бассейне реактора выше отметки +680 см	Сигнализатор уровня в бассейне	2	1	1
Насос системы охлаждения 1-го контура	1ДН, 2ДН, 3ДН, 1аДН	4	0	2**
Вентилятор системы спецвентиляции	1ДВ, 2ДВ	2	1	1
Блок резервного питания $\pm 24V$	БРП-24	2	1	1
Блок резервного питания +9V	БРП-9	2	1	1
Блок управления аварийной защитой	БУАЗ	1	1	1
Указатель положения группы стержней исполнительных органов СУЗ	УПС КС-1,2,3 УПС АР	3	3	3
		1	1	1***
Блок сигнализации	БС	1	1	1***

* Для уровня мощности, близкого к 2,5 МВт.

Для уровня мощности менее 100 кВт - 0.

** Для уровня мощности, близкого к 2,5 МВт.

Для уровня мощности менее 100 кВт - 0.

*** Возможна замена отказавших блоков, при этом отсутствует техническая возможность перемещения стержней в сторону увеличения реактивности.

При работах на **остановленном реакторе** с ТВС в активной зоне обязательному контролю подлежат:

- уровень плотности потока нейтронов;
- скорость нарастания мощности;
- конечное положение стержней;
- уровень воды в бассейне реактора.

4.4 Обеспечение соблюдения пределов и условий безопасной эксплуатации

Соблюдение пределов и условий безопасной эксплуатации обеспечивается работой систем реактора, описанных в разделе 3. Отклонения от параметров и условий нормальной эксплуатации фиксируются системой сигнализации, а достижение пределов и невыполнение условий безопасной эксплуатации приводит к срабатыванию аварийной защиты.

Перечень сигналов, указывающих на отклонения от условий нормальной эксплуатации, в том числе сигналов, вызывающих автоматическую остановку реактора, приведен в таблице 4.2.

К внешним условиям, при которых должна производиться аварийная остановка реактора, относятся:

- предупреждение об отключении электроснабжения здания;
- возникновение пожара в комплексе ИРТ;
- появление признаков землетрясения;
- сигналы гражданской обороны.

Т а б л и ц а 4.2

Сигнал	Примечание
Аварийные сигналы	
Отказ двух и более блоков защиты ("МИРАЖ")	
Период меньше 10 с	
Нет резервного питания	
Отказ системы В-1	
Превышение мощности на 20%	
Уровень воды в бассейне реактора ниже 680 см	
Потеря сетевого питания	
Превышение радиационных пределов: по удельной активности воздуха в системе В-1; по удельной газовой активности в поднастильном пространстве; по гамма-активности на трубопроводе 1-го контура	Дополнительная индикация на стойке СРК с указанием номера канала
Температура воды 1-го контура более 48°C	

Продолжение таблицы 4.2

Сигнал	Примечание
Предупредительные сигналы	
Отказ одного БЗ	
Предаварийная защита	См. пункт 3.5.3
Уровень мощности ниже 95% от заданной	
Превышение мощности на 10%	
Отказ БРП	
Заданная мощность выше допустимой	Допустимый уровень задается от БКСО
Период менее 15 с	
Включение резерва питания	Питание СУЗ осуществляется от БРП
Нарушение циркуляции в 1-м контуре	
Превышение температуры на входе в активную зону значения 45°C	
Снижение расхода в системе В-1 до 3000 м ³ /ч	
Уровень воды в бассейне реактора ниже 6,9 м	
Не готовы указатели положения стержней	
Не готова сигнализация	
Нарушение контрольных уровней СРК	С индикацией на стойке СРК номера канала и подачей звукового сигнала
Отказ автоматического регулятора	
Превышение уставки в магистрали аварийного сброса давления тепловой колонны	

Продолжение таблицы 4.2

Сигнал	Примечание
Уведомляющие сигналы	
Нарушение циркуляции во 2-м контуре	
Остановка двигателя насоса или вентилятора	С индикацией на ключе управления двигателем пульта оператора
Снижение уровня воды в бассейне реактора	При достижении значения, установленного на передней панели БКСО
Снижение уровня воды в шахте-хранилище	
Неисправность двигателя масляных фильтров в системе общеобменной приточной вентиляции	
Вода в кессонах теплообменников и фильтров, в прямке дренажных задвижек С1, С2	Раздельно по каждому кессону – 9 сигналов
Верхний уровень, средний уровень, нижний уровень в резервуарах Р1, Р2	Раздельно по каждому уровню и резервуару – 6 сигналов
Температура воды в шахте-хранилище больше 45°С	
Верхний уровень, нижний уровень в подпиточном баке	Раздельно по каждому уровню

Номинальные значения основных технологических параметров реактора ИРТ МИФИ, значения параметров для срабатывания уведомляющей (УС), предупредительной (ПС) сигнализации и аварийной защиты (АЗ) на мощности 2,5 МВт приведены в таблице 4.3.

Т а б л и ц а 4.3

Параметр	Единица измерения	Номинальное значение	Значение для срабатывания		
			УС	ПС	АЗ
Уровень воды в бассейне реактора	см	710-728	(Н -2)	690	680
Температура воды на входе в активную зону	°С	40-44	-	45	-
Температура воды в трубопроводе 1-го контура	°С	40-44	-	-	48
Температура воды на выходе из активной зоны	°С	44-48	-	-	-
Перепад давления на активной зоне	мм. вод.ст.	470-520	формируется БКСО		
Расход воды в 1-м контуре при работе двух насосов	м³/ч	140-150	-	115	-
Давление в 1-м контуре при работе двух насосов	кгс/см²	2,4	-	2,2	-
Расход воды через ионообменные фильтры 1-го контура	м³/ч	1,5-2,5	-	-	-
Расход воды во 2-м контуре при работе одного насоса	м³/ч	260	210	-	-
Давление во 2-м контуре при работе одного насоса	м³/ч	3,0	2,7	-	-
Расход в системе спецвентиляции	м³/ч	3500-5200	-	3000	3000 t>60с
Активность вент-выброса	Бк/с Ки/ч	(0,3-0,4) 10 ⁶ 0,3-0,4	-	0,45·10 ⁶ 0,45	9·10 ⁶ 0,9

Продолжение таблицы 4.3

Параметр	Единица измерения	Номинальное значение	Значение для срабатывания		
			УС	ПС	АЗ
Активность газа в надреакторном пространстве	Бк/л Ки/л	$5,5 \cdot 10^3$ $1,5 \cdot 10^{-7}$	-	$1,85 \cdot 10^2$ $5 \cdot 10^{-7}$	$2,59 \cdot 10^2$ $7 \cdot 10^{-7}$ $t > 60c$
Мощность дозы гамма-излучения на трубопроводах 1-го контура	мкГр/с мкР/с	0,65 65	-	1 100	1,3 130 $t > 60c$
Мощность дозы гамма-излучения на трубопроводах 2-го контура	мкГр/с мкР/с	$5 \cdot 10^{-4}$ 0,05	-	$1,5 \cdot 10^{-3}$ 0,15	-

4.5 Техническое обслуживание систем

Контроль качества при изготовлении и монтаже узлов и устройств реактора в случае проведения ремонтных работ или замены оборудования и трубопроводов производится в соответствии с Правилами ПНАЭ Г-7-008-89. Сварные соединения оборудования и трубопроводов систем охлаждения выполняются в соответствии с основными положениями по сварке ПНАЭ Г-7-009-89 с последующим контролем, предусмотренным Правилами ПНАЭ Г-7-010-89.

Периодическая проверка работоспособности и техобслуживание систем и устройств реактора проводятся с целью обеспечения выполнения эксплуатационных условий и пределов. Периодичность проверок и техобслуживания, а также объем проводимых работ соответствуют инструкциям по эксплуатации систем реактора и приведены в таблице 4.4.

Т а б л и ц а 4.4

Оборудование, выполняемая функция	Периодичность испытаний и проверок
1. Блоки защиты БЗ-1,2,3	
1.1. Защита по уровню мощности и скорости нарастания мощности	1 раз в неделю

Продолжение таблицы 4.4

Оборудование, выполняемая функция	Периодичность испытаний и проверок
1.2. Контроль уровня мощности и скорости изменения мощности	1 раз в квартал
1.3. Поверка блоков защиты	1 раз в 2 года
2. Автоматический регулятор	1 раз в квартал
2.1. Поверка канала "МИРАЖ" – автоматиче- ского регулятора	1 раз в 2 года
3. Ионизационные камеры	
3.1. Контроль сопротивления изоляции линий связи подвесок ионизационных камер	1 раз в квартал
3.2. Контроль отсутствия воды в каналах подвесок ионизационных камер	1 раз в квартал
4. Исполнительные органы СУЗ, осмотр	2 раза в год
5. Сервоприводы СУЗ, осмотр, смазка	2 раза в год
6. Блоки управления сервоприводами БУАЗ, БУСП, осмотр корзин и разъемов	1 раз в год
7. Самописцы мощности, осмотр, смазка	1 раз в квартал
8. Блоки системы УЗОР, БР, СУ, БС, БЗИ, БСС, УПЦ, полная проверка по соответствующим программам-методикам (ПМ)	1 раз в год по графику
9. Контроль действия блокировок, осуществля- емых логикой системы УЗОР	
9.1. Невозможность взвода стержней АЗ при наличии аварийного сигнала	1 раз в неделю
9.2. Невозможность перемещения органов АР и КС в сторону увеличения реактивности, если органы АЗ не взведены в верхнее положение	1 раз в неделю
9.3. Невозможность взвода более одной группы КС одновременно	1 раз в неделю
9.4. Возможность остановки реактора кнопкой АЗ из помещения пульта управления и помеще- ния реакторного зала	1 раз в неделю

Продолжение таблицы 4.4

Оборудование, выполняемая функция	Периодичность испытаний и проверок
9.5. Невозможность перемещения органов АР и КС в сторону увеличения реактивности при: прохождении одного сигнала "Отказ блока защиты"; превышении номинальной уставки защиты по мощности или номинальной уставки на рабочее значение приведенной скорости увеличения мощности (два из трех); превышении предупредительной уставки защиты по мощности (два из трех); превышении предупредительной уставки защиты по скорости (два из трех); отсутствии сигнала готовности указателей положения стержней; неготовом состоянии блока сигнализации	1 раз в год
9.6. Блокировка извлечения стержня АР в режиме автоматического регулирования при наличии запретов по строке 9.5	1 раз в год
10. Блоки управления сервоприводами БУАЗ, БУСП	1 раз в квартал
10.1. Обеспечение скорости увеличения реактивности при подъеме стержней АЗ, АР, КС не более $0,07 \beta_{эф}/с$	1 раз в квартал
10.2. Обеспечение введения положительной реактивности стержнями АР, КС в ручном режиме шагами весом не более $0,3\beta_{эф}$	1 раз в квартал
10.3. Возможность разрыва цепи питания двигателей АР, КС из помещения пульта управления	1 раз в неделю
11. Блоки сигнализации и звуковых извещений БСС, БЗИ	1 раз в 2 недели
12. Резервные источники питания БРП 9, БРП 24	1 раз в 2 месяца
13. Приборы измерения перепада давления на активной зоне	1 раз в год

Продолжение таблицы 4.4

Оборудование, выполняемая функция	Периодичность испытаний и проверок
14. Приборы измерения расхода воды в 1-м и 2-м контурах охлаждения	1 раз в год
15. Приборы измерения температуры воды в контурах охлаждения и в бассейне реактора	1 раз в год
16. Каналы сигнализации о возникновении СЦР в хранилищах топлива	1 раз в квартал
17. Трубопроводы 1-го контура	1 раз в год
18. Теплообменники	1 раз в год
19. Насосы 1-го контура	1 раз в год
20. Перегрузочный инструмент	перед перегрузкой
21. Бассейн реактора, системы аварийной подачи воды, заглушки ГЭК, система локализации и сбора аварийных протечек	1 раз в год
22. Тепловыделяющие сборки	осмотр перед загрузкой, КГО по мере необходимости

Все работы по техническому обслуживанию систем и оборудования реактора проводятся только с разрешения начальника смены.

Работы по графикам техобслуживания, а также устранение отмеченных дефектов оборудования производятся, как правило, в дни профилактики, о чем делается запись в журнале заявок на проведение работ. В журнал заносятся содержание работ и фамилии ответственных исполнителей.

Заявки оформляются в форме плана на проведение работ в день профилактики, который утверждается главным инженером реактора.

По окончании профилактических работ производится проверка, опробование и предъявление начальнику смены систем и оборудования, о чем делаются записи в оперативном журнале, журнале заявок и в журналах техобслуживания соответствующих систем.

При необходимости внесения изменений в системы:

- разрабатывается техническое решение на изменение;
- согласовывается предполагаемое изменение с главным конструктором соответствующей системы;
- производится испытание системы с внесенным изменением, составляется протокол испытаний;
- после завершения работ по внесению изменения составляется акт о выполнении работы со ссылкой на протокол испытаний.

4.6 Мероприятия, проводимые в случае нарушения требований безопасной эксплуатации

При нормальной работе оборудования и приборов и строгом соблюдении инструкций, регламентирующих эксплуатацию оборудования реактора и порядок проведения перегрузочных работ на реакторе (загрузку в реактор и выгрузку ТВС, блоков отражателя, экспериментальных устройств и др.), возникновение аварийных состояний исключено.

Возникновение аварийных состояний, кроме случаев грубого нарушения инструкций и отказов оборудования и приборов, возможно вследствие ошибок в определении подкритичности реактора при перегрузочных работах и оценке эффективности загружаемой ТВС или блока, а также в случае неисправности дистанционного инструмента для перегрузки и умышленных действий.

Порядок действий персонала при возникновении **исходных событий**, приводящих к нарушению нормальной эксплуатации, изложен в инструкциях по эксплуатации систем и оборудования реактора, "Инструкции по действиям персонала при возникновении аварийных состояний", "Плане действий органов управления и сил МИФИ по предупреждению и ликвидации чрезвычайных ситуаций в мирное время".

Общая схема действий персонала следующая:

- по обнаруженным признакам отклонения от нормальной эксплуатации выявляются возможные исходные события;
- проводится экстренная оценка ситуации, в том числе радиационной обстановки и возможных последствий, снижение уровня мощности или (при необходимости) остановка реактора;
- производится оповещение в соответствии с действующими схемами и вызов (при необходимости) персонала аварийных групп;

- проводятся первоочередные мероприятия для ликвидации нарушения, предотвращения выброса радиоактивных веществ во внешнюю среду сверх допустимых пределов;

- при радиационной аварии осуществляются защитные мероприятия в соответствии с действующими планами и требованиями Норм радиационной безопасности (НРБ-96/2009).

Расследование нарушений в работе ИРТ МИФИ осуществляется в соответствии с Положением о порядке расследования и учета нарушений в работе исследовательских ядерных установок НП-027-10.

ПРИЛОЖЕНИЕ А

Автоматическое управление мощностью исследовательского ядерного реактора - структура, качество, устойчивость

А1 ОБЩИЕ ЗАМЕЧАНИЯ

При изучении процессов управляемого изменения мощности исследовательских ядерных реакторов (ИЯР) приходится принимать во внимание тот факт, что режим работы ИЯР заметно отличается от режимов работы реакторных установок АЭС. Существенными особенностями процессов управления ИЯР являются следующие:

1) Цель управления состоит в поддержании или изменении по заданной программе плотности потока нейтронов, при этом процессы теплопередачи, не являясь целью управления, определяют ограничения и мощностные эффекты;

2) Гораздо чаще осуществляются пуски реактора из подкритического (заглушенного) состояния и маневрирование мощностью, в этих случаях управляемое изменение мощности в широком диапазоне требует тщательного учета динамических свойств аппаратуры контроля мощности;

3) Необходимость повышения точности и сокращения времени экспериментов, связанных с маневрированием мощностью, требует автоматизации управления мощностью в широком диапазоне её изменения.

А2 ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР КАК ОБЪЕКТ УПРАВЛЕНИЯ И ЗАЩИТЫ

А2.1 Уравнения кинетики

При рассмотрении вопросов безопасности ИЯР вполне достаточным математическим описанием является точечная (пространственно-независимая) модель кинетики реактора [1].

Упрощенный динамический нейтронный цикл в ядерном реакторе может быть представлен в виде схемы, приведенной на рисунке А2.1.

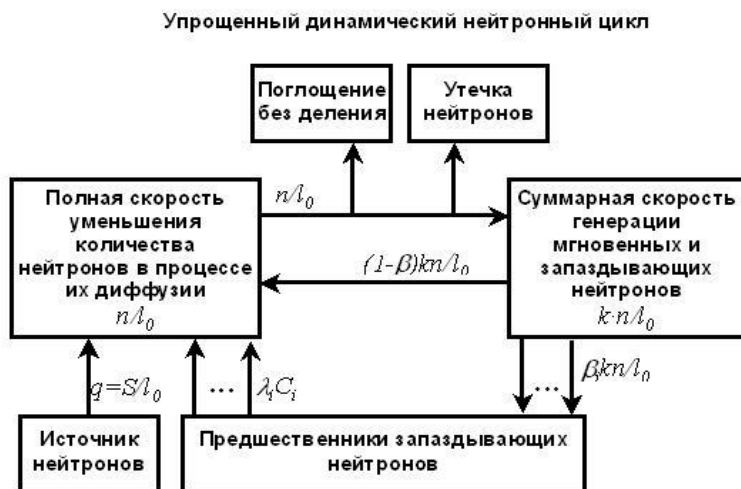


Рисунок А2.1

Если $n(t)$ – количество нейтронов в системе в момент времени t , а l_0 – среднее время жизни нейтронов, то полная скорость уменьшения количества нейтронов равна n/l_0 . Коэффициент размножения k представляет собой полное количество нейтронов, как мгновенных, так и латентных (ядра-предшественники запаздывающих нейтронов), образующихся в системе в расчёте на один нейтрон, исчезнувший из системы любым путем. При этом полная скорость генерации нейтронов равна $(k \cdot n)/l_0$.

Мгновенные нейтроны возвращаются в цикл немедленно, а латентные – с различными средними временами запаздывания,

равными $1/\lambda_i$. Ядра-предшественники запаздывающих нейтронов i -го сорта (их доля равна β_i) генерируются со скоростью $(\beta_i \cdot k \cdot n)/l_0$. Скорость генерации мгновенных нейтронов равна $(1-\beta)(k \cdot n)/l_0$, где $\beta = \sum \beta_i$. Если C_i – количество ядер-предшественников i -го сорта, то скорость генерации запаздывающих нейтронов равна $\sum \lambda_i C_i$. С учётом мощности источника нейтронов S/l_0 выражение для скорости изменения количества нейтронов в системе имеет вид

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{1-\beta}{l_0} k \cdot n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + \frac{S}{l_0} - \frac{n}{l_0} \quad (A2.1)$$

Скорость изменения количества ядер-предшественников запаздывающих нейтронов i -го сорта описывается уравнением

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{k \cdot \beta_i}{l_0} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (A2.2)$$

Определяя среднее время генерации нейтронов как $l = l_0/k$ и реактивность как $\rho = (k - 1)/k$, получаем уравнения точечной модели кинетики ядерного реактора

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{l} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + \frac{S}{l} \quad (A2.3)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (A2.4)$$

Количество групп ("сортов") запаздывающих нейтронов i обычно принимают равным шести. При этом удовлетворительно описываются все имеющиеся данные по спаду скорости генерации запаздывающих нейтронов.

Для того, чтобы учесть влияние энергии, выделяющейся при делении ядер, на протекание процессов в реакторе необходимо представить реактивность в виде суммы реактивности управления и реактивности обратной связи

$$\rho = (\rho_y + \rho_{oc}) \quad (A2.5)$$

и дополнить систему (A2.3), (A2.4) уравнением для реактивности обратной связи

$$\frac{d\rho_{oc}}{dt} = \frac{k_{\rho}}{\tau_{\rho}} n(t) - \frac{1}{\tau_{\rho}} \rho_{oc}(t) \quad (A2.6)$$

где k_{ρ} – мощностной коэффициент реактивности,

τ_{ρ} – постоянная времени обратной связи по реактивности.

В общем случае уравнений вида (2.6) должно быть несколько. Параметр, который приводит к изменению реактивности, коэффициент и постоянная времени в каждом из этих уравнений должны соответствовать физическому механизму обратной связи (нагрев горючего, теплоносителя, замедлителя, образование пара и т.п.).

A2.2 Упрощенные модели кинетики

Полная математическая модель кинетики (A2.3)...(A2.6) оказывается довольно сложной для анализа всех возможных динамических процессов в реакторе. Однако учёт особенностей каждого режима дает возможность упростить рассматриваемые при этом модели. Удобным инструментом упрощений является логарифмическая модель кинетики реактора. Переход к ней от уравнений (A2.3), (A2.4) осуществляется следующим образом. Уравнения (A2.3), (A2.4) представляем в виде

$$a(t) = \frac{\rho(t)}{l} + \frac{1}{l} \sum_{i=1}^6 z_i(t) + \frac{S}{l \cdot n(t)}, \quad (A2.7)$$

$$\frac{dz_i(t)}{dt} = \beta_i a(t) - [\lambda_i + a(t)] z_i(t), \quad (A2.8)$$

где
$$a(t) = \frac{1}{n(t)} \frac{dn(t)}{dt}, \quad z_i(t) = \frac{l}{n(t)} \frac{dC_i(t)}{dt}.$$

Дифференцируя (A2.7) и подставляя $dz_i(t)/dt$ из (A2.8), с учетом того, что

$$\sum_{i=1}^6 z_i(t) = \frac{\rho(t)}{l} - a(t) + \frac{S}{l n(t)}, \quad (A2.9)$$

получаем

$$\frac{da(t)}{dt} = \frac{1}{l} \frac{d\rho}{dt} + \frac{(\rho - \beta)a(t)}{l} - [a(t)]^2 + \frac{1}{l} \sum_{i=1}^6 \lambda_i z_i(t) + \frac{d}{dt} \left[\left(\frac{1}{l} - 1 \right) \frac{S}{l n(t)} \right]. \quad (A2.10)$$

Структурная модель с явно представленными координатами $a(t)$ и $z_i(t)$ показана на рисунке A2.2.

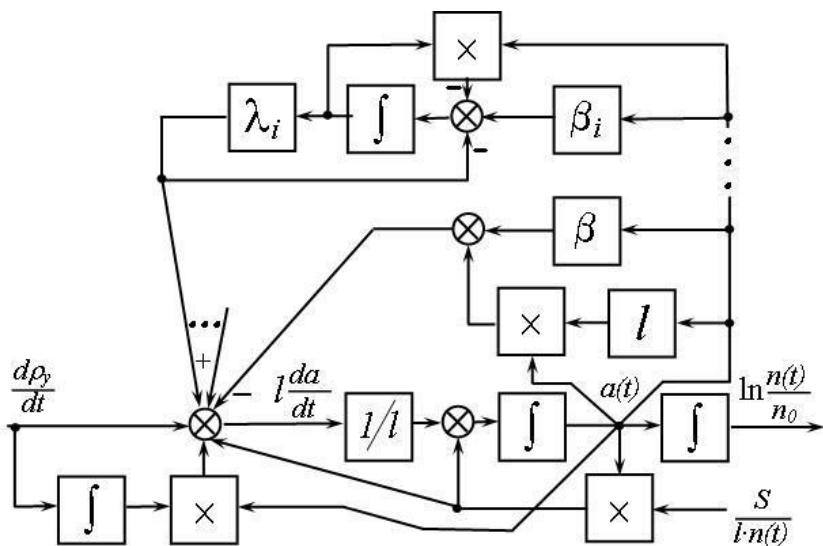


Рисунок А2.2 - Структурная модель (А2.10)

Наиболее важным упрощением модели кинетики ядерного реактора при анализе работы системы управления и защиты является предположение о нулевом времени генерации ("модель мгновенного скачка"). При этом в уравнении (А2.3) считается пренебрежимо малым произведение $l \cdot \frac{dn}{dt}$. Таким способом порядок системы уравнений (А2.3)...(А2.6) понижается на единицу. Возможность применения модели мгновенного скачка может быть оценена, исходя из неравенства [1]

$$\beta - \rho \gg \sqrt{l \left| \lambda \beta + \frac{d\rho}{dt} \right|} \quad , \quad (\text{А2.11})$$

$$\text{где } \lambda = 1 / \sum_i \frac{\beta_i}{\lambda_i \beta}.$$

Использованная в выражении (А2.11) постоянная λ представляет собой среднюю постоянную распада ядер-предшественников запаздывающих нейтронов. Такой приём позволяет перейти от нескольких уравнений для запаздывающих нейтронов к одному.

В ряде случаев это удобно для проведения качественного, а иногда и количественного анализа.

Кроме упрощения мгновенного скачка и одной группы запаздывающих нейтронов можно сделать еще ряд допущений, учитывающих особенности рассматриваемого режима работы ядерного реактора (таблица А2.1).

Таблица А2.1

Режим работы	Основные особенности	Упрощающие допущения
1 Управление мощностью вблизи критического состояния реактора	Малые отклонения мощности Δn от постоянного уровня n_k , малые изменения реактивности $\Delta \rho$ вблизи критичности	$n \gg S / \beta$, $\Delta \rho \cdot n_k \gg \Delta \rho \cdot \Delta n$, $l \frac{dn}{dt} \approx 0$, $\rho_{oc} = 0$, $\sum_i \lambda_i C_i = \lambda C$, $\lambda = 1 / \sum_i \frac{\beta_i}{\lambda_i \beta}$
2 Изменение мощности в промежуточном диапазоне	Диапазон изменения мощности составляет несколько порядков. Влияние обратной связи по реактивности несущественно	$n \gg S / \beta$, $l \frac{dn}{dt} \approx 0$, $\rho_{oc} = 0$
3 Изменение мощности от заглушённого состояния до минимального критического уровня	Существенно влияние источника нейтронов. Остальное - аналогично случаю 2	$l \frac{dn}{dt} \approx 0$, $\rho_{oc} = 0$
4 Изменение мощности в энергетическом диапазоне	Существенно влияние обратной связи по реактивности, влияние источника пренебрежимо мало	$n \gg S / \beta$, $l \frac{dn}{dt} \approx 0$

Упрощающие допущения, приведенные в таблице А2.1, позволяют перейти к следующим математическим моделям:

I. Линейная модель с одной группой запаздывающих нейтронов, получаемая из уравнений (2.3), (2.4) подстановкой

$$n(t) = n_k + \Delta n(t),$$

$$\rho(t) = 0 + \Delta \rho(t),$$

$$C(t) = C_k + \Delta C(t) = \frac{\beta}{l} n_k + \Delta C(t),$$

имеет вид

$$\frac{d\Delta n(t)}{dt} = \frac{n_k}{\beta} \left(\frac{d\Delta \rho(t)}{dt} + \lambda \Delta \rho(t) \right) \quad . \quad (A2.12)$$

2. Модель мгновенного скачка, которая с учётом предположения о малости произведения $l \cdot a(t)$ имеет вид

$$n(t) = \frac{l}{\beta - \rho(t) - \rho_{oc}(t)} \sum_i \lambda_i C_i(t) + \frac{S}{\beta - \rho(t) - \rho_{oc}(t)} \quad , \quad (A2.13)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad , \quad (A2.14)$$

$$\frac{d\rho_{oc}(t)}{dt} = \frac{k_\rho}{\tau_\rho} - \frac{k}{\tau_\rho} \rho_{oc} \quad . \quad (A2.15)$$

При анализе пусковых процессов в модели (A2.13), (A2.14), (A2.15) считают $\rho_{oc} = 0$. При рассмотрении процессов в энергетическом диапазоне пренебрегают величиной S . Для процессов в промежуточном диапазоне несущественно влияние как S , так и ρ_{oc} . (Случаи 3, 4, 2 таблицы A2.1 соответственно).

Эти модели будут использованы в дальнейшем изложении.

A2.3 Инверсное решение уравнений кинетики

Одним из интересных и полезных способов анализа динамических процессов в реакторе является инверсный метод [2], который заключается в подстановке в уравнения кинетики требуемого (или заданного) закона изменения мощности во времени.

Рассмотрим процесс изменения мощности в промежуточном диапазоне.

Допустимый по условию ограниченной скорости процесс увеличения мощности из критического состояния представляет собой экспоненту, нарастающую до уровня n_k , после чего скорость изменения мощности становится равной нулю.

Такой процесс изменения мощности описывается выражениями

$$n = n_0 e^{a_\uparrow(t-t_0)} \quad \text{при} \quad t_0 \leq t < t_k, \quad (A2.16)$$

$$n = n_0 e^{a_\uparrow(t_k-t_0)} = n_k \quad \text{при} \quad t \geq t_k, \quad (A2.17)$$

где n_0 - начальный уровень мощности,

$a_\uparrow$ - приведённая скорость увеличения мощности,

t_0, t_k - время начала и окончания изменения мощности,

n_k - конечный уровень мощности.

Подставляя закон изменения мощности (A2.16) в уравнения кинетики (A2.13), (A2.14) в предположении $\rho_{oc} = 0, S = 0$, получаем

$$0 = \frac{\rho}{\beta} n_0 e^{a_{\uparrow}(t-t_0)} - \sum_i \frac{dC_i(t)}{dt} \quad , \quad (\text{A2.18})$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n_0 e^{a_{\uparrow}(t-t_0)} - \lambda_i C_i(t) \quad . \quad (\text{A2.19})$$

Решая уравнение (A2.19), получаем

$$C_i(t) = \frac{\beta_i}{l} \frac{n_0}{a_{\uparrow} + \lambda_i} (e^{a_{\uparrow}(t-t_0)} + \frac{a_{\uparrow}}{\lambda_i} e^{\lambda_i(t-t_0)}) \quad . \quad (\text{A2.20})$$

С учетом (A2.20) из (A2.18) следует

$$\rho = \sum_i \frac{a_{\uparrow} \beta_i}{a_{\uparrow} + \lambda_i} (1 - e^{-(a_{\uparrow} + \lambda_i)(t-t_0)}) \quad \text{при} \quad t_0 \leq t \leq t_{\kappa} \quad , \quad (\text{A2.21})$$

При $t \gg t_0$ из (A2.21) получаем

$$\rho_a = \sum_i \frac{a_{\uparrow} \beta_i}{a_{\uparrow} + \lambda_i} \quad , \quad (\text{A2.22})$$

Выражение (A2.22) известно как "формула обратных часов", связывающее асимптотические значения реактивности ρ_a и периода $T = 1/a_{\uparrow}$.

Для времен $t > t_{\kappa}$ уравнения кинетики приобретают вид

$$0 = \frac{\rho}{\beta} n_{\kappa} - \sum_i \frac{dC_i(t)}{dt} \quad , \quad (\text{A2.23})$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n_{\kappa} - \lambda_i C_i(t) \quad . \quad (\text{A2.24})$$

Решая систему (A2.23), (A2.24) с начальными условиями

$$C_i(t_{\kappa}) = \frac{\beta_i}{l} \frac{n_0}{a_{\uparrow} + \lambda_i} (e^{a_{\uparrow}(t_{\kappa}-t_0)} + \frac{a_{\uparrow}}{\lambda_i} e^{\lambda_i(t_{\kappa}-t_0)}) \quad , \quad (\text{A2.25})$$

получаем

$$\rho = \sum_i \frac{a_{\uparrow} \beta_i}{a_{\uparrow} + \lambda_i} (1 - e^{-(a_{\uparrow} + \lambda_i)(t_{\kappa}-t_0)}) e^{-\lambda_i(t-t_{\kappa})} \quad \text{при} \quad t \geq t_{\kappa} \quad . \quad (\text{A2.26})$$

Для случая $t_{\kappa} \gg t_0$ выражение (A2.26) приобретает вид

$$\rho = \sum_i \frac{a_{\uparrow} \beta_i}{a_{\uparrow} + \lambda_i} e^{-\lambda_i(t-t_{\kappa})} \quad . \quad (\text{A2.27})$$

Процессы, описываемые (A2.16), (A2.17), (A2.21), (A2.26) показаны на рисунке A2.3.

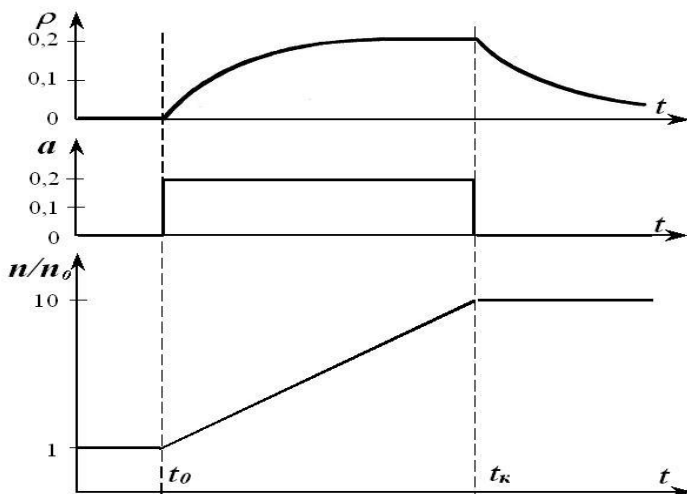


Рисунок A2.3

A2.4 Увеличение мощности из подкритического состояния (модель с источником)

Предположение о малости источника по сравнению с рассматриваемым уровнем мощности несправедливо в режиме пуска реактора из подкритического состояния. Уравнение (A2.13) в этом случае имеет вид

$$n(t) = \frac{l}{\beta - \rho(t)} \sum_i \lambda_i C_i(t) + \frac{S}{\beta - \rho(t)}. \quad (\text{A2.28})$$

уравнение (A2.14) при этом остается без изменений.

Для реализации программы (A2.16), (A2.17) реактивность необходимо изменять по закону:

$$\rho(t) = \sum_i \frac{a_{\uparrow} \beta_i}{a_{\uparrow} + \lambda_i} (1 - e^{-(a_{\uparrow} + \lambda_i)(t - t_0)}) - \frac{S}{n_0} e^{-a_{\uparrow}(t - t_0)} \quad (\text{A2.29})$$

при $t_0 \leq t \leq t_k$,

$$\rho(t) = \sum_i \frac{a_{\uparrow} \beta_i}{a_{\uparrow} + \lambda_i} (1 - e^{-(a_{\uparrow} + \lambda_i)(t_K - t_0)}) e^{-\lambda_i(t - t_K)} - \frac{S}{n_0} e^{-a_{\uparrow}(t_K - t_0)} \quad (\text{A2.30})$$

при $t \geq t_K$.

Безопасный процесс увеличения мощности из подкритического состояния должен состоять из трех участков:

а) введение положительной реактивности с постоянной допустимой скоростью до момента достижения заданной приведенной скорости $a_{\uparrow}$;

б) движение со скоростью $a_{\uparrow}$ до момента достижения уровня n_K ;

в) мгновенная стабилизация физической мощности на уровне n_K .

Вид этого процесса показан на рисунке А2.4.

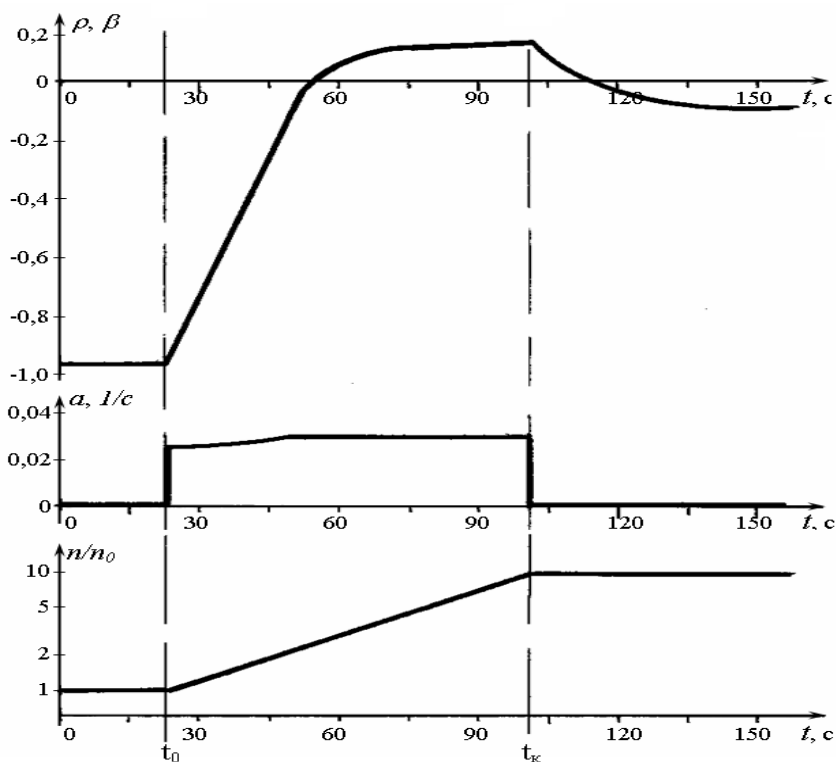


Рисунок А2.4

Величина начальной ступеньки по приведенной скорости равна

$$\Delta a(t_0) = \frac{\beta a_{\uparrow}}{\beta + S/n_0}. \quad (\text{A2.31})$$

Важной особенностью процесса является то, что в момент достижения скорости $a_{\uparrow}$ реактивность отрицательна.

A2.5 Увеличение мощности в энергетическом диапазоне

Основная особенность управления мощностью ИЯР в энергетическом диапазоне – существенное влияние обратной связи по реактивности на вид процессов увеличения физической мощности. Эта обратная связь, приведенная к физической мощности, в рамках точечной модели кинетики описывается дифференциальным уравнением (A2.15).

Полная реактивность системы получается суммированием реактивностей управления и обратной связи.

Подстановка в (A2.15) требуемого закона изменения $n(t)$ (A2.16, A2.17) дает возможность получить зависимость реактивности обратной связи от времени.

Возможный вид переходных процессов в энергетическом диапазоне для различных значений τ_{ρ} показан на рисунках A2.5, A2.6 (величина k_{ρ} предполагается отрицательной).

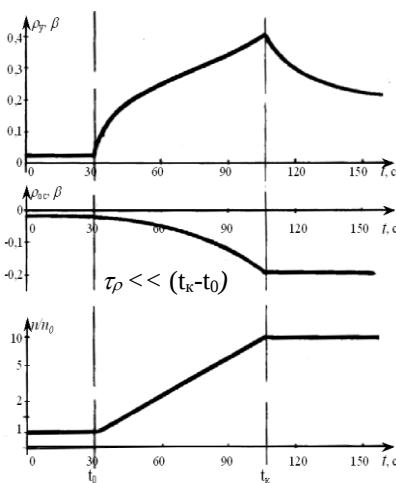


Рисунок 2.5

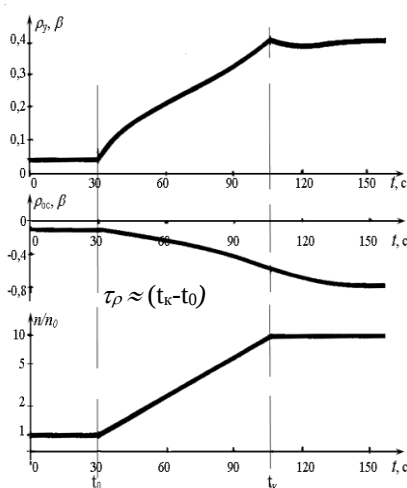


Рисунок 2.6

Основной результат проведенного рассмотрения состоит в том, что для реакторов с отрицательной внутренней обратной связью по реактивности стабилизация на достигнутом уровне мощности n_k происходит мгновенно.

A2.6 Снижение мощности

Для режима снижения мощности с постоянной приведённой скоростью справедливы соотношения (A2.21) и (A2.26), в которых величину $a_{\uparrow}$ следует заменить на $(-a_{\downarrow})$.

Отличительной особенностью процесса снижения мощности является наличие в показателях экспонент разностей $(\lambda_i - a_{\downarrow})$, которые могут быть отрицательными при $a_{\downarrow} > \lambda_i$, что означает расходимость соответствующих экспонент. Графики этих процессов для различных значений $a_{\downarrow}$ показаны на рисунках A2.7, A2.8.

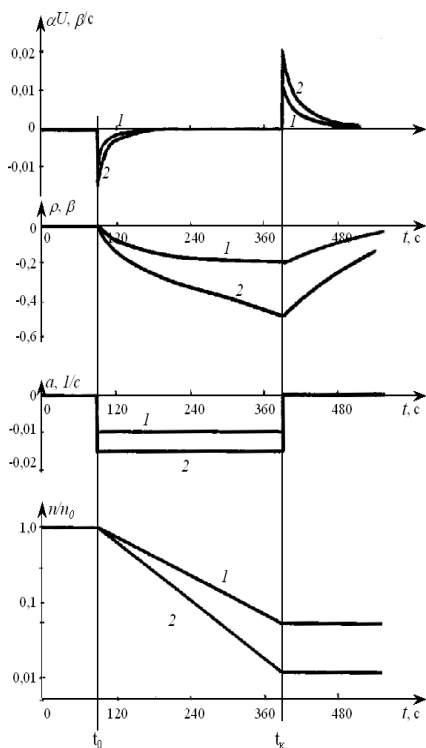


Рисунок A2.7

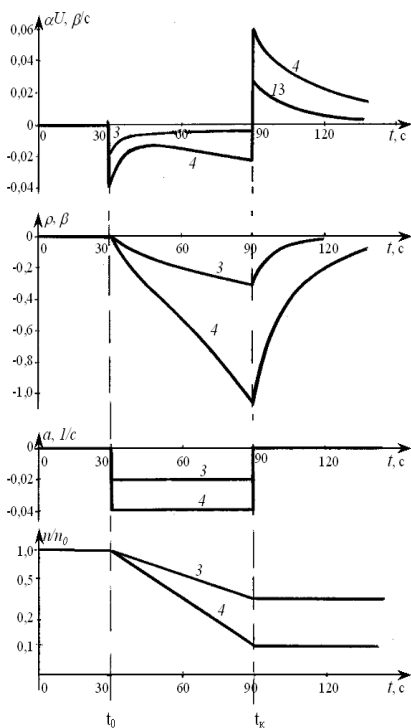


Рисунок A2.8

А2.7 Линейное изменение реактивности

Случай линейного изменения реактивности представляет особый интерес при анализе динамики ядерного реактора. Это обусловлено тем, что такое изменение реактивности имеет место при пусках реактора и при отказах в цепях управления двигателями приводов СУЗ.

В общем виде уравнения кинетики для случая $\rho(t) = \rho_0 + \gamma t$ не разрешимы.

Характер процесса может быть оценен из рассмотрения модели мгновенного скачка с одной группой запаздывающих нейтронов.

Полагая в уравнении (А2.13) $\rho_{oc} = 0$ и подставляя выражения для $C(t)$ и $dC(t)/dt$ в уравнение (А2.15), получаем

$$\frac{d\Delta n(t)}{dt} = \frac{n(t)}{\beta - \rho} \left(\frac{d\rho(t)}{dt} + \lambda\rho(t) \right) + \frac{\lambda S}{\beta - \rho} \quad . \quad (\text{А2.32})$$

При стационарном начальном состоянии выполняется условие

$$S = -n_0 \rho_0 = n_0 |\rho_0| \quad . \quad (\text{А2.33})$$

С учетом этого из (А2.28) следует

$$a(t) = \frac{1}{n(t)} \cdot \frac{d\Delta n(t)}{dt} = \frac{1}{\beta - \rho} \left(\frac{d\rho(t)}{dt} + \lambda\rho(t) \right) + \frac{n_0}{n(t)} \frac{\lambda |\rho_0|}{\beta - \rho} \quad . \quad (\text{А2.34})$$

Уравнение (А2.30) дает возможность оценить сверху значение приведенной скорости $a(t)$ в момент достижения критического состояния, т.е. при $\rho = 0$

$$a|_{\rho=0} \approx \frac{\gamma}{\beta} + \lambda\rho(t) + \frac{\lambda |\rho_0|}{10\beta} \quad . \quad (\text{А2.35})$$

В [1] приведены менее грубые оценки мощности и приведенной скорости в момент достижения критичности

$$n|_{\rho=0} \approx n_0 |\rho_0| \sqrt{\pi\lambda / 2\gamma\beta} \quad , \quad (\text{А2.36})$$

$$a|_{\rho=0} \approx \frac{\gamma}{\beta} + \sqrt{2\lambda\gamma / \pi\beta} \quad . \quad (\text{А2.37})$$

Следует отметить, что при отсутствии источника (т.е. $S = 0$) уравнение (А2.32) разрешается относительно приведенной скорости

$$a(t) = \frac{1}{n(t)} \cdot \frac{d\Delta n(t)}{dt} = \frac{1}{\beta - \rho} \left(\frac{d\rho(t)}{dt} + \lambda\rho(t) \right) \quad . \quad (\text{А2.38})$$

Отсюда легко получается закон изменения мощности при линейном изменении реактивности

$$n(t) = n_0 e^{-\lambda t} \cdot \left(\frac{\beta}{\beta - \gamma} \right)^{(1 + \frac{\lambda \beta}{\gamma})} \quad (\text{A2.39})$$

График, описываемый выражением (A2.35) и точное решение приведены на рисунке A2.9.

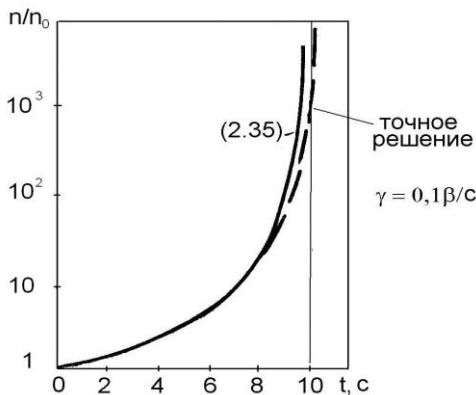


Рисунок А2.9

A2.8 Ступенчатые приращения скорости изменения реактивности

Полезно оценить характер изменения мощности при ступенчатых приращениях γ , т.е. скорости изменения реактивности.

Учитывая, что

$S = 0$, и полагая

$\rho_{oc} = 0$, упростим структурную модель рисунка А2.2. Новая структура показана на рисунке А2.10.

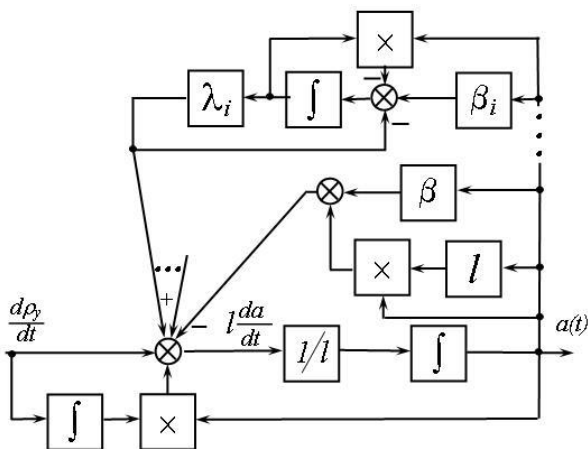


Рисунок А2.10

Реакция интегратора с обратной связью $(\beta+la-\rho)$ на ступеньку $d\rho(t)/dt=\Delta\gamma$ представляет собой экспоненту (аналогично так называемому аperiodическому звену)

$$\Delta a(t) = \frac{\Delta \gamma}{\beta - \rho + a \cdot l} \left(1 - e^{-\frac{\beta - \rho + a \cdot l}{l} t} \right). \quad (\text{A2.40})$$

Таким образом, с постоянной времени $\tau = l/(\beta - \rho + a \cdot l)$ устанавливается значение

$$\Delta a = \frac{\Delta \gamma}{\beta - \rho + a \cdot l}.$$

При $a < 0,1 \text{ с}^{-1}$ (периоды больше 10 с) и $l < 10^{-3}$ выполняется соотношение

$$(\beta - \rho) \approx 30a \cdot l. \quad (\text{A2.41})$$

Поэтому в (A2.40) можно пренебречь членом $a \cdot l$ (структуры на рисунке A2.11).

Приращения приведенной скорости $\Delta a = \Delta \gamma/(\beta - \rho)$ будут устанавливаться за времена порядка $\Delta t = l/(\beta - \rho) \leq 0,2 \text{ с}$.

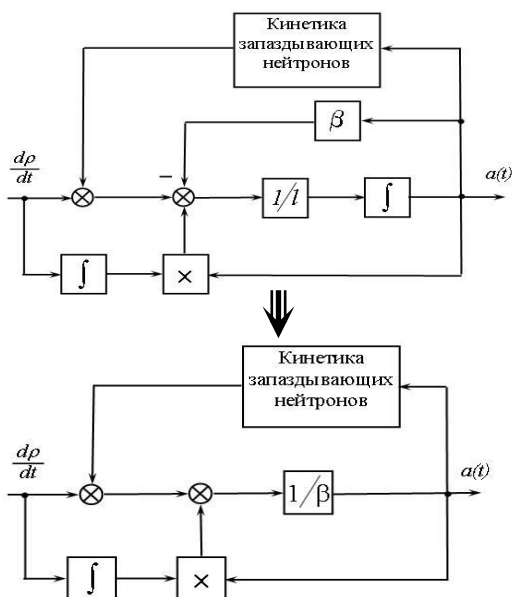


Рисунок A2.11

С точки зрения задач управления ИЯР это означает практически мгновенную реакцию приведенной скорости $a(t)$ на конечное изменение скорости введения реактивности.

А3 АНАЛИЗ И СИНТЕЗ СИСТЕМ АВТОМАТИЧЕСКОГО УПРАВЛЕНИЯ (НАЧАЛЬНЫЕ СВЕДЕНИЯ)

А3.1 Анализ управляемых процессов на фазовой плоскости

Поскольку процессы управления ядерным реактором являются существенно нелинейными, необходимо для их исследования использовать соответствующий аналитический инструмент. Удобство и наглядность выделяют в качестве такового метод фазовой плоскости [3].

В общем случае уравнения, описывающие поведение нелинейной динамической системы, могут быть представлены в виде

$$y_j = \Phi_j(x_1 \dots x_m, u_1 \dots u_s, t), \quad (\text{A3.1})$$

$$\frac{dx_i}{dt} = \Psi_i(x_1 \dots x_m, u_1 \dots u_s, t), \quad (\text{A3.2})$$

где $y_j (j = 1 \dots n)$ - выходные величины,

$x_i (i = 1 \dots m)$ - переменные состояния,

$u_k (k = 1 \dots s)$ - управления, t - время.

Решение системы уравнений (A3.1, A3.2) при заданных начальных условиях позволяет для каждой координаты x_i определить описывающую функцию времени $y_j(t)$. Процесс, наблюдаемый в системе, можно изобразить в виде линии в n -мерном пространстве состояний.

В том случае, когда управляющие воздействия $u_1 \dots u_s$ не зависят от времени, а зависят только от значений переменных состояния (или выходных величин), систему (A3.1, A3.2) можно, исключая время, свести к $(n-1)$ уравнению. Это дает возможность рассматривать процесс, протекающий во времени неограниченно долго, в ограниченной области $(n-1)$ -мерного пространства, т.к. каждая переменная состояния физически ограничена.

Пример 1. Рассмотрим движение объекта, описываемого уравнением

$$\frac{d^2 y}{dt^2} = \frac{1}{m} u(t), \quad (\text{A3.3})$$

под действием управлений

$$u_1(t) = +U_{\text{макс}}, \quad (\text{A3.4})$$

$$u_2(t) = -U_{\text{макс}}. \quad (\text{A3.5})$$

Переменными состояния в этом случае являются

$$x_1(t) = y(t), \quad (\text{A3.6})$$

$$x_2(t) = \frac{dy(t)}{dt}. \quad (\text{A3.7})$$

С учётом этого, из (A3.3) получаем

$$\frac{dx_1}{dt} = x_2, \quad (\text{A3.8})$$

$$\frac{dx_2}{dt} = \frac{1}{m} \cdot u(t). \quad (\text{A3.9})$$

Исключая из (A3.8), (A3.9) переменную dt , приходим к уравнению

$$x_2 \cdot dx_2 = \frac{u(t)}{m} \cdot dx_1. \quad (\text{A3.10})$$

В случае, когда управление не зависит от времени и принимает значение $u(t) = \Delta = \pm U_{\text{макс}}$, непосредственным интегрированием (A3.10) получаем

$$\frac{1}{2} (x_2^2 - x_{20}^2) = \frac{\Delta}{m} \cdot (x_1 - x_{10}). \quad (\text{A3.11})$$

где x_{10} и x_{20} - значения переменных x_1 и x_2 в нулевой момент времени. Траектории движения на плоскости показаны на рисунке A3.1.

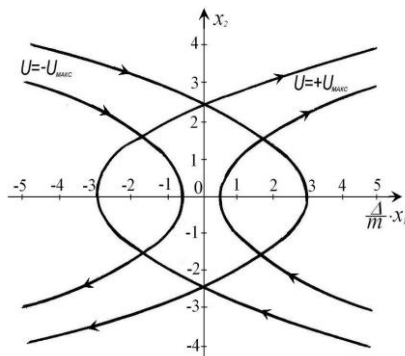


Рисунок A3.1

Метод фазовой плоскости оказывается очень полезным для анализа и синтеза оптимальных по быстродействию систем управления. Обусловлено это тем, что для объектов, описываемых линейными дифференциальными уравнениями, и для некоторых других оптимальное управление состоит в последовательном переключении управляющего воздействия с максимального положительного на максимальное по модулю отрицательное.

Процедура синтеза оптимального закона управления для таких систем состоит в следующем [4]:

- определяют цель управления;
- исследуют условия, позволяющие удержать объект в области цели;
- исследуют движения объекта под воздействием управлений $u(t) = \pm U_{\text{макс}}$, т.к. эти управления являются элементами оптимальной последовательности;

- определяют геометрические места точек переключения управления, разделяющие фазовую плоскость на области отрицательного и положительного управления, т.е. закон управления, учитывая при этом, что количество интервалов постоянства управления для неколебательных объектов на единицу меньше порядка дифференциального уравнения, описывающего этот объект.

Пример 2: Рассмотрим задачу оптимального по быстродействию перевода объекта примера 1 в точку с координатами $x_1=0$, $x_2=0$.

Область цепи в этом случае совпадает с началом координат. При этом нулевое управление обеспечивает нахождение объекта в области цепи, после её достижения. Поскольку на завершающем этапе движение всегда будет происходить по траекториям, проходящим через начало координат, то линия переключения представляет собой комбинацию отрезков фазовых траекторий при $u(t) = -U_{\text{макс}}$ и $u(t) = +U_{\text{макс}}$, проходящих через ноль. Линия переключения и фазовые траектории переходных процессов показаны на рисунке А3.2.

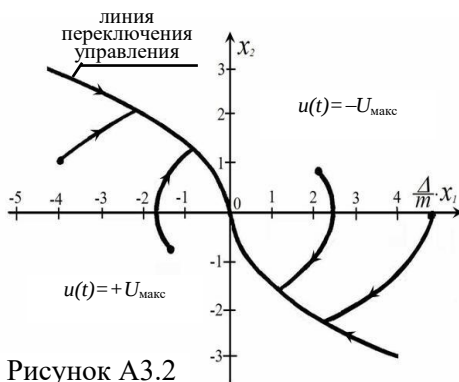


Рисунок А3.2

Пример 3: Необходимо синтезировать оптимальный по быстродействию закон управления выходной координатой объекта, описываемого уравнениями

$$\frac{dy(t)}{dt} = \left(\frac{d\rho(t)}{dt} + \lambda \cdot \rho(t) \right), \quad (\text{A3.12})$$

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = u(t). \quad (\text{A3.13})$$

Отметим, что (A3.12) аналогично линейному одногрупповому уравнению кинетики ядерного реактора.

Запишем для полноты ограничение области допустимых управлений

$$-U_{\text{макс}} \leq u(t) \leq +U_{\text{макс}}. \quad (\text{A3.14})$$

Обозначим $x_1(t) = y(t)$ и $x_2(t) = \rho(t)$.

Поскольку система линейна, решение должно получиться инвариантным относительно начального и конечного значения. Поэтому в качестве цели управления рассмотрим состояние

$$y(t) = 0 \text{ и } dy(t)/dt = 0. \quad (\text{A3.15})$$

Из уравнения (A3.12) следует, что в области цели (A3.15)

$$\frac{dx_2(t)}{dt} + \lambda \cdot x_2(t) = 0 \quad (\text{A3.16})$$

Поэтому в области цели

$$-\lambda \cdot x_2(t) = \frac{dx_2(t)}{dt} = u(t), \quad (\text{A3.17})$$

и, следовательно

$$\frac{-U_{\text{макс}}}{\lambda} \leq x_2(t) \leq \frac{+U_{\text{макс}}}{\lambda}. \quad (\text{A3.18})$$

Итак, областью цели на фазовой плоскости x_1, x_2 является отрезок оси x_2 , удовлетворяющий (A3.18). Управление, удерживающее объект в области цели, получается из (A3.16)

$$u(t) = -x_2(t_k) \lambda e^{-\lambda(t-t_k)}, \quad (\text{A3.19})$$

где $-t_k$ - момент достижения области цели.

Траектории движения на фазовой плоскости получаются из (A3.12), (A3.13) исключением времени

$$\frac{dx_1}{dx_2} = 1 + \frac{\lambda}{u(t)} x_2. \quad (\text{A3.20})$$

Отсюда при $u(t) = \pm u_{\text{макс}}$

$$(x_1 - x_{10}) = x_2 - x_{20} + \frac{\lambda}{2u} (x_2^2 - x_{20}^2). \quad (\text{A3.21})$$

Семейства траекторий (A3.21) показаны на рисунке A3.3а.

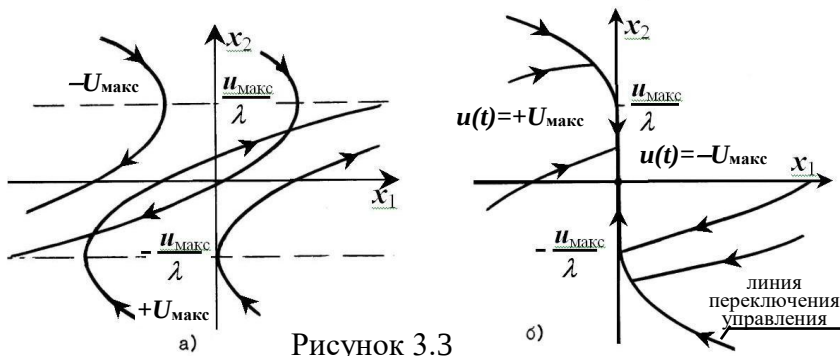


Рисунок 3.3

Вершины парабол (A3.21) лежат на прямых

$$x_2 = \pm \frac{u_{\text{макс}}}{\lambda}. \quad (\text{A3.22})$$

Линия переключения управления образуется в данном случае комбинацией отрезков фазовых траекторий и области цели.

Линия переключения и фазовые траектории переходных процессов показаны на рисунке A3.3б.

Отличительным свойством рассматриваемого объекта управления является то, что существует область начальных значений (при $x_2 = 0$), из которых объект переводится в область цели управлением одного знака. Эта область описывается соотношением

$$|y| \leq \frac{u_{\text{макс}}}{2\lambda}. \quad (\text{A3.23})$$

A3.2 Уравнения систем в изображениях по Лапласу

Во многих случаях поведение систем управления исследовательским реактором исследуется в предположении малых отклонений от некоторых средних значений. В этих случаях системы часто могут

быть описаны линейными дифференциальными уравнениями. Для их исследования можно использовать все методы теории линейных дифференциальных уравнений. Одним из таких методов является преобразование Лапласа [5]. Выражение для прямого и обратного преобразований Лапласа имеют вид (соответственно)

$$X(p) = \int_0^{\infty} x(t)e^{-pt} dt, \quad (A3.24)$$

$$x(t) = \frac{1}{2\pi j} \int_{\sigma-j\infty}^{\sigma+j\infty} X(p)e^{pt} dp, \quad (A3.25)$$

где $x(t)$ – функция времени,

$X(p)$ – изображение по Лапласу функции $x(t)$.

Применение преобразования Лапласа к дифференциальным уравнениям позволяет преобразовать их в алгебраические по отношению к изображениям исходных функций времени.

Пример 4: Дифференциальное уравнение

$$\frac{dy}{dt} + C_0 y = f(t) \quad (A3.26)$$

после применения к нему преобразования Лапласа примет вид

$$pY(p) - y(+0) + C_0 Y(p) = F(p), \quad (A3.27)$$

где $y(+0)$ - начальное значение функции $y(t)$ при $t = 0$.

Решая уравнение (A3.27) относительно $Y(p)$, получаем

$$Y(p) = F(p) \frac{1}{p + C_0} + y(0) \frac{1}{p + C_0}. \quad (A3.28)$$

Из (A3.28), зная $F(p)$, находим $y(t)$. Для переходов от оригиналов к изображениям и обратно следует пользоваться соответствующими правилами и таблицами [5].

Выражение $\frac{1}{p + C_0}$ в (A3.28) представляет собой так называемую

передаточную функцию системы, описываемой уравнением (A3.26).

Для произвольной линейной системы с одним входом и одним выходом общая форма записи уравнения в изображении по Лапласу имеет вид (при нулевых начальных условиях):

$$Y(p) = W(p) \cdot X(p), \quad (A3.29)$$

где $W(p)$ - передаточная функция системы.

Если система состоит из n блоков, соединенных последовательно, то её передаточная функция может быть представлена в виде

$$W(p) = \prod_{i=1}^n W_i(p), \quad (\text{A3.30})$$

где $W_i(p)$ – передаточная функция i -го блока системы. Передаточная функция системы с отрицательной обратной связью описывается выражением

$$W_c(p) = \frac{W_1(p)}{1 + W_1(p)W_2(p)}, \quad (\text{A3.31})$$

где $W_1(p)$ – передаточная функция цепи прямой связи;

$W_2(p)$ – передаточная функция цепи обратной связи.

Произведение $W_1(p) \cdot W_2(p)$ представляет собой передаточную функцию разомкнутого контура (или разомкнутой системы).

Подставляя в выражение для $W(p)$ аргумент $p = j\omega$, получим $W(j\omega)$ – комплексный коэффициент передачи. При этом

$$W(j\omega) = |W(j\omega)| \cdot e^{j\varphi(\omega)}, \quad (\text{A3.32})$$

где $|W(j\omega)|$ – амплитудно-частотная характеристика;

$\varphi(\omega)$ – фазо-частотная характеристика.

Представим

$$W(p) = \frac{K(p)}{D(p)}, \quad (\text{A3.33})$$

тогда уравнение

$$D(p) = 0 \quad (\text{A3.34})$$

называется характеристическим.

Изображение $W(j\omega)$ на комплексной плоскости при $0 \leq \omega \leq \infty$ называется годографом функции $W(j\omega)$. Примеры годографов приведены на рисунке А3.4.

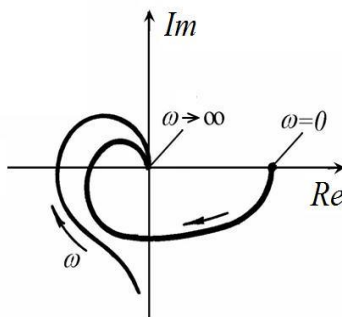


Рисунок А3.4.

А4 СТРУКТУРА, КАЧЕСТВО И УСТОЙЧИВОСТЬ СИСТЕМЫ АВТОМАТИЧЕСКОГО УПРАВЛЕНИЯ МОЩНОСТЬЮ ИЯР

А4.1 Постановка задачи управления

Опыт эксплуатации ИЯР показывает, что важной особенностью управления ими являются ограничения области изменения физических переменных кинетики реактора – скорости изменения реактивности и приведенной скорости увеличения мощности (или реактивности). Следовательно, в постановке задачи управления ИЯР должны содержаться перечисленные ограничения в качестве существенного, неотъемлемого элемента. Поэтому постановка задачи управления должна включать следующие составные части:

1) Математическая модель ИЯР – уравнения кинетики ядерного реактора [1]:

$$\frac{dn(t)}{dt} = \frac{\rho(t) + \rho_{oc}(t) - \beta}{l} n(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + \frac{S}{l}, \quad (\text{A4.1})$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n(t) - \lambda_i C_i(t), \quad (\text{A4.2})$$

$$\frac{d\rho_{oc}}{dt} = \frac{K_{oc}}{\tau_{\rho}} n(t) - \frac{1}{\tau_{\rho}} \rho_{oc}(t). \quad (\text{A4.3})$$

2) Динамика сервопривода:

$$\frac{d\rho(t)}{dt} = \dot{\rho}(t) = \alpha \cdot u(t). \quad (\text{A4.4})$$

3) Ограничение управления:

$$|\alpha u(t)| = |\dot{\rho}(t)| \leq \dot{\rho}_{\max}. \quad (\text{A4.5})$$

4) Ограничение области значений приведенной скорости изменения плотности потоков нейтронов:

$$a(t) = \frac{1}{n(t)} \frac{dn(t)}{dt} \leq a_{\uparrow} = \frac{1}{T_{\min}}, \quad (\text{A4.6})$$

где $n(t)$ – плотность потока нейтронов,

$\rho(t)$ – реактивность управления,

$\rho_{oc}(t)$ – реактивность обратной связи,

β – суммарная доля запаздывающих нейтронов,

l – среднее время генерации мгновенных нейтронов,

S – плотность потока нейтронов источника,

i – номер группы запаздывающих нейтронов, концентрация которых равна $C_i(t)$, доля – βi и постоянная распада – λi ,
 k_p – мощностной коэффициент реактивности,
 τ_p – постоянная времени обратной связи по реактивности,
 $u(t)$ – величина (сигнал) управления,
 α – коэффициент преобразования управления в скорость изменения реактивности,
 $T_{\min}$ – минимальное допустимое значение периода увеличения плотности потока нейтронов.

Дополнение перечисленных компонент указанием цели управления и критерием оптимальности приводит постановку задачи к виду, характерному для задач оптимального управления.

Применительно к управлению ИЯР целью управления является достижение требуемого уровня плотности потока нейтронов (мощности), а критерием – минимум времени переходного процесса (задача оптимального быстродействия).

A4.2 Управление уровнем мощности

В качестве первого этапа решения оптимальной задачи в постановке подраздела A4.1 рассмотрим управление вблизи заданного уровня мощности. В качестве математической модели ИЯР рассмотрим "модель мгновенного скачка" [1] с одной группой запаздывающих нейтронов, которая с учетом предположения о малости $l \cdot a(t)$ имеет вид

$$n(t) = \frac{l}{\beta - \rho(t) - \rho_{oc}(t)} \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) + \frac{S}{\beta - \rho(t) - \rho_{oc}(t)} \quad (A4.7)$$

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{l} n(t) - \lambda_i C_i(t) \quad (A4.8)$$

$$\frac{d\rho_{oc}}{dt} = \frac{K_{oc}}{\tau_p} n(t) - \frac{1}{\tau_p} \rho_{oc}(t) \quad (A4.9)$$

При анализе пусковых процессов в модели (A4.7), (A4.8), (A4.9) считают $\rho_{oc} = 0$. При рассмотрении процессов в энергетическом диапазоне пренебрегают величиной S . Для процессов в промежуточном диапазоне несущественно влияние как S , так и ρ_{oc} .

В последнем случае уравнения (A4.7) и (A4.8) приводятся к виду

$$\frac{dN}{dt} = (\lambda\rho + \frac{d\rho}{dt}) \frac{1}{(\beta - \rho)}, \quad (\text{A4.10})$$

где

$$N = \ln \frac{n(t)}{n_k}, \quad (\text{A4.11})$$

n_k - заданный уровень мощности.

В качестве фазовых координат удобно (и правильно) выбрать N и ρ . Область цели управления удовлетворяет условиям

$$N = 0, \quad (\text{A4.12})$$

$$\frac{dN}{dt} = 0. \quad (\text{A4.13})$$

Для рассматриваемого режима работы выполняется условие

$$\beta - \rho > 0, \quad (\text{A4.14})$$

поэтому из (A4.10) в области цели

$$(\lambda\rho + \frac{d\rho}{dt}) = 0, \quad (\text{A4.15})$$

следовательно,

$$\rho = \rho_k e^{-\lambda(t - t_k)}, \quad (\text{A4.16})$$

$$\alpha u = -\lambda\rho_k e^{-\lambda(t - t_k)}, \quad (\text{A4.17})$$

где ρ_k - реактивность в момент t_k достижения области цели.

Поскольку $|\alpha u(t)| = |\dot{\rho}(t)| \leq \dot{\rho}_{\max}$, то в области цели

$$|\rho(t)| \leq \dot{\rho}_{\max} / \lambda, \quad (\text{A4.18})$$

т.е. область цели представляет собой отрезок прямой на плоскости (N, ρ) , определяемый условиями (A4.12) и (A4.18).

Подстановка в (A4.4) и (A4.10) значений $U = \pm U_{\max}$ и исключение времени позволяют получить выражение, описывающее фазовые траектории

$$N - N_0 = (\frac{\lambda\beta}{\alpha U} + 1) \ln(\frac{\beta - \rho_0}{\beta - \rho}) - \frac{\lambda}{\alpha U} (\rho - \rho_0). \quad (\text{A4.20})$$

Вид фазовых траекторий показан на рисунке A4.1.

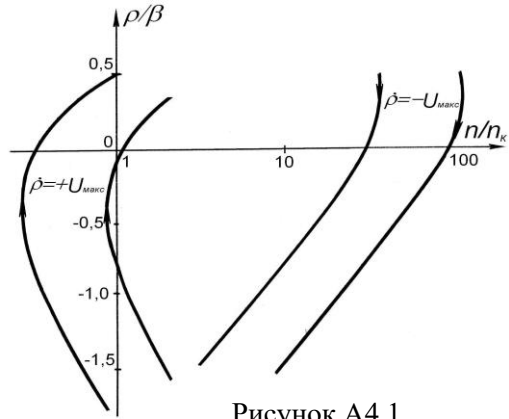


Рисунок А4.1

Подстановка в (А4.20) значений $\rho_0=0$, $\rho_k=\pm U_{\max}/\lambda$ и $N=N_k=0$ дает возможность определить диапазон значений N_0 , из которых объект переводится в область цели управлением одного знака

$$|N_0| \leq -\left(\frac{\lambda\beta}{\alpha U_{\max}} + 1\right) \ln\left(1 - \frac{\alpha U_{\max}}{\lambda\beta}\right) - 1. \quad (\text{А4.21})$$

Следовательно, при работе вблизи постоянного уровня мощности n_k релейная по мощности система будет за наименьшее время отрабатывать возможные отклонения от n_k . Управление, требующееся для удержания объекта в области цели, будет вырабатываться в такой системе за счет вибрационного режима работы релейного элемента (который предполагается идеальным). Структурная схема такой системы приведена на рисунке А4.2.

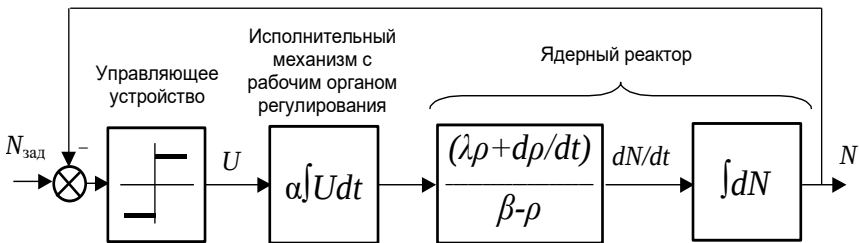


Рисунок А4.2

Переходный процесс в этой системе показан на рисунке А4.3.

Для того, чтобы не нарушалось ограничение на величину приведённой скорости $a_{\uparrow}$, необходимо выбирать $U_{\text{макс}}$ в соответствии с выражением

$$\alpha U_{\text{макс}} \leq \frac{a_{\uparrow} \beta}{2 + a_{\uparrow} / \lambda}.$$

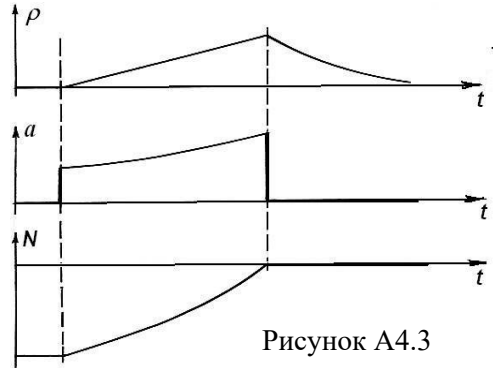


Рисунок А4.3

(А4.22)

При этом время переходного процесса будет больше, чем в случае, если приведённая скорость была бы равной $a_{\uparrow}$ в течение всего переходного периода.

А4.3 Процессы управления в широком диапазоне изменения мощности

А4.3.1 Общие положения

При управлении в широком диапазоне изменения мощности ключевым моментом является ограничение области значений приведенной скорости изменения плотности потоков нейтронов (А4.6). Исходным материалом для формирования закона управления служат результаты подразделов А2.3...А2.8.

Под законом управления понимается зависимость величины $U(t)$ от параметров, характеризующих состояние объекта управления. Измерение и расчет этих параметров обычно связан с необходимостью фильтрации сигналов, что вносит запаздывание в тракты управления.

Поэтому процедура формирования закона управления складывается из двух этапов:

- выяснение возможностей управления объектом при "идеальных" параметрах регулятора;
- исследование процессов управления с учетом неидеальности регулятора, определение возможных отклонений управляемых процессов от "идеального" вида в зависимости от характеристик регулятора.

А4.3.2 Формирование закона управления - "идеальный" случай

Для выяснения требуемого закона изменения управления при реализации процесса (А4.23), (А4.24), необходимо продифференцировать выражения (А4.28) и (А4.33). При этом получается

$$\alpha U_1 = a_{\uparrow} \sum_i \beta_i (1 - e^{-(a_{\uparrow} + \lambda_i)(t - t_0)}) \quad \text{при} \quad t_0 \leq t \leq t_k, \quad (\text{А4.35})$$

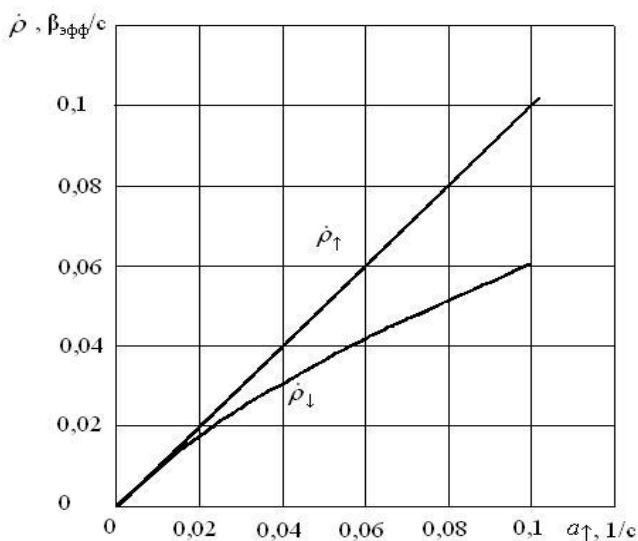
$$\alpha U_2 = \sum_i \frac{\lambda_i \beta_i}{a_{\uparrow} + \lambda_i} (1 - e^{-(a_{\uparrow} + \lambda_i)(t_k - t_0)}) e^{-\lambda_i(t - t_k)} \quad \text{при} \quad t \geq t_k. \quad (\text{А4.36})$$

Максимальные по абсолютной величине значения управления достигаются в моменты времени t_0 и t_k

$$\dot{\rho}_{\uparrow} = \alpha U_{\uparrow} = \alpha U_1(t_0) = \beta \cdot a_{\uparrow}, \quad (\text{А4.37})$$

$$\dot{\rho}_{\downarrow} = \alpha U_{\downarrow} = \alpha U_2(t_k) = a_{\uparrow} \sum_i \frac{\lambda_i \beta_i}{a_{\uparrow} + \lambda_i}. \quad (\text{А4.38})$$

Графики зависимостей $\dot{\rho}_{\uparrow}$ и $\dot{\rho}_{\downarrow}$ изображены на рисунке А4.4.



Ри-

сунок А4.4

Управление вида (А4.36) реализуется в релейной по мощности системе (рисунок А4.2) в том случае, если реактор приведен на уровень мощности n_k так, что величина реактивности удовлетворяет неравенству (А4.18). Управление вида (А4.35) может быть реализовано программным изменением реактивности (что, впрочем, затруднительно), или путем стабилизации величины приведенной скорости изменения мощности соответствующим контуром (системой) регулирования.

Для исследования контура регулирования приведенной скорости изменения мощности удобно использовать логарифмическую модель кинетики реактора (А2.10). Наиболее простым устройством, обеспечивающим управление выходной координатой объекта со структурой рисунка А2.5 в системе с обратной связью, является усилитель, выходной сигнал которого ограничен в силу соотношения (А4.5). Структурная схема такой системы показана на рисунке А4.5.

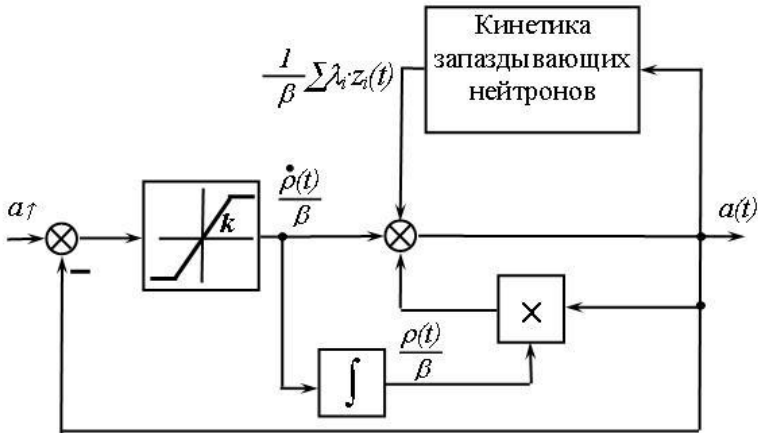


Рисунок А4.5 -

Преобразуем эту структуру, обозначив

$$f_1(t) = \frac{1}{\beta} \sum_{i=1}^6 \lambda_i z_i(t), \quad (\text{А4.39})$$

$$f_2(t) = \frac{\rho(t)}{\beta} \cdot a(t). \quad (\text{А4.40})$$

Последовательность преобразования показана на рисунке А4.6.

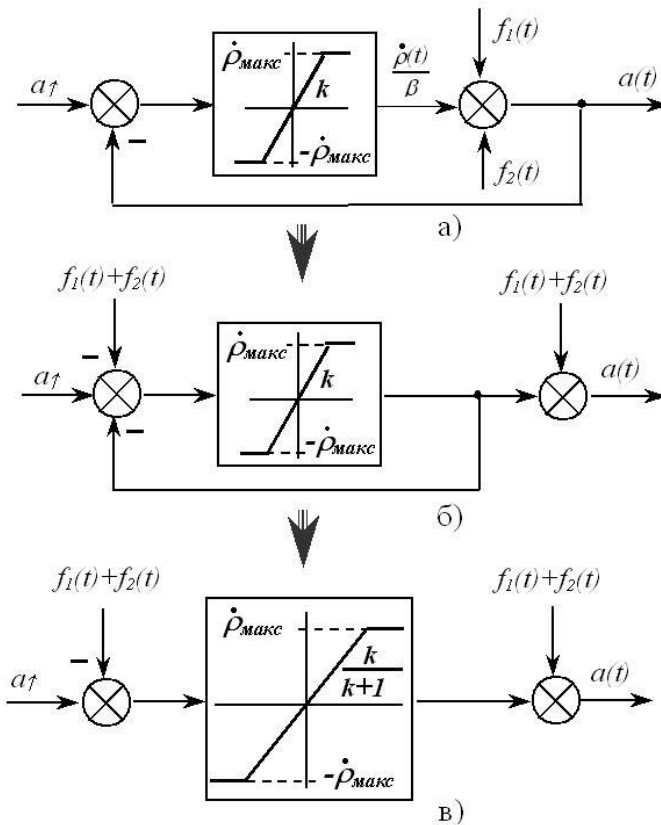


Рисунок А4.6

Реакция системы А4.6в) на ступенчатый входной сигнал $a_{\uparrow}$ описывается выражением

$$a(t) = [a_{\uparrow} - f_1(t) - f_2(t)] \frac{k}{k+1} + f_1(t) + f_2(t) \quad (\text{А4.41})$$

при условии, что

$$|a_{\uparrow} - f_1(t) - f_2(t)| \leq \frac{k}{k+1} \dot{\rho}_{\max}. \quad (\text{А4.42})$$

При $a(t) = a_{\uparrow}$ выполняются неравенства

$$0 \leq z_i \leq \frac{\beta_i a_{\uparrow}}{\lambda_i + a_{\uparrow}} \quad (\text{A4.43})$$

и (смотри рисунок A4.4)

$$0 \leq \sum_{i=1}^6 \frac{\lambda_i z_i}{\beta} \leq \sum_{i=1}^6 \frac{\lambda_i \beta_i a_{\uparrow}}{\beta(\lambda_i + a_{\uparrow})} \leq a_{\uparrow}. \quad (\text{A4.44})$$

Функция $f_2(t)$ при $\rho(t) \geq 0$ по определению (A4.40) удовлетворяет неравенству

$$0 \leq f_2(t) \leq \frac{\rho_{\max}}{\beta} \cdot a_{\uparrow}. \quad (\text{A4.45})$$

Поскольку в режиме нормальной эксплуатации значение $\rho_{\max}$ ограничено максимальной допустимой приведенной скоростью увеличения мощности (минимальным периодом) [6], то

$$\rho_{\max} = \sum_{i=1}^6 \frac{a_{\max} \beta_i}{a_{\max} + \lambda_i}, \quad (\text{A4.46})$$

и при $a_{\max} = 0,1 \text{ с}^{-1}$ (период 10 с) $\rho_{\max} \approx 0,4\beta$.

Следовательно,

$$-a_{\uparrow} \leq a_{\uparrow} - f_1(t) - f_2(t) \leq a_{\uparrow}. \quad (\text{A4.47})$$

Поэтому неравенство (A4.41) выполняется для любых значений k при

$$a_{\uparrow} \leq \frac{\dot{\rho}_{\max}}{\beta}. \quad (\text{A4.48})$$

Из (A4.40), (A4.47), (A4.48) следует

$$\lim_{k \rightarrow \infty} a(t) = a_{\uparrow} - f_1(t) - f_2(t) + f_1(t) + f_2(t) = a_{\uparrow}. \quad (\text{A4.49})$$

Структура "идеального" управляющего устройства, реализующего алгоритмы управления (A4.35), (A4.36) показана на рисунке A4.7.

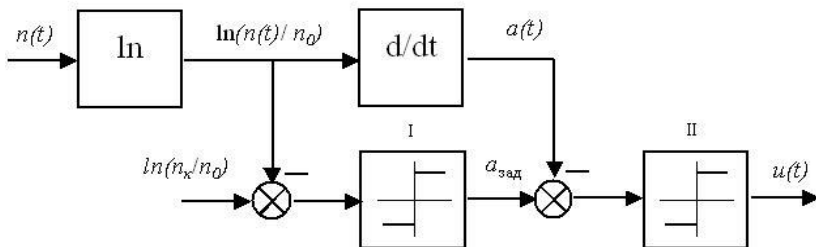


Рисунок A4.7

Из-за наличия запаздывания сигнала в измерительных и исполнительных цепях системы точная реализация управлений (А4.35) и (А4.36) в системе с обратными связями по мощности и приведенной скорости невозможна. Однако, задавая требования к степени приближения к желаемым процессам, можно определить статические и динамические характеристики блоков системы, позволяющие обеспечить выполнение этих требований.

А4.4 Контур регулирования мощности – реализация

Реальные характеристики элементов контура управления мощностью отличаются от изображенных на рисунке А4.2 наличием дополнительных малых инерционностей (время генерации мгновенных нейтронов, постоянная времени сервоусилителя, постоянная разгона серводвигателя). Суммарное влияние этих неидеальностей можно описать запаздыванием τ , приведенным к релейному элементу [7]. Наличие запаздывания в релейной системе приводит к возникновению предельного цикла (автоколебаний), амплитуда и частота которого зависит от вида объекта управления (сервопривод-реактор) и от величин αU и τ . Одна из возможных фазовых траекторий системы с запаздыванием показана на рисунке А4.8. Очевидно, что предельный цикл образован отрезками фазовых траекторий при положительном и отрицательном управлении.

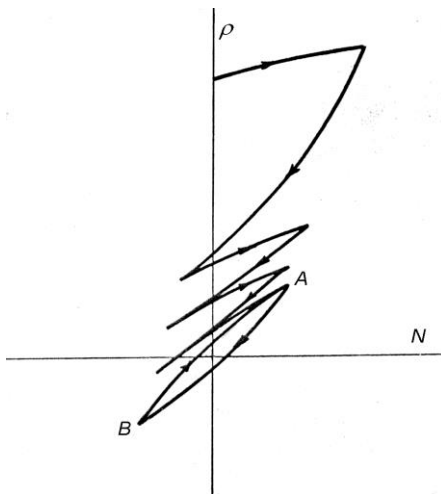


Рисунок А4.8

Для получения описания предельного цикла в аналитическом виде, учитывая, что $\rho \ll \beta$, преобразуем модель кинетики (А4.10) и сервопривода (А4.4) к виду

$$\frac{dN}{dt} = \lambda \left(\frac{\rho}{\beta} \right) + \frac{d}{dt} \left(\frac{\rho}{\beta} \right), \quad (\text{А4.50})$$

$$\frac{d}{dt} \left(\frac{\rho}{\beta} \right) = \frac{\alpha}{\beta} \cdot u(t). \quad (\text{А4.51})$$

Траектории движения системы (А4.50), (А4.51) под воздействием управления $\pm U_{\max}$ описываются уравнением

$$N - N_0 = \frac{\lambda}{2\alpha U\beta} (\rho^2 - \rho_0^2) + \frac{1}{\beta} (\rho - \rho_0). \quad (\text{А4.52})$$

Вид траекторий показан на рисунке А4.9, там же показаны траектории движения при нулевом значении управления. Эти траектории аналогичны приведенным в подразделе А3.1 (рисунок А3.3).

Расположение вершин предельного цикла А и В (рисунок А4.8) одновременно удовлетворяет нескольким условиям. Во-первых, точки А и В симметричны относительно начала координат в силу взаимной симметрии

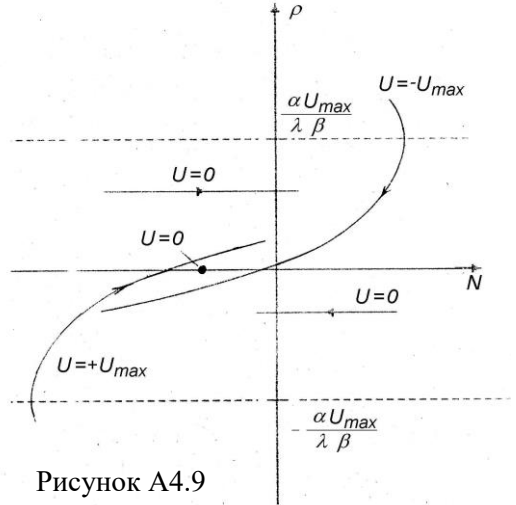


Рисунок А4.9

образующих отрезков траекторий. Во-вторых, точки А и В лежат на линиях действительного переключения управления.

Условие симметрии вершин А и В записывается в виде

$$N_A = -N_B = \Delta, \quad (\text{А4.53})$$

$$\rho_A = -\rho_B = \beta\sigma. \quad (\text{А4.54})$$

Рассматривая точку В в качестве начального условия при положительном управлении (или наоборот, точку А – при отрицательном управлении), получим из (А4.56)

$$N_A - N_B = \frac{\lambda}{2\alpha U\beta} (\rho_A^2 - \rho_B^2) + \frac{1}{\beta} (\rho_A - \rho_B), \quad (\text{А4.55})$$

откуда с учетом (А4.56), (А4.57), следует

$$\Delta = \sigma. \quad (\text{А4.56})$$

Таким образом, вершины предельного цикла А и В лежат на прямой

$$N = \rho/\beta. \quad (\text{А4.57})$$

Линии действительного переключения управления $\hat{N} = f(\hat{\rho})$ определяются путем преобразования точек оси ρ через отрезки

траекторий, описывающих движение из этих точек в течение времени τ под действием управления, соответствующего полуплоскости, противоположной той, в которой это движение происходит. Это преобразование описывается уравнениями

$$\hat{N} = \frac{\lambda}{2\alpha U\beta} (\hat{\rho}^2 - \rho_0^2) + \frac{1}{\beta} (\hat{\rho} - \rho_0), \quad (\text{A4.58})$$

$$\hat{\rho} = \rho_0 + \alpha U \tau. \quad (\text{A4.59})$$

Исключая из (A4.58), (A4.59) ρ_0 , получаем

$$\hat{N} = \frac{\lambda \tau}{\beta} \hat{\rho} + \frac{\alpha U \tau}{\beta} \left(1 - \frac{\lambda \tau}{2} \right). \quad (\text{A4.60})$$

Подставляя в (A4.60) (A4.57), получим значение амплитуды предельного цикла

$$\Delta = \sigma = \frac{\alpha U_{\max} \tau}{\beta} \left(\frac{1 - \frac{\lambda \tau}{2}}{1 - \lambda \tau} \right), \quad (\text{A4.61})$$

$$\text{Учитывая, что } \rho = \rho_0 + \alpha U_{\max} t, \quad (\text{A4.62})$$

получаем период предельного цикла (удвоенное время прохождения от ρ_A до ρ_B)

$$T_c = 4\tau \frac{1 - \frac{\lambda \tau}{2}}{1 - \lambda \tau}. \quad (\text{A4.63})$$

Режим предельного цикла неприемлем для реальной системы управления мощностью ИЯР. В рамках релейных алгоритмов управления целесообразно рассмотреть характеристику управляющего элемента с зоной нечувствительности. Такое решение подсказывается видом траекторий при нулевом управлении на рисунке А4.9. Результаты моделирования процессов в системе с зоной нечувствительности приведены на рисунке А4.10.

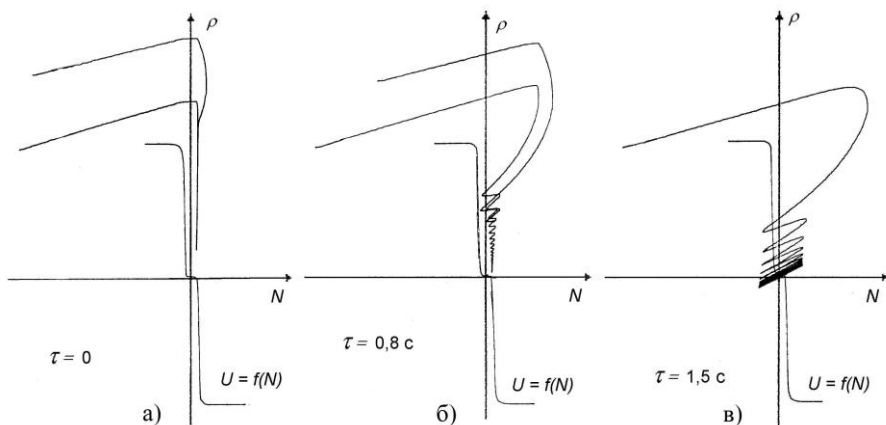


Рисунок А4.10

Из анализа этих результатов следует, что система является устойчивой (рисунки А4.10а, А4.10б), когда отсутствуют переключения управления от $+U_{max}$ до $-U_{max}$ и наоборот. Такой режим будет обеспечен тогда, когда линии действительного переключения управления $\hat{N} = f(\hat{\rho})$, рассмотренные выше, будут лежать внутри зоны нечувствительности. При этом всегда часть движения будет происходить при $U = 0$.

Это условие выполняется, если

$$\Delta = \frac{\alpha U_{max} \tau}{\beta} \left(\frac{1 - \frac{\lambda \tau}{2}}{1 - \lambda \tau} \right) < Z, \quad (A4.64)$$

где Z - полуширина зоны нечувствительности.

Поскольку $\lambda \tau < 1$, неравенство (А4.64) заведомо выполняется при

$$\frac{\alpha U_{max} \tau}{\beta} < Z. \quad (A4.65)$$

Другой вариант реализации устойчивой системы регулирования мощности – использование управляющего элемента с характеристикой типа "усилитель с насыщением". Структурная схема такой системы с учетом звена запаздывания показана на рисунке А4.11 (p - оператор Лапласа).

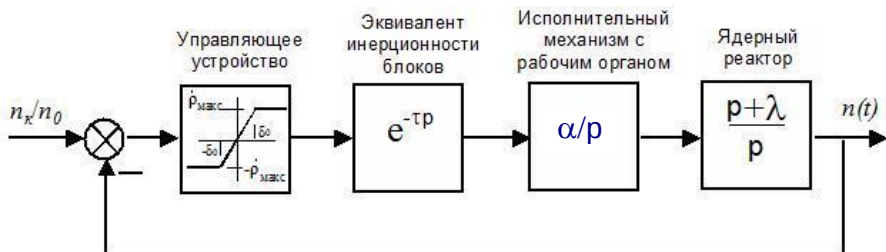


Рисунок А4.11

Требование к величине коэффициента m вытекает из условия устойчивости системы в зоне точности. Передаточная функция разомкнутой системы рисунка А4.11 при $|n_k - n(t)| < \delta_0$ имеет вид

$$W_p(p) = m \frac{\alpha}{\beta} \frac{p + \lambda}{p^2} e^{-\tau p}. \quad (\text{А4.66})$$

Соответствующие амплитудно- и фазочастотные характеристики описываются выражениями

$$W_p(\omega) = m \frac{\alpha}{\beta} \frac{\sqrt{\omega^2 + \lambda^2}}{\omega^2}, \quad (\text{А4.67})$$

$$\varphi_p(\omega) = -\pi + \arctg \frac{\omega}{\lambda} - \omega \tau. \quad (\text{А4.68})$$

Поскольку реальные значения $\tau \ll 1/\lambda$, то запас по фазе не менее $\pi/4$ при $W_p(\omega)=1$ будет обеспечен при выполнении условия $W_p(\omega) \leq 1$ при $\omega \tau \geq \pi/4$, откуда следует

$$m \leq \frac{\pi}{4} \frac{\beta}{\alpha \tau}. \quad (\text{А4.69})$$

Система будет устойчива внутри и вне зоны точности δ_0 , если характеристика управляющего устройства не будет иметь участков с коэффициентом усиления большим, чем (А4.69). Поэтому

$$m = \frac{\xi}{\delta_0}, \quad (\text{А4.70})$$

и из (А4.69) следует

$$\tau \leq \frac{\pi}{4} \frac{\delta_0 \beta}{\dot{\rho}_{\max}}. \quad (\text{А4.71})$$

Условие (А4.75) представляет собой требование к инерционности блоков контура регулирования мощности, выполнение которого обеспечит отсутствие автоколебаний в этом контуре при погрешности поддержания заданного уровня не более δ_0 .

А4.5 Контур управления скоростью изменения мощности – реализация

Измерение производных (блок d/dt на рисунке А4.7) связано с необходимостью фильтрации из-за наличия шумов. Оптимальная передаточная функция дифференцирующего блока (аппаратурного или программного) имеет вид

$$W_d(p) = \frac{p}{(\tau_a p + 1)^2} \quad (\text{А4.72})$$

Значение постоянной времени τ_a определяет, с одной стороны, величину шума на выходе дифференцирующего блока, а с другой, – запаздывание измеренного сигнала. Наличие этого запаздывания существенно изменяет характер процессов в контуре управления приведенной скоростью изменения мощности по сравнению с идеальным вариантом (подраздел А4.3). Графики переходных процессов в таком контуре управления приведенной скоростью для объекта, описываемого уравнениями (А4.10) и (А4.4), при величине постоянной времени $\tau_a = 1$ с приведены на рисунке А4.12. Характерной чертой этих процессов является наличие незатухающих автоколебаний около среднего значения приведенной скорости $a\uparrow$. Такой режим так же, как и для реальной системы управления мощностью ИЯР, неприемлем для контура управления приведенной скоростью.

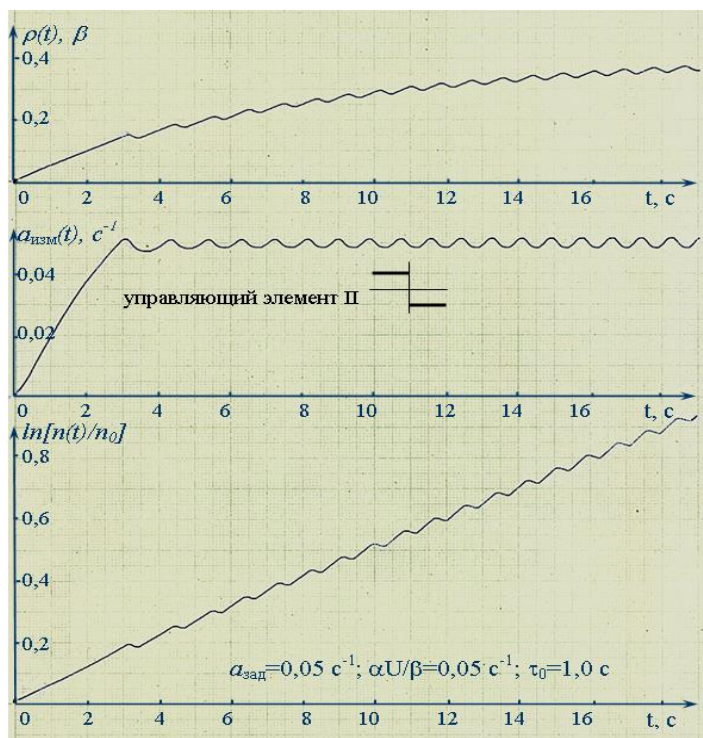


Рисунок А4.12

Сделать колебания затухающими можно за счет преобразования управляющего элемента II управляющего устройства рисунка А4.11 в реле с зоной нечувствительности. Графики переходных процессов в контуре управления приведенной скоростью при величине постоянной времени приведены на рисунках А4.13, А4.14. Эти графики показывают, что наличие фильтра в контуре управления приведенной скоростью приводит к отклонению от экспоненциальной программы увеличения мощности, причем максимум отклонения описывается выражением (по определению)

$$\ln \frac{n(t_1)}{n_{\text{прог}}} = \int_0^{t_1} [a(t) - a_{\uparrow}] dt, \quad (\text{А4.73})$$

где $n_{\text{прог}} = n_0 e^{at}$, а t_1 - момент достижения сигналом на выходе блока (А4.72) значения $a_{\uparrow}$.

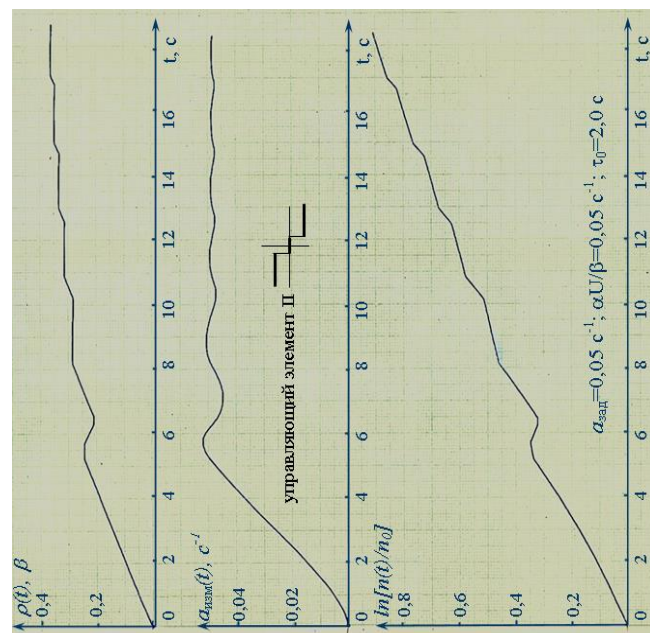


Рисунок А4.14

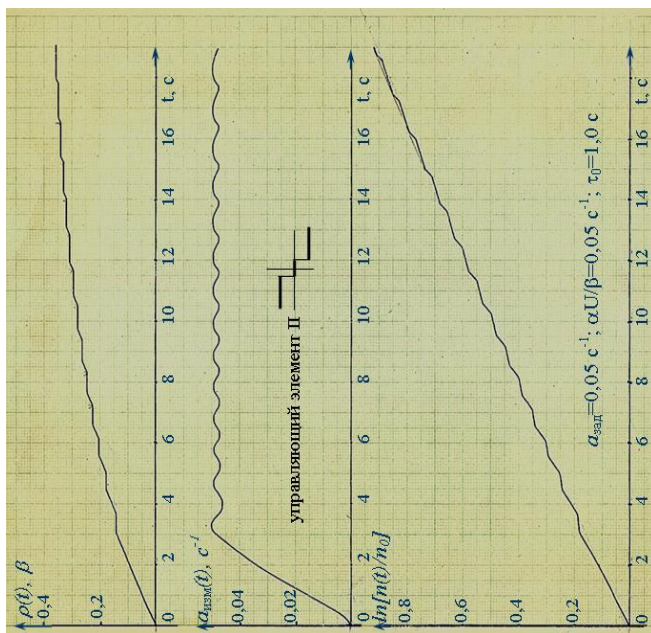


Рисунок А4.13

Решение уравнения (А4.73) позволяет оценить границы допустимых значений $a\uparrow$ и τ_a при заданной величине отклонения процесса от экспоненциальной программы увеличения мощности $\delta_{\text{прог}} = n(t_1)/n_{\text{прог}}$. Соответствующие графики приведены на рисунке А4.15.

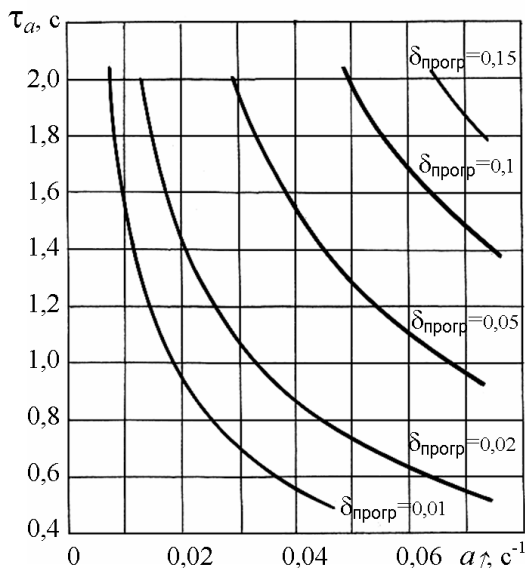


Рисунок А4.15

А4.6 Управляющее устройство – реализация

Выявленные возможности управления позволяют изобразить закон управления мощностью ИЯР в широком диапазоне на плоскости $[\Delta n/n_k, a]$ (рисунок А4.16), а также структуру устройства, обеспечивающую реализацию этого закона (рисунок А4.17). Структура содержит два нелинейных элемента I и II. Первый – по сигналу небаланса по мощности вырабатывает задание на рабочее значение приведенной скорости. Второй – в зависимости от небаланса по скорости вырабатывает управление в диапазоне от $+U_{\text{max}}$ до $-U_{\text{max}}$.

Требования к качеству процессов в этой системе однозначно определяют следующие её параметры:

- ограничения управления $\pm U_{\text{max}}$ в зависимости от выбранного значения $a\uparrow$ (А4.37), (А4.38);

- суммарное запаздывание сигнала τ в логарифмическом усилителе и исполнительном механизме с усилителем мощности (А4.75);
- постоянную времени реального блока дифференцирования τ_a в зависимости от допустимого отклонения от оптимальной программы (рисунок А4.15).

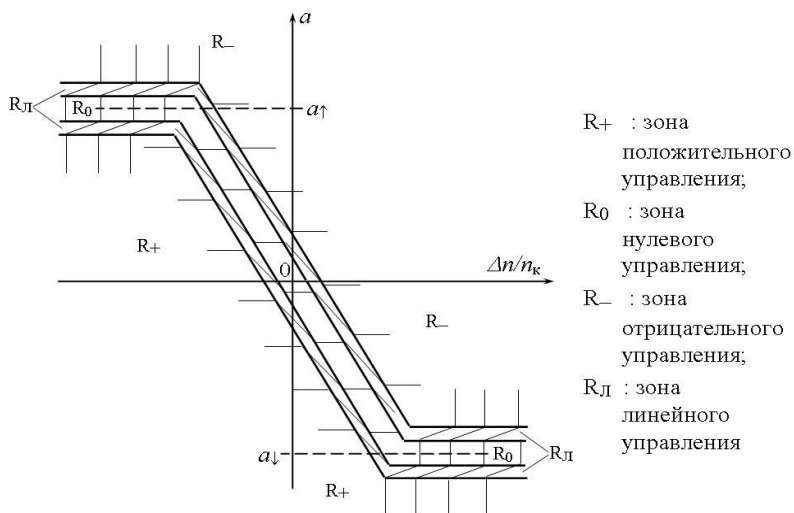


Рисунок 4.16

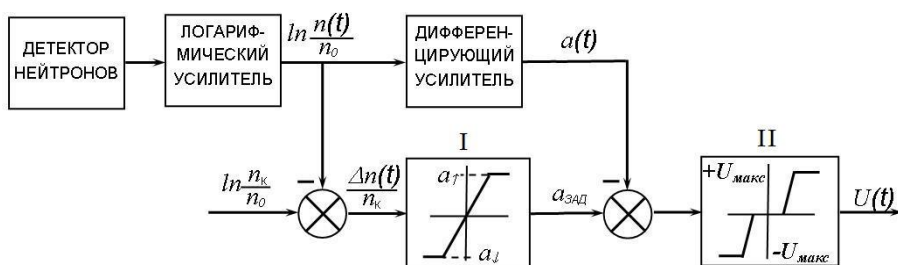


Рисунок 4.17

Фактические параметры системы управления мощностью ИРТ МИФИ следующие:

- ограничения управления $0,02\beta_{эф}/с$ при значении $a↑ = 0,02 с^{-1}$ ($T=50 с$);
- суммарное запаздывание сигнала $\tau \leq 0,1 с$;
- постоянная времени блока дифференцирования $\tau_a = 1,5 с$.

ЛИТЕРАТУРА

1 Хетрик Д. Динамика ядерных реакторов. Перевод с англ.– М.: Атомиздат, 1975.

2 Murray R.L., Bingham C.R., Martin C.F. Reactor kinetic analysis by an inverse method – Nucl.Sci.Eng., 1964, v.18, p.481.

3 Алексаков Г.Н. Практика проектирования нелинейных систем управления методом фазовой плоскости.– М., Энергия, 1973.

4 Понтрягин Л.С., Болтянский В.Г., Гамкрелидзе Р.В., Мищенко Е.Ф. Математическая теория оптимальных процессов.– М., Наука, 1976.

5 Теория автоматического управления Гольдфарб Л.С, Балтрушевич А.В., Нетушил А.В. и др. Под ред. А.В. Нетушила.– М., «Высшая школа», 1976.

6 Правила ядерной безопасности исследовательских реакторов (НП-009-04).– М.: Ростехнадзор, 2004.

7 Павлов А.А. Синтез релейных систем оптимальных по быстродействию.– М.: Наука, 1966.