

Глава 4 Анализ безопасности реакторной установки

4.1 Постановка задачи анализа безопасности РУ

Целью данной главы является анализ безопасности проектируемой реакторной установки. В данной главе требуется:

- рассчитать долю запаздывающих нейтронов для 1-ой и 6-ти групп эмиттеров запаздывающих нейтронов на начало и конец кампании топлива;
- рассчитать коэффициенты реактивности по температуре топлива, температуре теплоносителя и по плотности теплоносителя;
- рассмотреть основные системы безопасности проектируемой РУ;
- рассмотреть одну из возможных аварийных ситуаций и произвести её расчет.

4.2 Запаздывающие нейтроны

Ряд нуклидов, образующихся в результате деления тяжёлых ядер (изотопы брома, йода, ксенона, криптона, цезия и др.), оказываются пересыщенными нейтронами и испускают избыточные нейтроны в результате радиоактивного распада с периодами, существенно превышающими время жизни мгновенных нейтронов от долей секунды до десятков секунд. Относительная доля запаздывающих нейтронов невелика, существенно меньше 1%, и зависит от типа разделившегося ядра.

Произведем расчет доли запаздывающих нейтронов при помощи программы GETERA на начало и конец кампании топлива. Результаты расчета представлены в таблице 4.1 и 4.2.

Таблица 4.1 - Групповые характеристики ядер - эмиттеров запаздывающих нейтронов в шестигрупповом и в одnogрупповом приближениях на начало кампании топлива

Номер группы	Выход, доля	Выход, % β	Постоянная распада λ , с^{-1}
1	0,000071	2,21	0,0125
2	0,000823	25,44	0,0313
3	0,000582	17,98	0,1278
4	0,001163	35,93	0,3311
5	0,000374	11,54	1,0701
6	0,000223	6,90	2,5170
Одногрупповое приближение			
1	0,003236	100	0,0799

Таблица 4.2 - Групповые характеристики ядер - эмиттеров запаздывающих нейтронов в шестигрупповом и в одnogрупповом приближениях на конец кампании топлива

Номер группы	Выход, доля	Выход, % β	Постоянная распада λ , с^{-1}
1	0,000070	2,10	0,0125
2	0,000842	25,17	0,0313
3	0,000593	17,71	0,1276
4	0,001210	36,17	0,3313
5	0,000393	11,74	1,0712
6	0,000234	7,11	2,5293
Одnogрупповое приближение			
1	0,00335	100	0,0811

Главная особенность запаздывающих нейтронов состоит в том, что они рождаются в результате радиоактивного распада ядер эмиттеров, и их средняя энергия при рождении существенно ниже, чем у мгновенных нейтронов. Если у мгновенных нейтронов средняя энергия при рождении составляет около 2 МэВ, то у запаздывающих она порядка 0,5 МэВ. Это означает, что запаздывающие нейтроны не могут вызвать деление нуклидов с пороговым сечением (в данном проекте таким нуклидом является U^{238}). С другой стороны, запаздывающие нейтроны, имея более низкую энергию, имеют несколько большую вероятность избежать утечки при замедлении. Эти особенности должны учитываться при анализе процессов с участием запаздывающих нейтронов.

4.3 Расчет коэффициентов реактивности

Коэффициенты реактивности являются важными характеристиками реактора, определяющими его поведение при внесении каких-либо возмущений. По коэффициентам реактивности можно судить об устойчивости стационарного режима реактора, также они являются коэффициентами системы уравнений, количественно описывающей штатные и аварийные нестационарные процессы в реакторе. Для обеспечения управляемости реактора важны динамические температурные коэффициенты реактивности. Температурными обычно называют эффекты, связанные с равномерным нагревом всей активной зоны до определенной температуры. Важными коэффициентами реактивности являются:

- коэффициент реактивности по температуре топлива α_{Tf} ;
- коэффициент реактивности по температуре теплоносителя α_{Tc} .

Для расчета коэффициентов реактивности воспользуемся программами GETERA и SKETCH. Расчет будем производить для критической загрузки активной зоны.

Для начала проведем расчет коэффициента реактивности по температуре топлива α_{Tf} . Для расчета воспользуемся формулой 4.3.1^[17]:

$$\alpha_{Tf} = \frac{\partial \rho}{\partial T_f} \cong \frac{\rho_0 - \rho_1}{T_{f0} - T_{f1}} \quad (4.3.1)$$

где ρ_0 – реактивность реактора при стационарном режиме работы; ρ_1 – реактивность реактора при изменении температуры топлива на величину $\Delta T = T_{f0} - T_{f1}$.

Для нахождения реактивности ρ_1 происходило изменение температуры топлива во всех типах ТВС. Изменение температуры топлива выбирается из физических соображений (50 °C). Далее, получив необходимые макропараметры для всех типов ТВС, был произведен расчет эффективного коэффициента размножения активной зоны k_{eff1} . На основании полученного k_{eff1} была рассчитана реактивность ρ_1 по формуле 4.3.2^[17]:

$$\rho_1 = \frac{k_{eff1} - 1}{k_{eff1}} \quad (4.3.2)$$

Коэффициент реактивности по температуре топлива рассчитывался для двух случаев: для увеличения температуры топлива относительно стационарного режима работы и для уменьшения температуры топлива относительно стационарного режима работы. Результирующий коэффициент реактивности по температуре топлива рассчитывался по формуле 4.3.3.

$$\alpha_{Tf} = \frac{\alpha_{Tf+} + \alpha_{Tf-}}{2} \quad (4.3.3)$$

Результаты расчета коэффициента реактивности по температуре топлива представлены в таблице 4.3.

Таблица 4.3 – Результаты расчета коэффициента реактивности по температуре топлива

Параметр	Значение, 1/К
α_{Tf+}	$-2,4 \cdot 10^{-5}$
α_{Tf-}	$-2,7 \cdot 10^{-5}$
α_{Tf}	$-2,5 \cdot 10^{-5}$

Полученные отрицательные значения коэффициентов реактивности по температуре топлива показывают, что при увеличении температуры топлива в реакторе его реактивность будет снижаться.

При расчете коэффициента реактивности по температуре теплоносителя α_{Tc} происходило изменение температуры теплоносителя во всех типах ТВС. Более того, при расчете α_{Tc} учитывалось изменение плотности теплоносителя при изменении его температуры. Изменение температуры теплоносителя выбиралось из физических

соображений (10 °С). Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя рассчитывался по формуле 4.3.4^[17]:

$$\alpha_{T_c} = \frac{\partial \rho(T_c, \gamma_c(T_c))}{\partial T_c} \cong \frac{\rho_0 - \rho_1}{T_{c0} - T_{c1}} \quad (4.3.4)$$

где ρ_0 – реактивность реактора при стационарном режиме работы; ρ_1 – реактивность реактора при изменении температуры теплоносителя на величину $\Delta T = T_{c0} - T_{c1}$ и соответствующем изменении плотности теплоносителя.

Коэффициент реактивности по температуре теплоносителя рассчитывался для двух случаев: для увеличения температуры теплоносителя относительно стационарного режима работы и для уменьшения температуры теплоносителя относительно стационарного режима работы. Результирующий коэффициент реактивности по температуре теплоносителя рассчитывался по формуле 4.3.5.

$$\alpha_{T_c} = \frac{\alpha_{T_{c+}} + \alpha_{T_{c-}}}{2} \quad (4.3.5)$$

Результаты расчета коэффициента реактивности по температуре теплоносителя представлены в таблице 4.4.

Таблица 4.4 – Результаты расчета коэффициента реактивности по температуре теплоносителя

Параметр	Значение, 1/К
$\alpha_{T_{c+}}$	$-1,20 \cdot 10^{-4}$
$\alpha_{T_{c-}}$	$-1,10 \cdot 10^{-4}$
α_{T_c}	$-1,15 \cdot 10^{-4}$

Полученные коэффициенты реактивности по температуре теплоносителя также имеют благоприятный отрицательный знак. Таким образом, при увеличении температуры теплоносителя в реакторе его реактивность будет снижаться.

Также была рассчитана плотностная составляющая коэффициента реактивности по температуре теплоносителя, используя формулу 4.3.6^[17].

$$\alpha_\gamma = \frac{\partial \rho}{\partial \gamma} \cong \frac{\rho_0 - \rho_1}{\gamma_0 - \gamma_1} \quad (4.3.6)$$

Конечные результаты расчета представлены в таблице 4.5.

Таблица 4.5 – Результаты расчета коэффициентов реактивности реактора

Коэффициент реактивности	Значение
По температуре топлива α_{Tf} , 1/K	$-2,5 \cdot 10^{-5}$
По температуре теплоносителя α_{Tc} , 1/K	$-1,15 \cdot 10^{-4}$
По плотности теплоносителя α_{γ} , см ³ /г	$6,3 \cdot 10^{-2}$

4.4 Основные системы безопасности

Основная цель мер по обеспечению безопасности при строительстве и функционировании объектов атомной энергетики - защита окружающей среды и здоровья населения в течение всего срока эксплуатации АС. При этом исключается допустимость такой меры, как эвакуация населения даже в гипотетически рассматриваемых авариях.

Универсальный рецепт безопасности для ядерных реакторов любого типа - заглушить реакцию деления и отвести тепло от активной зоны. Эти простые требования должны быть также просто и надежно выполнены, при этом в установках пассивной безопасности для этого не требуется участие персонала, работы систем энергоснабжения. Для них характерная способность длительного самоподдержания в безопасном состоянии даже вопреки ошибочным действиям персонала или в условиях его бездействия.^[2]

На рисунке 4.1 представлены основные системы безопасности РУ КЛТ-40С.

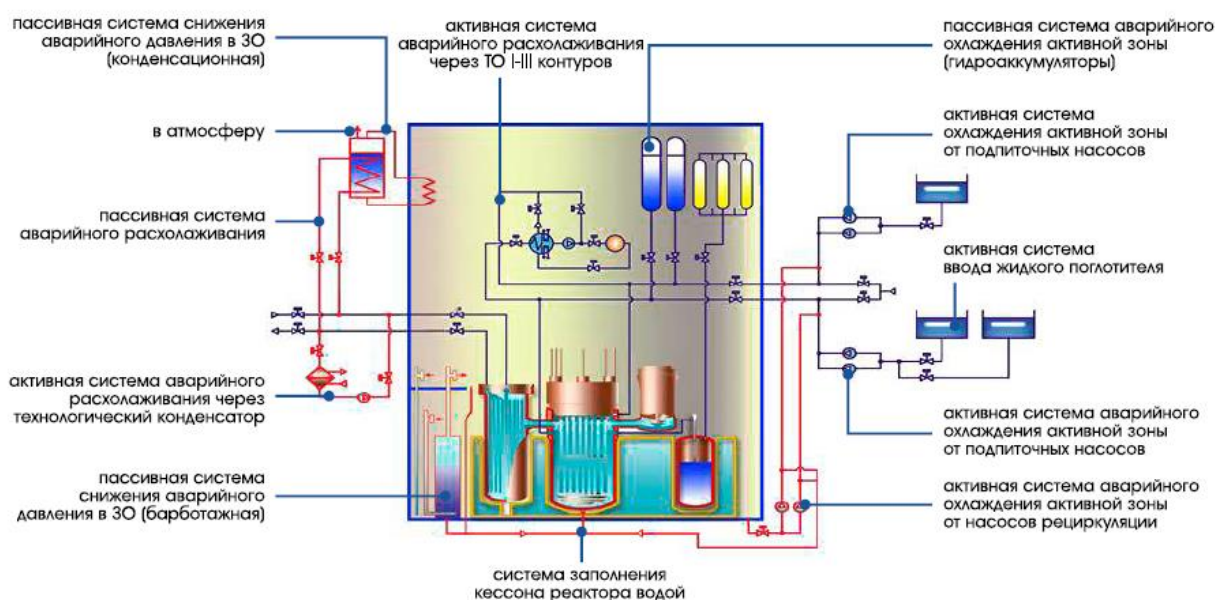


Рисунок 4.1 – системы безопасности РУ КЛТ-40С^[2]

К основным защитным системам безопасности РУ КЛТ-40С относятся^[1]:

- электромеханическая система аварийной остановки реактора;
- система управления и защиты;
- система аварийного охлаждения активной зоны;
- система аварийного расхолаживания;
- система защиты первого контура от переопрессовки;
- система ввода жидкого поглотителя.

В состав *электромеханической системы аварийной остановки реактора* входит несколько приводов аварийной защиты с рабочими органами АЗ и несколько приводов компенсирующих групп с рабочими органами КГ, объединенными по их функциональному назначению.

В проекте ПЭБ с реактором КЛТ-40С активная зона имеет кассетную структуру. Компенсация избыточной реактивности в таких активных зонах осуществляется кластерами, состоящими из семи поглощающих стержней (пэлов), которые перемещаются внутри тепловыделяющих сборок. Кластеры по несколько штук закрепляются на подвижных плитах РО КГ, связанных с приводами^[1].

Важнейшая роль в организации контроля и управления процессами, происходящими в ЯЭУ, принадлежит *системе управления и защиты* (СУЗ) ядерного реактора. СУЗ является многофункциональной системой, которая совмещает выполнение функций управляющей системы безопасности (УСБ), инициирующей приведение в действие алгоритмов аварийной защиты РУ и их отработку рабочими органами СУЗ, с функциями управляющей системы по обеспечению управления реактором во всех режимах эксплуатации ЯЭУ, включая пуск, нормальные условия эксплуатации и проектные аварии^[1].

СУЗ современных судовых реакторов можно условно разбить на три основные части^[1]:

1. измерительную часть, которая обеспечивает сбор и первичную обработку сигналов, поступающих от средств измерения параметров реактора и реакторной установки в целом;
2. управляющую часть, которая формирует алгоритмы аварийной защиты и автоматического управления реактором;
3. исполнительную часть, которая передает команды дистанционного управления на исполнительные механизмы рабочих органов СУЗ.

Система аварийного расхолаживания реактора предназначена для отвода остаточного тепловыделения от активной зоны реактора после срабатывания аварийной

защиты при всех видах предаварийных ситуаций и аварий, а также для отвода остаточных тепловыделений при нормальном выводе РУ из действия. На судовых реакторных установках предусматривается возможность расхолаживания реактора по нескольким независимым каналам, которые различаются как по составу используемого оборудования, так и по принципу работы (активные и пассивные каналы)^[1].

Расхолаживание РУ с помощью активного канала САР через теплообменник 1-го – 3-го контуров осуществляется при отключенном фильтре очистки воды первого контура. Нагретая вода 1-го контура прокачивается через реактор и ТО 1-го – 3-го контуров циркуляционным насосом расхолаживания и отдает тепло воде 3-го контура, которая, в свою очередь, охлаждается в ТО 3-го – 4-го контуров забортной водой.

При работе пассивных каналов САР расхолаживание РУ происходит через парогенераторы теплоносителем второго контура. Пар из ПГ поступает в теплообменники САР, где он конденсируется и передает тепло воде, заполняющей цистерну аварийного расхолаживания. Образующийся конденсат после этого стекает обратно в ПГ, что обеспечивает сохранение запаса воды в парогенераторах. Тепло, отводимое теплообменниками, аккумулируется в объеме воды цистерны, а затем отводится в результате испарения воды из цистерны в атмосферу. Для заполнения пассивного канала расхолаживания водой и компенсации ее возможных утечек в схеме предусмотрена емкость запаса воды.

Основная функция *системы аварийного охлаждения активной зоны* (САОЗ) - обеспечение подачи воды в реактор для предотвращения осушения активной зоны и не допущение разрушения оболочек ТВЭЛОВ в авариях, связанных с потерей теплоносителя. Аварийная подача воды в реактор осуществляется либо высоконапорными подпиточными насосами из специальных водяных емкостей значительного размера, либо из гидроаккумуляторов с последующим переходом на подачу воды насосами конденсатно-питательного тракта паротурбинной установки. В обоих вариантах заполнение реактора водой, как правило, обеспечивается по двум независимым каналам. Предусматривается также возможность возврата в реактор теплоносителя, истекающего в реакторное помещение из поврежденного трубопровода. В случае необходимости САОЗ должна обеспечивать ввод в теплоноситель первого контура жидкого поглотителя нейтронов^[1].

Задачей *системы защиты первого контура от переопрессовки* является удержание в допустимых пределах давление в первом контуре в случае прекращения отвода тепла от активной зоны. Необходимость в такой защите может возникнуть, например, когда при выходе из строя основных источников электроэнергии по каким-либо причинам не

запускается ни один из резервных и аварийных дизель-генераторов и система расхолаживания неработоспособна или недостаточно эффективна. В этой ситуации из-за разогрева теплоносителя от остаточных тепловыделений в реакторе начинает повышаться давление. Традиционный способ защиты от переопрессовки – снабжение систем и оборудования высокого давления предохранительными клапанами. Однако ввиду недостаточной надежности работы таких устройств в реакторных установках приходится принимать новые решения, чтобы не допустить больших потерь высоко-радиоактивного теплоносителя в случаях, когда предохранительный клапан после срабатывания из-за неисправности долго остается открытым^[1].

Также, в состав защитных систем безопасности РУ КЛТ-40С может быть включена естественная циркуляция теплоносителя в реакторе и контурах охлаждения, что обеспечит постоянное охлаждение активной зоны даже в случае потери электроснабжения.

При тяжелых запроектных авариях, когда все возможные средства охлаждения активной зоны исчерпаны и возникает опасность ее плавления, вступает в действие система заполнения кессона реактора водой, предназначенная для защиты корпуса реактора от проплавления. Вода и конденсат поступают в кессон самотеком с герметичного настила блоков биологической защиты и верхнего покрытия бака металловодной защиты. Предусмотрена также подача воды в кессон из системы приема и перекачки пресной воды.

Для уменьшения давления внутри защитной оболочки при максимальной проектной аварии (и соответственно сокращения утечки) на судне имеется система снижения аварийного давления, которая обеспечивает подключение к защитной оболочке дополнительного объема носового специального коффердама через систему барботажа.

К обеспечивающим системам защиты РУ КЛТ-40С относятся^[1]:

- аварийная электрическая система;
- система управления арматурой с пневмоприводами;
- система 3-го контура установки;
- система противопожарной защиты.

Аварийная электрическая система предназначена для питания электроэнергией потребителей систем безопасности во всех эксплуатационных режимах, в том числе при потере основных и резервных источников электроэнергии.

Безопасность ПАТЭС при внешних воздействиях достигается следующими путями^[2]:

- непотопляемость станции обеспечивается за счет разделения корпуса на водонепроницаемые отсеки и реализуется при затоплении любых двух смежных

отсеков. При затоплении любых двух смежных отсеков любого борта максимальный статический крен составляет не более 3°;

- защита реакторной установки при столкновении ПЭБ с другим судном обеспечена за счет размещения реактора в средней части корпуса над двойным дном;
- верхнее перекрытие станции имеет многослойную конструкцию, позволяющую гасить кинетическую энергию падающего летательного аппарата за счет использования специальных конструктивных узлов, распределяющих силу удара на большую площадь;
- ПЭБ сохраняет нормальное состояние при ураганном ветре со скоростью до 80 м/с;
- сейсмостойчивость, защита от штормовых волн и цунами могут быть обеспечены за счет использования естественных или искусственных барьеров (острова, мысы, волноломы) или путем установки ПЭБ на удалении от берега.

4.5 Глубокоэшелонированная защита

Для компенсации потенциальных ошибок человека или механических отказов реализуется концепция глубокоэшелонированной защиты, опирающаяся на несколько уровней защиты и включающая последовательность барьеров на пути выхода радиоактивных материалов в окружающую среду (рисунок 4.2). Эта концепция включает защиту барьеров посредством предотвращения повреждения станции и повреждения самих барьеров. Она включает дальнейшие меры защиты населения и окружающей среды от ущерба, если барьеры окажутся не вполне эффективными^[12].

Между топливной композицией активной зоны и окружающей средой на пути возможного распространения радиоактивных веществ предусмотрен последовательный ряд контролируемых независимых физических и локализирующих барьеров, к которым предъявляются жесткие требования по степени их герметичности^[2].

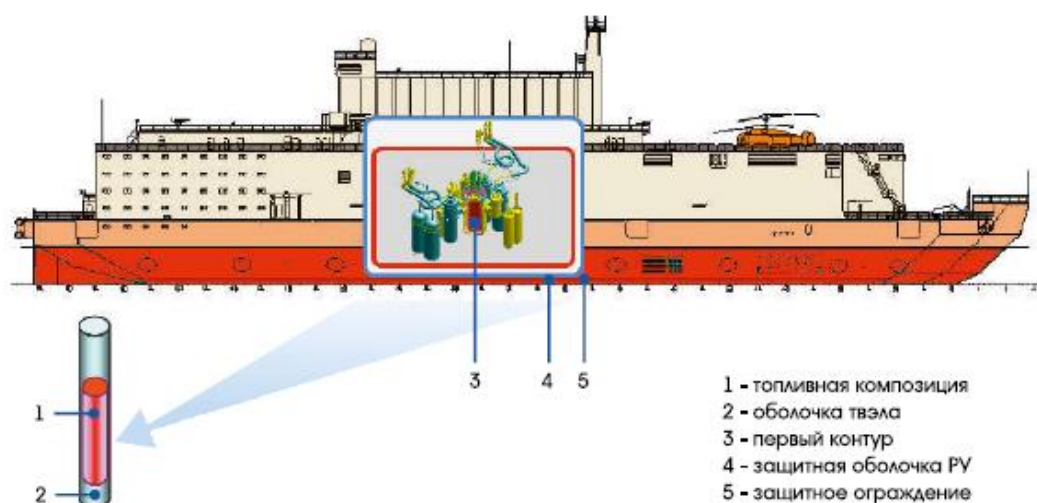


Рисунок 4.2 – глубокоэшелонированная защита РУ КЛТ-40С^[2]

Предел повреждений первого защитного барьера – оболочек твэлов – контролируется нормированием объемной активности теплоносителя первого контура, постоянно измеряемой средствами системы радиационного технологического контроля (РТК).

Второй защитный барьер – 1 контур – герметичен при эксплуатации и защищен от разрушения системами безопасности. Контроль за герметичностью всего тракта 1-ого контура постоянно осуществляется средствами системы РТК.

Степень негерметичности третьего защитного барьера – защитной оболочки – определяется скоростью утечки паровоздушной среды при максимальной проектной аварии и не превышает 1% объема в сутки.

Четвертый защитный барьер – защитное ограждение – окружает защитную оболочку и смежные с ней помещения и герметичен по отношению к помещениям станции и окружающей среде. Защитное ограждение служит для организации отвода возможных утечек летучих радиоактивных веществ из расположенных внутри него помещений и удаления их на фильтры по каналам вентиляции с обеспечением непрерывного контроля объемных и суммарных выбросов радиации.

4.6 Описание аварийной ситуации

Предполагается, что ПАТЭС будет использоваться преимущественно для надежного круглогодичного энергоснабжения труднодоступных районов Арктики и Дальнего Востока России. В рабочем состоянии ПАТЭС размещается на берегу обслуживаемого района вблизи морей и океанов, что не исключает возникновение таких стихийных катастроф, как цунами и землетрясения.

Рассмотрим ситуацию возникновения цунами и землетрясения на примере аварии на Фукусиме-1.

11 марта 2011 года у восточного побережья Японии произошло Великое восточно-японское землетрясение. В момент возникновения землетрясения три из шести кипящих реакторов на АЭС работали на полной мощности и три энергоблока были остановлены для перегрузки топлива и проведения работ по техническому обслуживанию. Работавшие реакторы блоков 1–3 были остановлены автоматически, когда датчики на станции зафиксировали колебание грунта и включили системы защиты реакторов, предусмотренные в их конструкции. Это автоматическое срабатывание позволило достичь контроля реактивности^[10].

В состоянии останова активные зоны реакторов продолжали генерировать тепло (называемое остаточным тепловыделением). Для предотвращения перегрева ядерного топлива это остаточное тепло должно было удаляться системами охлаждения, которые в основном работали или управлялись посредством использования источников электроснабжения. Землетрясение повредило распределительное оборудование электроснабжения на площадке, подстанционное оборудование за пределами площадки и линии электропередачи, подающие электроэнергию на АЭС от внешнего источника переменного тока, что привело к потере всего внешнего электроснабжения^[10].

В дополнение к мощному колебанию грунта землетрясение инициировало перемещение огромной массы воды и возникновение серии громадных волн цунами. Эти волны цунами, достигнув побережья, привели к разрушительным последствиям на большой площади. Волны цунами достигли АЭС приблизительно через 40 минут после землетрясения. Промплощадка была защищена от первой волны, имевшей высоту наката 4–5 м, противоцунамными волноломами, рассчитанными на обеспечение защиты от волн цунами с максимальной высотой 5,5 м. Однако примерно через 10 минут после первой волны на волноломы обрушилась вторая и самая большая волна с высотой наката 14–15 м, которая затопила площадку. Она накрыла все конструкции и оборудование, расположенные на побережье, а также основные сооружения (включая реакторные здания, турбинные залы и вспомогательные сооружения), расположенные на более высоких отметках, что привело к следующей последовательности событий:

- волна затопила и вывела из строя незакрытые насосы морской воды и электродвигатели в местах забора морской воды на береговой линии;

- волна затопила и повредила хранилище сухих контейнеров, расположенное на берегу между энергоблоками 1–4 и 5–6;
- вода проникла в здания, включая все здания реакторов и турбин, централизованное хранилище отработавшего топлива и здание дизель-генераторов, и затопила их. Она повредила здания и размещенное в них электрическое и механическое оборудование на уровне земли и нижних этажей.

В результате этих событий энергоблоки 1–5 были полностью лишены электропитания переменным током, и возникло состояние, которое называют обесточиванием станции.^[10]

В результате обесточивания станции пропала возможность снятия остаточного энерговыделения с активной зоны реактора, что привело к расплавлению активной зоны реактора и возникновению пароциркониевой реакции, образованию водорода и последующим взрывам.

В данной главе произведем оценочный расчет времени, имеющегося у персонала ПАТЭС для восстановления энергообеспечения в случае обесточивания станции.

4.7 Расчет аварийной ситуации

Рассмотрим аварийную ситуацию обесточивания станции в случае возникновения стихийной катастрофы и оценим время, имеющееся у персонала ПАТЭС для восстановления энергообеспечения. Предположим, что в момент возникновения катастрофы сработала система аварийной защиты, и мощность реактора была уменьшена до мощности остаточного энерговыделения.

Для расчета времени, имеющегося у персонала ПАТЭС для восстановления энергообеспечения, необходимо рассчитать время, за которое температура твэла достигнет критической температуры (температуры плавления).

При анализе и расчете остаточного энерговыделения используются различные подходы. Наибольшее распространение получила формула Вэя-Вигнера^[15]. Исходя из нее, мощность остаточного тепловыделения уменьшается по закону:

$$\frac{W_{\beta,\gamma}}{W_0} = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot [\tau_c^{-0,2} - (\tau_c + T)^{-0,2}], \quad (4.7.1)$$

где $W_{\beta,\gamma}$ – мощность остаточного тепловыделения реактора через время τ_c после его останова; W_0 – мощность реактора до останова, на которой он работал в течение времени T .

На начальном этапе после останова, когда $\tau_c \leq T$, можно использовать упрощенную зависимость:

$$W_{\beta,\gamma} = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot W_0 \cdot \tau_c^{-0,2} \quad (4.7.2)$$

Тогда среднее объемное остаточное энерговыведение в активной зоне РУ:

$$q_v(\tau) = 6,5 \cdot 10^{-2} \cdot q_{v0} \cdot \tau_c^{-0,2} \quad (4.7.3)$$

Расчет нестационарных температурных полей в твэлах при переходных режимах работы ЯЭУ значительно упрощается, если можно пренебречь теплоемкостью оболочки твэла по сравнению с теплоемкостью топливного сердечника. Такое предположение обычно оказывается справедливым, так как в твэлах применяются сравнительно тонкие оболочки, толщина которых δ , как правило, значительно меньше характерного размера сердечника.^[16]

Если полость в центре сердечника отсутствует, теплофизические свойства топлива постоянны, а мощность внутренних источников тепловыделения $q_v(\tau)$ – произвольная функция времени τ , то уравнение теплопроводности для топливного сердечника будет иметь вид^[16]:

$$(c\rho)_T \frac{\partial t(r, \tau)_T}{\partial \tau} = \lambda_T \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left(r \frac{\partial t(r, \tau)_T}{\partial r} \right) + q_v(\tau), 0 < r < r_1, \tau > 0 \quad (4.7.4)$$

Начальное условие по температуре сердечника топлива:

$$t(r, 0) = t_{\text{ж}} + \frac{q_{v0} r_1}{2k_0} + \frac{q_{v0} r_1^2}{4\lambda_T} \left(1 - \frac{r^2}{r_1^2} \right), 0 \leq r \leq r_1 \quad (4.7.5)$$

В уравнениях 4.7.4 и 4.7.5: r_1 – радиус топливного сердечника; $t_{\text{ж}}$ – температура теплоносителя в определенном сечении канала охлаждения; q_{v0} – энерговыведение в активной зоне реактора в начальный момент времени; k_0 – коэффициент теплоотдачи от сердечника твэла к теплоносителю. Значение k_0 вычисляется как величина, обратная суммарному термическому сопротивлению:

$$k_0 = \frac{1}{R_k + \frac{\delta_{\text{об}}}{\lambda_{\text{об}}} + \frac{1}{\alpha_0}}, \quad (4.7.6)$$

где R_k – контактное сопротивление на границе топлива с оболочкой.

Граничное условие на границе топливного сердечника:

$$-\lambda_T \frac{\partial t(r_1, \tau)}{\partial r} = k[t(r_1, \tau) - t_{\text{ж}}], \tau > 0, \quad (4.7.7)$$

где коэффициент теплопередачи k выражается формулой 4.7.6 с заменой α_0 на α .

Для аналитического решения задач, включающих дифференциальное уравнение 4.7.4 с начальным распределением температуры 4.7.5 и граничным условием 4.7.7 можно использовать метод интегральных преобразований (метод Лапласа), что в результате дает^[16]:

$$\Theta(R, F_0) = \sum_{n=1}^{\infty} \left[\frac{1}{2} \left(\frac{1}{Bi_0} - \frac{1}{Bi} \right) + \frac{1}{\mu_n^2} + \int_0^{F_0} \frac{q_v(F_0)}{q_{v0}} \exp(\mu_n^2 F_0) dF_0 \right] A_n J_0(\mu_n R) \exp(-\mu_n^2 F_0) \quad (4.7.8)$$

Решение 4.7.8 записано в безразмерной форме. Здесь: $\Theta = \frac{t(r, \tau) - t_{ж}}{q_{v0} r_1^2 / \lambda_T}$; $R = \frac{r}{r_1}$; $Bi_0 = \frac{k_0 r_1}{\lambda_T}$; $Bi = \frac{k_0 r_1}{\lambda_T}$; $F_0 = \frac{a_T \tau}{r_1^2}$; $A_n = \frac{2J_1(\mu_n)}{\mu_n [J_0^2(\mu_n) + J_1^2(\mu_n)]}$; μ_n – корни уравнения $\frac{J_0(\mu)}{J_1(\mu)} = \frac{\mu}{Bi}$.

Так как в данной задаче рассматривается обесточивание ПАТЭС, считаем, что система циркуляции теплоносителя в первом контуре РУ была отключена, вследствие чего происходит испарение теплоносителя из-за остаточного энерговыделения в активной зоне. Будем считать, что теплоноситель в активной зоне испаряется по экспоненциальному закону, а значит, зависимость коэффициента теплоотдачи на поверхности твэлов будет иметь вид:

$$\alpha(\tau) = \alpha_0 \exp\left(-\frac{\tau}{T}\right), \quad (4.7.9)$$

где T – характерное время изменения коэффициента теплоотдачи с поверхности твэлов.

Оценим величину T как время, за которое происходит уменьшение теплоносителя за счет его испарения в 1-ом контуре РУ в e раз. Для этого, воспользуемся следующим уравнением:

$$c_p^{T/H} m_{T/H} (t_{кип}^{T/H} - t^{T/H}) + r m_{T/H} \left(1 - \frac{1}{e}\right) = V_{a.z.} \int_0^T q_v d\tau, \quad (4.7.10)$$

где r – удельная теплота парообразования теплоносителя; $t^{T/H} = \frac{t_{вх.р.}^{T/H} + t_{вых.р.}^{T/H}}{2}$.

В результате расчета было найдено значение T , равное 81,5 сек.

Используя формулу 4.7.8, был проведен расчет зависимости температуры в центре сердечника твэла от времени. Все необходимые для расчета данные были взяты из теплогидравлическом расчете данного проекта (глава 2). В качестве зависимости удельного тепловыделения от времени примем зависимость 4.7.3, а в качестве зависимости коэффициента теплоотдачи от времени – зависимость 4.7.9. Графики зависимости относительного среднего объемного энерговыделения в активной зоне РУ (q_v/q_{v0}) от

времени и зависимости температуры в центре топливного сердечника от времени представлены на рисунках 4.3 и 4.4 соответственно.

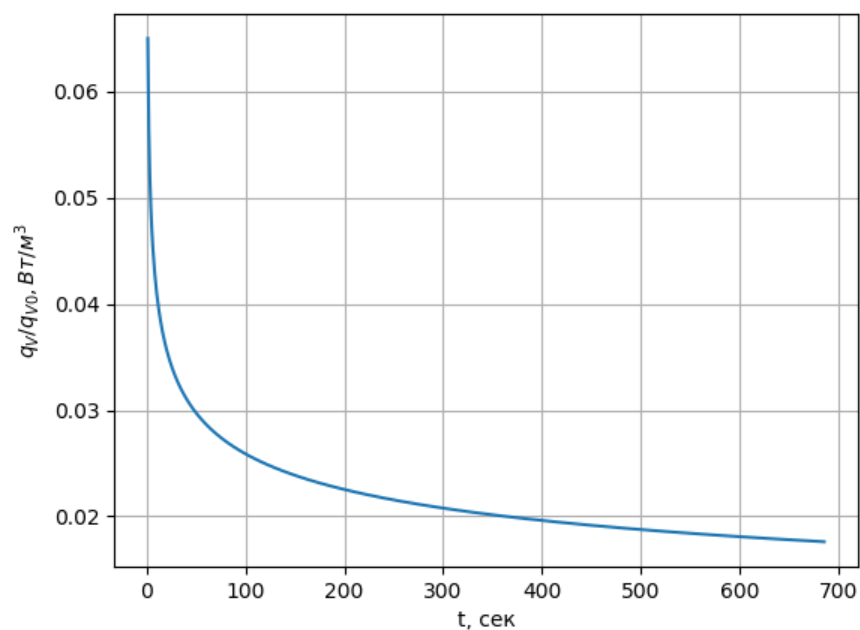


Рисунок 4.3 – График зависимости относительного среднего объемного энерговыделения в активной зоне РУ от времени

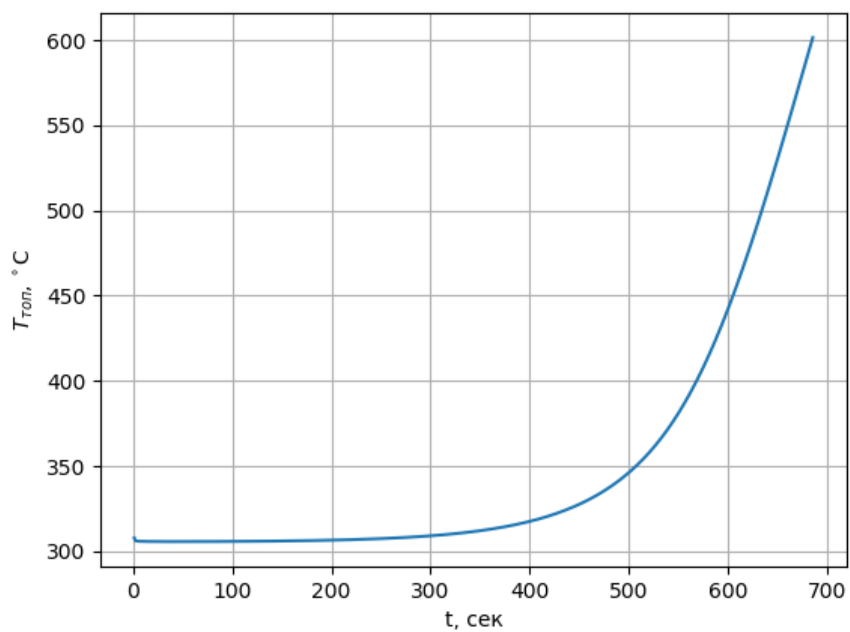


Рисунок 4.4 – График зависимости температуры в центре топливного сердечника от времени

В результате оценочного расчета можно сделать вывод, что при обесточивании ПАТЭС время, за которое температура в центре сердечника твэла достигает максимально допустимой температуры топлива ($t_T^{\text{доп}} = 600^\circ\text{C}$) составляет 686 секунд или 11,43 минут.

4.8 Заключение анализа безопасности реакторной установки

В данной главе был произведен анализ безопасности проектируемой реакторной установки.

Была рассчитана доля запаздывающих нейтронов для 1-ой и 6-ти групп эмиттеров запаздывающих нейтронов. В случае 1-ой группы эмиттеров запаздывающих нейтронов доля запаздывающих нейтронов составила 0,32 % и 0,34 % на начало и конец кампании топлива соответственно.

Были рассчитаны коэффициенты реактивности по температуре топлива, температуре теплоносителя и плотности теплоносителя. Коэффициенты реактивности по температуре топлива и температуре теплоносителя имеют благоприятный отрицательный знак, следовательно, при увеличении температур топлива и теплоносителя реактивность будет уменьшаться. Коэффициент реактивности по плотности теплоносителя имеет благоприятный положительный знак.

Были рассмотрены основные системы безопасности РУ, а так же проведен анализ и расчет аварийной ситуации обесточивания станции. В результате оценочного расчета можно сделать вывод, что у персонала ПАТЭС имеется 11,43 минут для восстановления электроснабжения или применения резервных источников электроэнергии для предотвращения плавления активной зоны. В случае отсутствия возможности восстановления электроснабжения или применения резервных источников электроэнергии должны быть задействована аварийная электрическая система, а в случае тяжелой аварии расплавления активной зоны вступает в действие система заполнения кессона реактора водой для предотвращения плавления корпуса реактора.