

6 ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ БЕЗОПАСНОСТИ

6.1 ЦЕЛИ И ОБЪЕМ ВЕРОЯТНОСТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ

Для Белорусской АЭС выполнен вероятностный анализ безопасности двух уровней: определение вероятности возникновения тяжелой аварии (ВАБ-1) и определение вероятности большого аварийного выброса (ВАБ-2).

На стадии ВАБ-1 производится:

- расчет суммарной вероятности тяжелых аварий для каждого энергоблока атомной электростанции (АЭС) на интервале в один год по всем исходным событиям (далее – ИС), приводящим к тяжелой аварии, и всем эксплуатационным состояниям энергоблока АЭС (далее – суммарная ВТА) и проверки ее соответствия целевому ориентиру безопасности АЭС по суммарной вероятности тяжелых аварий для каждого энергоблока АЭС на интервале в один год, равному равной 10^{-5} , установленному в нормах и правилах по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций», утвержденных постановлением МЧС Республики Беларусь от 13.04.2020 №15;

- выявляются наиболее значимые для безопасности АЭС исходные события, цепочки развития аварий, системы (элементы) энергоблока АЭС, действия персонала;

- определение на основе результатов ВАБ-1 мероприятий по обеспечению безопасности энергоблока АЭС, а также приоритетов их реализации.

На стадии ВАБ-2 производится:

- определение суммарной вероятности большого аварийного выброса для каждого энергоблока АЭС на интервале в один год по всем ИС, для всех режимов нормальной эксплуатации, всем имеющимся на энергоблоке АЭС местам нахождения ядерных материалов, радиоактивных веществ (РВ) и радиоактивных отходов (РАО) (далее – суммарная вероятность большого аварийного выброса (БАВ));

- определение соответствия/несоответствия суммарной вероятности БАВ для каждого энергоблока АЭС на интервале в один год целевому ориентиру безопасности энергоблока АЭС по вероятности БАВ для каждого энергоблока АЭС на интервале в один год, равной 10^{-7} , установленному в нормах и правилах по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций», утвержденных постановлением МЧС Республики Беларусь от 13.04.2020 №15;

- определение возможных категорий аварийных выбросов для энергоблока АЭС и последствий аварий, определяемых аварийными выбросами каждой категории аварийных выбросов;

- определение мероприятий по обеспечению безопасности энергоблока АЭС;

- выявление факторов, оказывающих наибольшее влияние на последствия аварий.

ВАБ-1 и ВАБ-2 выполнены в соответствии с федеральными нормами и правилами Российской Федерации в области использования атомной энергии «Основные требования к вероятностному анализу безопасности блока атомной станции» (НП-095-15).

ВАБ-1 и ВАБ-2 выполнялись на основе следующих методологических документов:

- Development and application of level 1 probabilistic safety assessment for nuclear power plants, SSG-3, IAEA, Vienna, 2010;

- Development and application of level 2 probabilistic safety assessment for nuclear power plants, SSG-4, IAEA, Vienna, 2010;

- Рекомендации по разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 блока атомной станции для внутренних исходных событий. РБ-024-19. Москва, 2019;

- Рекомендации по разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 блока атомной станции для исходных событий, обусловленных внутривыпускными пожарами и затоплениями. РБ-076-20. Москва, 2020;

– Рекомендации по разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 блока атомной станции для исходных событий, обусловленных внешними воздействиями. РБ-021-21. Москва, 2021;

– Основные рекомендации к разработке вероятностного анализа безопасности уровня 1 для блока атомной станции при исходных событиях, обусловленных сейсмическими воздействиями. РБ-123-17. Москва, 2017;

– Рекомендации по разработке вероятностного анализа безопасности уровня 2 для блока атомной станции. РБ-044-18. Москва, 2018.

При разработке ВАБ-1 и ВАБ-2 учитывались два источника радиоактивных продуктов деления:

- ядерное топливо в активной зоне реактора;
- ядерное топливо в бассейне выдержки (БВ) отработавших тепловыделяющих сборок.

ВАБ-1 и ВАБ-2 выполнялись для полного спектра исходных событий:

1. Внутренние события – возможные отказы оборудования энергоблока АЭС или ошибки персонала (включая инициаторы отказов по общим причинам, переходные процессы и аварии с потерей теплоносителя первого контура);

2. Внутренние воздействия (внутренние пожары, затопления и динамические воздействия от летящих предметов);

3. Внешние воздействия (природные и техногенные);

4. Сейсмические воздействия.

В рамках ВАБ-1 и ВАБ-2 рассмотрены состояние энергоблока АЭС при работе на мощности и 13 эксплуатационных состояний станции (далее – ЭСС) с остановленным реактором.

Результаты ВАБ-1 и ВАБ-2 содержат:

– вероятностную оценку безопасности энергоблока АЭС;

– перечень мероприятий по обеспечению безопасности энергоблока АЭС, разработанных на основе ВАБ;

– результаты анализа неопределенности, чувствительности и значимости в отношении:

– вероятностных показателей безопасности энергоблока АЭС;

– допущений вероятностной модели энергоблока АЭС;

– исходных событий;

– аварийных последовательностей;

– отказов систем (элементов), включая отказы по общей причине;

– ошибок персонала.

– рекомендации по обеспечению безопасности энергоблока АЭС, разработанные на основе ВАБ.

6.2 ЭТАПЫ ВЫПОЛНЕНИЯ ВАБ-1

6.2.1 Анализ эксплуатационных состояний станции

Целью данного этапа является формирование перечня групп ЭСС, достаточное для выполнения дальнейших этапов ВАБ-1 – отбора и группирования исходных событий и моделирования аварийных последовательностей.

В рамках отбора и группирования ЭСС выполнялось составление перечня ЭСС, оценка параметров ЭСС, формирование, при необходимости, групп ЭСС и оценка параметров групп ЭСС.

Для составления перечня ЭСС использовались:

- технологический регламент безопасной эксплуатации энергоблока АЭС, инструкции по эксплуатации реакторной установки (далее – РУ) и другая эксплуатационная документация (в том числе для действующих энергоблоков АЭС или АЭС с аналогичным типом реактора);

- опыт эксплуатации энергоблоков АЭС с аналогичным типом реактора;
- регламенты планово-предупредительных ремонтов (ППР) энергоблоков АЭС с аналогичным типом реактора;
- планы-графики ППР энергоблоков АЭС с аналогичным типом реактора;
- графики несения нагрузки энергоблоков АЭС с аналогичным типом реактора;
- результаты выполнения данной задачи в ВАБ для аналогичных энергоблоков АЭС;

- результаты инженерного анализа энергоблока АЭС (в том числе необходимые расчетные обоснования и другие типы анализов);

- рекомендации руководств МАГАТЭ по ВАБ.

Рассматривались следующие виды остановов энергоблока:

- плановый останов энергоблока для перегрузки (частичной и полной) ядерного топлива и ремонта оборудования;
- плановый останов энергоблока для проведения ремонта оборудования;
- остановки, вызванные нарушениями нормальной работы энергоблока на мощности, в том числе аварийные (с выгрузкой и без выгрузки топлива).

Рассматривались как остановки с расхолаживанием до «холодного» состояния РУ, так и кратковременные остановки без расхолаживания.

С целью сокращения количества аварийных сценариев, моделируемых в ВАБ, производилось объединение ЭСС в группы. Группирование ЭСС осуществлялось на основании схожести следующих параметров и признаков:

- степени критичности реактора;
- уровня остаточных тепловыделений;
- температуры, давления и других параметров теплоносителя первого контура;
- уровня теплоносителя в реакторе;
- степени герметичности первого контура (уплотнен или разуплотнен);
- количества подключенных петель главного циркуляционного контура (ГЦК);
- местонахождения ядерного топлива;
- способа отвода остаточных тепловыделений;
- работоспособности систем, участвующих в выполнении моделируемых функций, включая обеспечивающие системы;
- наличия или отсутствия автоматических блокировок на запуск систем;
- конфигурации систем (все каналы системы в работе или в режиме ожидания или часть каналов выведена в ремонт);
- состояния системы герметичных ограждений (шлюзы открыты/закрыты);
- параметров РУ, влияющих на параметры хрупкой прочности корпуса реактора;

– других параметров, относящихся к рассматриваемым в ВАБ радиоактивным источникам.

Был определен итоговый перечень групп ЭСС при эксплуатации энергоблока с остановленным реактором:

- ЭСС 1 – «Горячее» состояние. Неплановый ремонт;
- ЭСС 2 – Расхолаживание РУ через второй контур при отключенной пассивной части системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ);
- ЭСС 3 – Расхолаживание РУ от 135 °С до 60 °С;
- ЭСС 4 – «Холодное» состояние. Неплановый ремонт;
- ЭСС 5 – Разборка реактора;
- ЭСС 6 – Перегрузка топлива;
- ЭСС 7 – Техническое обслуживание и плановый ремонт оборудования;
- ЭСС 8 – Сборка реактора. Плановый ремонт оборудования;
- ЭСС 9 – «Холодное» состояние в процессе пуска энергоблока;
- ЭСС 10 – Разогрев до температуры гидроиспытаний;
- ЭСС 11 – Гидроиспытания первого и второго контуров;
- ЭСС 12 – Разогрев первого контура до подключения пассивной части САОЗ;
- ЭСС 13 – «Горячее» состояние в процессе пуска энергоблока.

Работа на энергетических уровнях мощности, а также режимы с остановленным турбогенератором и работой реактора на минимально-контролируемом уровне мощности (МКУ) консервативно рассматривались как одна группа ЭСС 14 – работа на мощности.

6.2.2 Анализ, отбор и группировка исходных событий

В рамках ВАБ первого уровня исходные события определяются как события, которые либо непосредственно вызывают повреждение ядерного топлива, либо нарушают нормальную эксплуатацию и требуют успешного функционирования систем безопасности или других систем энергоблока АЭС для предотвращения повреждения ядерного топлива.

В перечень принимаемых к анализу ИС включались исходные события, потенциально приводящие к повреждению ядерного топлива, находящегося в активной зоне реактора и в бассейне выдержки/перегрузки.

При выполнении анализа ИС рассматривались ИС, вызванные:

- отказами систем (элементов), в том числе обеспечивающих;
- ошибками оперативного персонала;
- ошибками при проведении регламентных проверок работоспособности оборудования и различных испытаний;
- потерей внешнего электроснабжения АЭС (потеря внешнего электроснабжения АЭС, вызванная внешними причинами, формально относится к внешним ИС, но ее рекомендуется рассматривать в ВАБ-1 для внутренних ИС).

ИС, вызванные внутренними (пожары, затопления, воздействия от летящих предметов) или внешними воздействиями, в том числе сейсмическими, рассматривались отдельно, с учетом характерной для них специфики.

Анализ и группировка внутренних исходных событий для рассмотрения в модели ВАБ энергоблока АЭС выполнялись в четыре этапа:

1. Разработка возможно более полного перечня ИС;
2. Обоснование исключения некоторых ИС;
3. Разработка окончательного перечня ИС;
4. Объединение ИС в группы на основе характера протекания аварийных процессов, набора систем безопасности, необходимых для обеспечения безопасного состояния энергоблока АЭС, и зависимости работоспособности этих систем и действий оператора от ИС.

В соответствии с использованными методиками для составления возможно более полного первоначального перечня ИС применялись следующие методы:

- метод анализа отказов систем энергоблока АЭС и их последствий, при помощи которого можно определить, ведут ли отказы систем энергоблока АЭС (полные или частичные) к исходному событию (FMEA);
- дедуктивный анализ (master-logic diagrams – MLD) для определения элементарных отказов или их комбинаций, которые могут нарушать нормальную эксплуатацию и приводить к ИС;
- анализ перечней ИС, разработанных при выполнении ВАБ для аналогичных энергоблоков АЭС;
- анализ обобщенных перечней ИС для аналогичных энергоблоков АЭС;
- анализ опыта эксплуатации АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000;
- анализ перечня режимов, принятого для детерминистического анализа безопасности энергоблоков АЭС.

Группирование ИС осуществлялось путём обоснования схожести следующих признаков, параметров и факторов:

1. Сценарий развития аварии после исходного события;
2. Критерии успеха для систем смягчения последствий;
3. Влияние исходного события на работоспособность и эксплуатацию систем безопасности и вспомогательных систем, включая наличие условий для сигналов, приводящих в действие функции защиты или блокирующих срабатывание систем;
4. Ответные действия, ожидаемые от операторов АЭС.

При отборе ИС принималась возможность исключения ИС или групп ИС из дальнейшего рассмотрения, если их вклад в оценку вероятности повреждения ядерного топлива не превышает 0,01 %. Суммарный вклад исключенных из рассмотрения ИС при этом не должен был превышать 1 % от оценки вероятности повреждения ядерного топлива.

При группировании ИС критерии успеха моделируемых функций для группы ИС назначались не менее строгими (консервативными), чем критерии успеха моделируемых функций для каждого ИС, включённого в группу.

В результате анализа, отбора и группировки ИС был сформирован окончательный перечень групп внутренних ИС для рассмотрения в рамках ВАБ:

- Административный останов до горячего состояния;
- Административный останов до холодного состояния;
- Административный останов из-за отказа 1 канала систем безопасности;
- Административный останов из-за отказа 2 и более импульсно-предохранительных устройств компенсатора давления (ИПУ КД);
- Административный останов из-за отказа одного ИПУ КД;
- Административный останов из-за отказов 2 каналов систем безопасности;
- Административный останов из-за отказов 3 и более каналов аварийной питательной воды;
- Административный останов из-за отказов 3 и более каналов систем безопасности;
- Административный останов с неготовностью трех и более каналов системы аварийного электроснабжения (САЭ);
- Большая течь 1-го контура (Ду 140-279 мм);
- Большая течь 1-го контура (Ду 279-346 мм);
- Большая течь 1-го контура (Ду 346-850 мм);
- Избыточный поток к парогенераторам (ПГ);
- Компенсируемая течь 1-го контура (Ду 10 мм);

- Малая течь 1-го контура (Ду 10-20 мм);
- Малая течь 1-го контура (Ду 20-40 мм);
- Малая течь 1-го контура (Ду 40-60 мм);
- Малая течь 1-го контура (Ду 60-80 мм);
- Малая течь второго контура;
- Малая течь из 1-го во 2-й контур;
- Незакрытие ИПУ КД после проверки на открытие;
- Непреднамеренное закрытие линии вывода теплоносителя;
- Непреднамеренное закрытие одного быстродействующего запорно-отсечного клапана (БЗОК) или электроприводной изолирующей задвижки;
- Непреднамеренное открытие ИПУ КД с последующим незакрытием;
- Непреднамеренное открытие ПК ЖНА;
- Непреднамеренное открытие паросбросного устройства (ПСУ) на одном ПГ;
- Очень малая (компенсируемая) течь за пределы защитной оболочки (ЗО);
- Очень малая (компенсируемая) течь из 1 во 2 контур;
- Передренирование первого контура;
- Повреждение ядерного топлива (ЯТ) при транспортных операциях;
- Потеря внешней электросети;
- Потеря нормального теплоотвода через 2-й контур;
- Потеря нормального электроснабжения (НЭ) из-за отказов оборудования;
- Потеря отвода тепла от активной зоны через 1-й контур;
- Потеря охлаждающей воды ответственных потребителей;
- Потеря расхода питательной воды;
- Потеря теплоотвода от БВ ОЯТ;
- Разрыв корпусов реактора или ПГ;
- Разрыв паропровода/трубопровода питательной воды в неотсекаемой части;
- Разрывы (течи) трубопроводов системы питательной воды внутри ЗО в отсекаемой части;
- Срабатывание аварийной защиты;
- Средняя течь 1-го контура (Ду 100-140 мм);
- Средняя течь 1-го контура (Ду 80-100 мм);
- Средняя течь из 1-го во 2-й контур;
- Течь 2-го контура внутри ЗО;
- Течь бассейна выдержки;
- Течь паропровода в отсекаемой части;
- Течь трубопроводов подпитки за пределы ЗО;
- Течь трубопроводов системы охлаждения бассейна выдержки;
- Течь через ИПУ КД вследствие их незаклинивания;
- Течь через трубопроводы вывода теплоносителя за пределы ЗО.

6.2.3 Моделирование аварийных последовательностей

Выполнение задачи анализа аварийных последовательностей состоит в разработке деревьев событий (ДС) для всех возможных сочетаний ИС и ЭСС, определения перечня необходимых систем для дальнейшего анализа, а также определения конечных состояний каждой аварийной последовательности.

На основании информации по выполненным ранее теплогидравлическим исследованиям, а также по результатам выполненных в рамках ВАБ теплогидравлических расчётов и инженерных оценок для всех возможных сочетаний ИС и ЭСС были установлены критерии успеха, то есть сформулированы минимальные требования к

набору и характеристикам систем АЭС, а также к действиям персонала, необходимым для достижения успешного конечного состояния.

В качестве критерия успешности аварийной последовательности полагалась необходимость совместного соблюдения следующих условий:

1. Непревышение для оболочек тепловыделяющих элементов температуры 1200 °С в течение всего времени развития аварийной последовательности;
2. Отсутствие оголения оболочек тепловыделяющих элементов в бассейне выдержки (отсутствие обезвоживания бассейна выдержки);
3. Нахождение энергоблока АЭС в конце развития аварийной последовательности в контролируемом стабильном состоянии при отсутствии неотвратимых, не связанных со случайными отказами оборудования, угроз выхода энергоблока АЭС из этого состояния.

Аварийные последовательности, не удовлетворяющие одному из критериев, полагались ведущими к неуспешному состоянию (повреждению ядерного топлива).

При построении деревьев событий выдерживался принцип «малые деревья событий – большие деревья отказов», при котором заголовки ДС отражают развитие аварийного процесса во времени, а также успешность работы систем, непосредственно участвующих в ликвидации аварии, в целом или даже успешность выполнения функций безопасности. На вход заголовков ДС подавались как деревья отказов функций безопасности, так и отдельные события (например, неуспешные действия персонала)

Моделирование аварийных последовательностей осуществлялось с помощью программного средства Risk Spectrum PSA.

В общем случае развитие аварийных последовательностей рассматривалось в течение 24 часов, в соответствии с рекомендациями российских руководств по безопасности и документов МАГАТЭ (РБ-024-19, SSG-3). В случаях, когда для выполнения функций безопасности используются расходуемые среды (например, при поддержании энергоблока АЭС в «горячем» состоянии), показана возможность пополнения запасов этих сред.

6.2.4 Анализ систем

Выполнение системами АЭС функций, связанных с безопасностью, моделировалось при помощи деревьев отказов (ДО). Моделировалось выполнение системами (каналами систем) функций, необходимых для успеха функций безопасности, содержащихся в деревьях событий, а также выполнение обеспечивающих функций, необходимых для функционирования смоделированных систем. При этом в моделях систем учитывались имеющиеся межэлементные и межсистемные зависимости, способные повлиять на выполнение системами своих функций. Специфика работы систем в зависимости от аварийной последовательности учитывалась в так называемых интерфейсных (функциональных) ДО, разработанных в рамках анализа аварийных последовательностей.

Основные этапы системного анализа:

1. Определение системных функций, режимов работы, отказов и критериев успеха совместно с функциональными деревьями отказов и функциональными событиями;
2. Определение структуры системы (параллельных каналов, фрагментов и т.д.) и границ системы. Разработка списка элементов, типов элементов и режимов отказа;
3. Качественный анализ отказов элементов и их последствий (FMEA);
4. Определение обеспечивающих систем (функциональные зависимости). Разработка матрицы зависимостей;
5. Моделирование независимых отказов элементов, определение моделей надежности и готовности, а также временных параметров;

6. Моделирование неготовности из-за опробования и технического обслуживания, с учетом эксплуатационных пределов и пределов безопасной эксплуатации (допустимых конфигураций системы);

7. Учет ошибок персонала – тип 1 (предаварийные) и тип 3 (послеаварийные);

8. Моделирование деревьев отказов системы, проверка на наличие логических петель с обеспечивающими системами;

9. Определение групп и моделей отказов по общей причине.

В результате были проанализированы следующие системы энергоблока АЭС, для каждой из систем были построены модели надежности в виде ДО:

- Система аварийного ввода бора (JDH);
- Система аварийного впрыска высокого давления (JND);
- Система аварийного впрыска низкого давления (JNG-1);
- Пассивная часть системы аварийного охлаждения активной зоны (JNG-2);
- Спринклерная система (JMN);
- Система отвода остаточного тепла (JNA);
- Система защиты первого контура от превышения давления (JEF);
- Система аварийной питательной воды (LAR/LAS);
- Система подпитки и борного регулирования (КВА);
- Система нормального отвода тепла, включая следующие подсистемы:
 - Система сброса пара из парогенераторов в конденсаторы турбины (MAN);
 - Промежуточный контур охлаждения неответственных потребителей (PGB);
 - Вспомогательная система охлаждающей воды (PC);
 - Основная система охлаждающей воды (PA);
 - Система основного конденсата (LCA);
 - Система вспомогательной питательной воды (LAN/LAJ);
- Система аварийной защиты реактора;
- Система пассивного отвода тепла через ПГ (JNB);
- Системы контроля и управления;
- Системы электроснабжения;
- Системы вентиляции;
- Система охлаждающей воды ответственных потребителей (PE);
- Промежуточный контур охлаждения ответственных потребителей (КАА);
- Промежуточный контур охлаждения ответственных потребителей высокого давления (КАВ);
- Система охлаждения топливного бассейна (ФАК);
- Система защиты второго контура от превышения давления (LBA+LBU);
- Система подпитки второго контура (LCU);
- Система отсечения главных паропроводов (LBA);
- Система хранения борированной воды (JNK);
- Система вакууммирования конденсатора (MAJ);
- Система ЦВД – Блок стопорно-регулирующих клапанов турбины (MAA);
- Система холодоснабжения систем вентиляции (QKA10);
- Комплекс холодоснабжения неответственных потребителей (QKM).

6.2.5 Анализ зависимостей

В рамках выполнения ВАБ были проанализированы все возможные зависимости между системами и /или элементами систем:

- физические зависимости;
- зависимости характерные для конкретной аварийной последовательности;
- межсистемные зависимости;
- зависимости, обусловленные действиями персонала;
- отказы по общей причине (ООП).

В рамках анализа физических зависимостей рассматривались ИС, которые могут вызвать последовательный отказ систем энергоблока АЭС. Данная задача решалась в ходе анализа внешних и внутренних воздействий.

В рамках анализа зависимостей характерных для конкретной аварийной последовательности, анализируются случаи, когда исходное событие, отказ или успешная работа системы, или действий персонала влияет на работу других систем или выполнение других действий. Данный вид зависимостей явным образом учитывался при моделировании АП.

Рассматривались три типа межсистемных зависимостей:

- Межсистемные зависимости вследствие общих обеспечивающих систем явно учитывались в моделях систем (деревьях отказов);
- Межсистемные зависимости вследствие общего оборудования явно учитывались в моделях систем (деревьях отказов);
- Зависимости, обусловленные окружающей средой, рассматривались при моделировании внутренних и внешних воздействий, а также в ходе анализа ООП.

Зависимость между действиями персонала рассматривалась в рамках анализа надежности персонала.

При решении задачи анализа зависимостей учитывались также следующие рекомендации:

- A. Poucet, A. Amendola, and P.C. Cacciabue, «Summary of the Common Cause Failure Reliability Benchmark Exercise», ISPRA Joint Research Centre Report, EUR-11054 EN, Ispra, Italy, 1987;
- «Procedures for Treating Common Cause Failures in Safety and Reliability Studies», EPRI NP-5613, Vol.1,2, USA, 1988.

6.2.6 Анализ надежности персонала

Анализ надежности персонала (далее – АНП) состоит в исследовании надежности персонала АЭС, ошибочные действия которого или неправильное выполнение (включая невыполнение) требуемых действий могут приводить к последствиям, влияющим как на безопасность эксплуатации энергоблока АЭС, так и на надежность перевода энергоблока АЭС в безопасное состояние после возникновения ИС.

Основные этапы выполнения задачи АНП:

- ознакомление с АЭС и сбор информации;
- определение ошибок персонала, моделируемых в ВАБ;
- включение ошибок персонала (ОП) в логические модели ВАБ (моделирование ОП);
- назначение вероятностных величин для отбора ошибок персонала (отборочный анализ);
- детальный качественный анализ;
- детальный количественный анализ (подробная квантификация);
- анализ ошибок при восстановлении работоспособности оборудования (определение, моделирование и квантификация).

Было выделено три категории ошибок персонала (ОП), рассматриваемых в ВАБ:

1) ОП до ИС – представляют собой ошибочные действия персонала, выполняемые до наступления ИС, которые приводят к неготовности оборудования или системы,

проявляющейся в виде отказа на требование при реагировании на ИС. Примерами ОП этой категории являются неправильная калибровка или настройка оборудования, или не восстановление работоспособного состояния оборудования после испытаний или ремонтного обслуживания

2) ОП, инициирующие ИС – представляют собой ошибки при выполнении действий персонала, которые вызывают или приводят к ИС;

3) ОП после ИС – подразделяются на две группы:

– ОП при реагировании на ИС – представляют собой ошибки персонала при выполнении действий, являющихся ответными на аварийную ситуацию после наступления ИС (динамических действий), и определяются уровнем тренировки оперативного персонала, существующими инструкциями, знаниями, которыми обладают операторы, а также другими факторами. Эти ОП возникают вследствие ошибок при диагностике или выполнении;

– ОП при восстановлении – ОП при выполнении динамических действий (после ИС), но заключающиеся в невыполнении персоналом операций с не включившимся по автоматике оборудованием, непосредственно участвующем в ликвидации аварии, или с альтернативным по отношению к нему оборудованием.

Отборочный анализ проводился для экономии ресурсов АНП с целью проведения дальнейшего детального анализа только для наиболее важных с точки зрения безопасности ОП. Отборочный анализ включает в себя:

- проверку обоснованности ОП, включенных в исходную модель ВАБ;
- назначение консервативных отборочных величин вероятности для всех ОП, включенных в исходную модель ВАБ;
- проверку назначенных отборочных величин вероятности для всех ОП, включенных в ВАБ;
- квантификацию исходной модели ВАБ с использованием отборочных величин вероятности (т.е., предварительная квантификация).

После отборочного анализа выполнялся детальный АНП (включая предварительную квантификацию модели ВАБ). Детальный анализ включал в себя следующие этапы:

- определение ОП, требующих детальной квантификации;
- выбор модели квантификации;
- качественный анализ (т. е., сбор информации, необходимой для квантификации);
- квантификация;
- проверка правильности уточнения вероятностей ОП в базе данных ВАБ.

Выполнялось выявление зависимостей между ОП. При этом рассматривались следующие факторы в качестве индикаторов существования зависимостей:

- общие временные ограничения для выполнения задачи;
- общая очередность для выполнения задачи;
- общая диагностика состояния энергоблока АЭС;
- общие функции или системы при выполнении задачи;
- общие процедурные шаги для выполнения задачи;
- общий персонал и рабочие места для выполнения задачи;
- общие влияющие на поведение факторы.

6.2.7 Анализ данных

В рамках данного этапа выполнения ВАБ были определены частоты возникновения ИС, количественные характеристики надежности оборудования АЭС, данные по отказам по общей причине, а также неготовности оборудования АЭС, обусловленные тестированием и техническим обслуживанием оборудования АЭС.

Можно выделить следующие категории ИС, принципиально отличающиеся по частоте появления:

1. ИС, возникавшие при эксплуатации АЭС с ВВЭР-1200 и ВВЭР-1000;
2. ИС, не возникавшие при эксплуатации АЭС с ВВЭР-1200 и ВВЭР-1000, но имевшие место на блоках с ВВЭР другого типа;
3. ИС, не возникавшие при эксплуатации на энергоблоках АЭС с ВВЭР, но имевшие место на энергоблоках с реакторами другого типа;
4. ИС, никогда не возникавшие при эксплуатации АЭС (например, «Большие течи 1-го контура внутри ЗО»), либо если имевшие место события не могут быть применены для АЭС-2006 по причине существенных отличий в проектах.

Для различных категорий ИС методы определения частот групп ИС различны.

Для определения частот групп ИС были использованы следующие источники информации:

- данные ОКБ «ГИДРОПРЕСС» для определения частот ИС на основе методов механики разрушения;
- оценки частот, использованные ОКБ «ГИДРОПРЕСС» для определения категорий ИС;
- данные объединенной информационной системы опыта эксплуатации (ОИС ОЭ);
- отчеты ВНИИАЭС по технико-экономическим показателям работы энергоблоков АЭС.

Таким образом, при наличии достоверной информации по РУ В-491, в первую очередь использовались соответствующие данные. При отсутствии информации, специфичной для РУ В-491, использовались статистические данные, полученные в результате обработки информации по АЭС с реакторами типа ВВЭР-1200 и ВВЭР-1000. При отсутствии или недостатке информации, специфичной для АЭС с реакторами типа ВВЭР-1200 и ВВЭР-1000 использовались данные, полученные в результате обработки информации по АЭС с другими реакторами типа ВВЭР. При отсутствии подходящих источников информации по исходным событиям, связанным с отказами конкретных систем энергоблока АЭС, оценка частоты выполнялась при помощи моделирования соответствующих систем энергоблока АЭС деревьями отказов и расчета вероятностей в среде кода Risk Spectrum PSA.

Для определения параметров надежности оборудования энергоблока АЭС с реактором типа ВВЭР наиболее представительны данные на основании опыта эксплуатации энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР-1000, т.к. общая наработка энергоблоков данного типа составляет порядка 700 реактор-лет.

Для корректной оценки данных по надежности оборудования были определены границы элементов систем. В соответствии с режимом эксплуатации различаются три типа элементов – находящиеся в режиме ожидания, непрерывно работающие и периодически переходящие из одного режима работы в другой. В зависимости от типов элементов определялись различные показатели надежности (вероятности/интенсивности отказов на требование, интенсивности отказов при работе и т.д.).

Элементы, неразличимые с точки зрения расчетного алгоритма обработки информации по надежности и исходным параметрам ВАБ, образуют статистическую популяцию. Понятие «популяция» определяет совокупность элементов, относящихся к системам, имеющих близкие:

- конструктивные характеристики;
- условия эксплуатации;
- регламентные эксплуатационные режимы элементов для всех состояний энергоблока АЭС;

– техническое обслуживание и регламентные проверки для всех состояний энергоблока АЭС.

Интенсивность отказов рассчитывалась как отношение числа отказов, выявленных при том или ином состоянии элемента, к суммарному времени нахождения в этом состоянии элемента, входящего в популяцию.

Вероятность отказов рассчитывалась как отношение числа отказов, выявленных при том или ином состоянии элемента, к суммарному числу требований для всей популяции в этом состоянии.

Для количественной оценки интенсивностей (вероятностей) отказов по общей причине использована модель α -фактора, так как она обеспечивает наименьшую неопределенность, по сравнению с моделями множественных греческих букв или биномиальной. За основу приняты обобщенные данные α -фактора, рекомендованные NUREG/CR-5497.

6.2.8 Разработка модели ВАБ

В рамках ВАБ-1 для внутренних ИС разработана вероятностная модель энергоблока АЭС для каждого анализируемого в ВАБ эксплуатационного состояния с учетом ядерного топлива в активной зоне реактора и отработавшего ядерного топлива в бассейне выдержки. Разработка комплексной интегральной модели полномасштабного ВАБ включала в себя следующие основные шаги, выполняемые параллельно и итерационно на каждом из этапов разработки ВАБ:

1. разработка моделей аварийных последовательностей (деревьев событий):
 - разработка списка эксплуатационных состояний и исходных событий;
 - применение данных по частотам ИС;
 - разработка деревьев событий;
 - разработка наборов граничных условий для каждого дерева событий;
 - разработка функциональных событий.
2. разработка деревьев отказов систем:
 - разработка интерфейсных (по функциям) деревьев отказов верхнего уровня с привязкой к функциональным событиям;
 - разработка деревьев отказов верхнего уровня для систем;
 - разработка деревьев отказов систем (каналов систем);
 - применение граничных условий в ДО;
 - моделирование ООП;
 - АНП для доаварийных и послеаварийных действий оператора;
 - применение данных по надежности оборудования;
 - применение данных по ООП;
 - разрыв логических петель.
3. компиляция модели ВАБ:
 - моделирование зависимостей (обеспечивающие системы, зависимые отказы);
 - группировка граничных условий в наборы граничных условий;
 - разработка и наполнение атрибутов, группировка отказов в элементы и системы.
4. разработка заданий на расчет:
 - задания на расчет для анализа конечных состояний;
 - задания на расчет для анализа минимальных сечений отказов;
 - настройки расчетов (для анализа минимальных сечений отказов, анализов чувствительности и значимости, анализа неопределенности).

6.2.9 Анализ внутренних пожаров

В рамках ВАБ-1 для ИС, обусловленных внутриплощадочными пожарами, была разработана вероятностная модель энергоблока АЭС для каждого анализируемого в ВАБ эксплуатационного состояния с учетом ядерного топлива в активной зоне реактора и отработавшего ядерного топлива в бассейне выдержки. Для разработки вероятностной модели энергоблока АЭС дополнительно к задачам, выполненным для внутренних ИС, решены следующие задачи:

- определение пожарных зон;
- определение исходных событий, вызванных пожаром;
- разработка перечня систем (элементов), отказывающих при воздействии поражающих факторов пожаров;
- расчет вероятностей (частот) возникновения пожаров;
- анализ распространения пожара между пожарными зонами;
- анализ пожарных сценариев.

Выполнен анализ всех зданий и сооружений, расположенных на площадке Белорусской АЭС, на предмет размещения в них оборудования систем безопасности и оборудования систем нормальной эксплуатации важных для безопасности. В результате этого анализа отобраны 13 зданий и сооружений:

- здание реактора;
- вспомогательный корпус;
- здание паровой камеры;
- здание безопасности;
- здание управления;
- здание резервной дизельной электростанции;
- здание блочной дизельной электростанции;
- здание турбины;
- здание электроснабжения нормальной эксплуатации;
- сооружение блочных и резервных трансформаторов;
- здание КРУЭ 330 кВ;
- насосная станция потребителей здания турбины;
- насосная станция ответственных потребителей.

В отобранных для анализа зданиях определена 601 пожарная зона и 7 сооружений блочных трансформаторов, выполнен анализ возможного распространения опасных факторов пожара через различные связи между пожарными зонами. Проведенный анализ показал, что конструкции пожарных зон АЭС при пожаре не допускают распространения опасных факторов пожара из одной зоны в другую.

Произведена оценка вероятностей возникновения пожаров в пожарных зонах. По причине низкой пожарной опасности из дальнейшего рассмотрения было исключено 189 пожарных зон.

Определен перечень элементов, подверженных отказу из-за пожара, повреждение которых может вызвать ИС. При составлении списка повреждаемого оборудования учитывалось повреждение не только самого оборудования, но и кабелей питания и управления.

Разработаны сценарии протекания аварий в пожарных зонах и определены группы ИС, вызываемых внутриплощадочными пожарами:

- потеря отвода тепла через второй контур;
- административный останов вследствие отказа канала систем безопасности из-за пожара;
- административный останов из-за пожара;
- пожар с ложным закрытием БЗОК на паропроводе ПГ;

- пожар с ложным открытием ПСУ на паропроводе ПГ;
- пожар с непреднамеренным открытием ИПУ КД с последующим незакрытием;
- пожар с потерей нормального теплоотвода через второй контур;
- пожар с потерей нормального электроснабжения;
- пожар с потерей отвода тепла через первый контур из-за отказа канала системы аварийно-планового расхолаживания;
- пожар с потерей теплоотвода от БВ;
- пожар со срабатыванием аварийной защиты (АЗ);
- пожар со срабатыванием АЗ и отказом канала системы нормального электроснабжения (СНЭ);
- пожар со срабатыванием АЗ и отказом регулятора ПГ.

Выполнен анализ действий персонала во время и после аварий, вызванных пожаром. Для учета факторов влияния пожара на персонал, вероятность послеаварийных ошибок персонала была увеличена от 2 до 10 раз, в сравнении с ВАБ для внутренних ИС. Любые действия по управлению оборудованием безопасного останова, для выполнения которых требуется доступ персонала в охваченные пожаром помещения, полагались невозможными.

Выполнена количественная оценка вероятности тяжелых аварий при работе на мощности и в стояночных режимах для ИС, вызываемых внутримплощадочными пожарами.

6.2.10 Анализ внутренних затоплений

В рамках ВАБ-1 для ИС, обусловленных внутримплощадочными затоплениями, разработана вероятностная модель энергоблока АЭС для каждого анализируемого в ВАБ эксплуатационного состояния с учетом ядерного топлива в активной зоне реактора и отработавшего ядерного топлива в бассейне выдержки. Для разработки вероятностной модели энергоблока АЭС дополнительно к задачам, выполненным для внутренних ИС, решены следующие задачи:

- определение зон затопления;
- определение исходных событий, вызванных затоплениями;
- разработка перечня систем (элементов), отказывающих при воздействии поражающих факторов затоплений;
- расчет вероятностей (частот) возникновения затоплений;
- анализ распространения затоплений;
- анализ сценариев затоплений.

Проведенный анализ внутренних затоплений выполнен для всех зданий и сооружений энергоблока Белорусской АЭС. Для анализа были отобраны 11 зданий, в которых есть оборудование систем безопасности или оборудование систем важных для безопасности или оборудование систем нормальной эксплуатации важных для выработки электроэнергии и есть источники затоплений (баки, трубопроводы):

- здание реактора;
- вспомогательный корпус;
- здание паровой камеры;
- здание безопасности;
- здание управления;
- здание резервной дизельной электростанции;
- здание турбины;
- здание электроснабжения нормальной эксплуатации;
- насосная станция потребителей здания турбины;
- здание блочной дизельной электростанции;

– насосная станция ответственных потребителей.

В отобранных зданиях выявлено 211 помещений, в которых находится 312 источников затоплений. Определены зоны затоплений с учётом характеристик источников затопления, наличия физических границ помещений и связями между помещениями, что позволило определить максимальный уровень затопления и перечень повреждаемого в зонах затопления оборудования.

В результате функционального анализа выявлены ИС, вызываемые внутренними затоплениями:

- затопление с отказом канала систем безопасности;
- затопление с отказом канала системы отвода остаточных тепловыделений;
- затопление с отказом канала системы охлаждения бассейна выдержки.

Выполнен анализ действий персонала во время и после аварии, вызванных затоплением. Для учета факторов влияния затопления на персонал, вероятность послеаварийных ошибок персонала была увеличена до 10 раз, в сравнении с ВАБ для внутренних ИС. Любые действия по управлению оборудованием безопасного останова, для выполнения которых требуется доступ персонала в затопленные помещения, полагались невозможными.

Выполнена количественная оценка вероятности тяжелых аварий при работе на мощности и в стояночных режимах для ИС, вызываемых внутриплощадочными затоплениями.

6.2.11 Анализ сейсмических воздействий

Для разработки вероятностной модели энергоблока АЭС для ИС, обусловленных сейсмическими воздействиями, дополнительно к вышеприведенным решены следующие задачи:

- определение сейсмической опасности площадки АЭС (вероятностный анализ сейсмической опасности площадки АЭС);
- разработка перечня систем (элементов), отказывающих при сейсмических воздействиях;
- определение реакции зданий, сооружений и строительных конструкций на сейсмические воздействия (вероятностный анализ реакции зданий, сооружений и строительных конструкций на сейсмические воздействия);
- определение повреждаемости систем (элементов) при сейсмических воздействиях;
- анализ сценариев сейсмических воздействий.

В качестве параметра, характеризующего уровень интенсивности сейсмического воздействия, принималось Ускорение Нулевого Периода (в единицах ускорения g) на свободной поверхности грунта площадки (далее – УНП).

В рамках анализа сейсмической опасности площадки АЭС построены кривые сейсмической опасности, то есть множество значений частот превышения сейсмических воздействий заданной интенсивности в зависимости от принятого параметра интенсивности сейсмического воздействия. В качестве исходных данных для сейсмического ВАБ использована средняя кривая сейсмической опасности на свободной поверхности.

Для формирования перечня сейсмических воздействий средняя кривая сейсмической опасности была разбита на 5 интервалов.

Нижняя граница первого интервала с УНП = 0,06 g соответствует значению проектного землетрясения, принятого для проекта Белорусской АЭС. Данное УНП выбрано в качестве нижней границы, т. к. оно представляет собой минимальное значение УНП, на которое может быть рассчитано оборудование, к которому предъявляются какие-либо требования по сейсмостойкости. Это УНП в 2 раза ниже, чем УНП максимального

расчетного землетрясения (МРЗ), таким образом, сейсмические отказы оборудования важного для безопасности при данном УНП и ниже крайне маловероятны.

Верхняя граница пятого интервала с УНП = 0,324 g соответствует частоте превышения по средней кривой сейсмической опасности равной 10^{-7} 1/год. Данная частота выбрана в соответствии с п. 21 РБ-123-17.

Разработан перечень объектов сейсмической квалификации (далее – ПОСК), учитываемых в вероятностной модели энергоблока АЭС. Под термином «объект» подразумеваются: здания, строения, сооружения, системы, элементы, оборудование и т.д. Процедура разработки ПОСК состояла из следующих этапов:

- составление предварительного ПОСК;
- скрининг (исключение) объектов из ПОСК;
- составление окончательного ПОСК.

В предварительный ПОСК включались:

- все элементы, учитываемые в модели ВАБ для внутренних ИС;
- пассивные элементы систем, не включенные по различным причинам в модель ВАБ для внутренних ИС, отказ которых при сейсмическом воздействии может оказать влияние на выполнение функций безопасности, которые учитываются в ВАБ (емкости, трубопроводы, воздухопроводы, кабели и т.д.);
- здания и сооружения, в которых расположены системы (элементы), включенные в модель ВАБ для внутренних ИС.

Скрининг основывался на величине граничной сейсмостойкости объекта:

- устанавливалось пороговое значение величины граничной сейсмостойкости;
- для каждого объекта из предварительного ПОСК определялось значение величины граничной сейсмостойкости;
- если значение величины граничной сейсмостойкости объекта больше порогового, то данный объект исключался.

Значение порогового значения величины граничной сейсмостойкости превышает УНП соответствующее МРЗ не менее чем на 40%, в соответствии с европейскими рекомендациями EUR rev. D для АЭС с легководными реакторами.

Для площадки Белорусской АЭС проведены вероятностные расчеты на сейсмическое воздействие для скального основания и свободной поверхности. Определение нагрузок на часть элементов из сейсмического перечня элементов (ПОСК) осуществлялось в форме медианных (обеспеченность, или вероятность не превышения равна 50%) поэтажных спектров. Данные вероятностные спектры характеризуют сейсмическую нагрузку на элементы, находящиеся в определенных зданиях на определенной отметке, эти данные явились исходными данными для определения сейсмической повреждаемости объектов.

Для каждого моделируемого объекта определены параметры сейсмической повреждаемости, которые полностью определяют как вероятность сейсмического отказа, так и величину граничной сейсмостойкости. В рамках определения повреждаемости выполнены сейсмические обходы энергоблока АЭС для подтверждения соответствия проекта АЭС фактическому состоянию энергоблока АЭС. По итогам анализа повреждаемости определены вероятности сейсмических отказов объектов для каждого из сейсмических воздействий.

Определены следующие типы событий при сейсмическом воздействии:

- прямое повреждение ядерного топлива;
- большая течь первого контура;
- средняя течь первого контура;
- малая течь первого контура;
- компенсируемая течь первого контура;

- останов энергоблока АЭС без повреждения первого контура.

При этом полагалось, что все эти события сопровождаются внешним обесточиванием, таким образом, также рассматривались такие события, как потеря теплоотвода системой отвода остаточных тепловыделений и потеря теплоотвода от бассейна выдержки.

Выполнен анализ действий персонала во время и после аварий, вызванных сейсмическими воздействиями. Для учета факторов влияния сейсмических воздействий на персонал, вероятность послеаварийных ошибок персонала была увеличена в соответствии с интенсивностью воздействия, в сравнении с ВАБ для внутренних ИС.

Выполнена количественная оценка вероятности тяжелых аварий при работе на мощности и в стояночных режимах для ИС, вызываемых сейсмическими воздействиями.

6.2.12 Анализ других внешних воздействий

В рамках ВАБ-1 для ИС, обусловленных внешними воздействиями природного и техногенного происхождения, разработана вероятностная модель энергоблока АЭС для каждого анализируемого в ВАБ эксплуатационного состояния с учетом ядерного топлива в активной зоне реактора и отработавшего ядерного топлива в бассейне выдержки. Для разработки вероятностной модели энергоблока АЭС дополнительно к задачам, выполненным для внутренних ИС, решены следующие задачи:

- формирование перечня внешних воздействий;
- расчет вероятностей (частот) возникновения внешних воздействий;
- анализ сценариев внешних воздействий.

В качестве основного источника для формирования предварительного перечня внешних воздействий использовано Приложение № 3 НП-064-17, в котором перечислены все процессы, явления и факторы природного и техногенного происхождения, которые необходимо учитывать при выборе площадки, проектировании, сооружении, эксплуатации и выводе из эксплуатации объектов использования атомной энергии, включая АЭС. Также рассмотрены возможные сочетания внешних воздействий.

Для ограничения объема анализа и концентрации усилий только на тех сценариях внешних воздействий, которые являются потенциально значимыми с точки зрения риска для АЭС, были разработаны качественные и количественные критерии отбора.

В результате качественного и количественного отбора сформирован окончательный перечень исходных событий, вызванных внешними воздействиями:

- падение летательного объекта или метеорита;
- смерч класса 2,5 и выше.

Выполнен анализ действий персонала во время и после аварий, вызванных внешними воздействиями. Для учета факторов влияния внешних воздействий на персонал, вероятность послеаварийных ошибок персонала была увеличена в 3 раза, в сравнении с ВАБ для внутренних ИС.

Выполнена количественная оценка вероятности тяжелых аварий при работе на мощности и в стояночных режимах для ИС, вызываемых внешними воздействиями.

6.2.13 Итоговые результаты полномасштабного ВАБ-1

Точечное значение суммарной вероятности тяжелой аварии (ВТА) для всех мест нахождения ядерных материалов с учетом полного спектра ИС и всех ЭСС, вычисленное в результате квантификации интегральной модели ВАБ-1 энергоблока Белорусской АЭС, равно:

$$8,57 \cdot 10^{-7}$$

Полученное значение удовлетворяет целевому ориентиру безопасности, установленному в соответствии с нормами и правилами по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций», утвержденных постановлением МЧС Республики Беларусь от 13.04.2020 №15 (непревышение суммарной вероятности тяжелых аварий для каждого блока АЭС на интервале в один год, равной 10^{-5}).

В результате анализа неопределенности, выполненного для ВТА, получены границы 90 % доверительного интервала:

Нижняя граница (5 %)	$1,19 \cdot 10^{-7}$
Медиана (50%)	$2,82 \cdot 10^{-7}$
Верхняя граница (95 %)	$1,16 \cdot 10^{-6}$

Кроме того, отдельно выполнены оценки ВТА для полного спектра ИС, которые могут происходить при работе на мощности и в стояночных режимах:

Точечное значение ВТА для активной зоны (а.з.) реактора при работе на мощности для полного спектра ИС:

$$7,48 \cdot 10^{-7}$$

Точечное значение ВТА для а.з. реактора для стояночных режимов для полного спектра ИС:

$$9,57 \cdot 10^{-8}$$

Точечное значение ВТА для БВ при работе на мощности для полного спектра ИС:

$$1,15 \cdot 10^{-8}$$

Точечное значение ВТА для БВ для стояночных режимов для полного спектра ИС:

$$6,34 \cdot 10^{-9}$$

Относительные вклады категорий ИС в суммарную ВТА для всех эксплуатационных состояний, для работы на мощности и в стояночных режимах для а.з. реактора и топлива в БВ приведены в таблицах 6.2.13.1 – 6.2.13.5 и на рисунках 6.2.13.1 – 6.2.13.5 соответственно.

Таблица 6.2.13.1 – Вклады категорий ИС в ВТА для а.з. и топлива в БВ

Идентификатор категории ИС	Категория ИС	Относительный вклад
SEISM_IE	ИС, вызванные сейсмическими воздействиями	90,10%
INT_IE	Внутренние ИС	5,98%
EXT_IE	ИС, вызванные внешними воздействиями природного и техногенного характера	2,76%
INT_FIRE	ИС, вызванные внутренними пожарами	1,17%
INT_FLOOD	ИС, вызванные внутренними затоплениями	0,0017%

Таблица 6.2.13.2 – Вклады категорий ИС в ВТА в реакторе при работе на мощности

Идентификатор категории ИС	Категория ИС	Относительный вклад
SEISM_IE	ИС, вызванные сейсмическими воздействиями	97,20%

Идентификатор категории ИС	Категория ИС	Относительный вклад
INT_IE	Внутренние ИС	1,50%
INT_FIRE	ИС, вызванные внутренними пожарами	0,85%
EXT_IE	ИС, вызванные внешними воздействиями природного и техногенного характера	0,47%
INT_FLOOD	ИС, вызванные внутренними затоплениями	0,0002%

Таблица 6.2.13.3 – Вклады категорий ИС в ВТА в реакторе в стояночных режимах

Идентификатор категории ИС	Категория ИС	Относительный вклад
SEISM_IE	ИС, вызванные сейсмическими воздействиями	45,30%
INT_IE	Внутренние ИС	31,00%
EXT_IE	ИС, вызванные внешними воздействиями природного и техногенного характера	20,00%
INT_FIRE	ИС, вызванные внутренними пожарами	3,61%
INT_FLOOD	ИС, вызванные внутренними затоплениями	0,0123%

Таблица 6.2.13.4 – Вклады категорий ИС в ВТА в БВ при работе на мощности

Идентификатор категории ИС	Категория ИС	Относительный вклад
INT_IE	Внутренние ИС	45,60%
EXT_IE	ИС, вызванные внешними воздействиями природного и техногенного характера	38,30%
SEISM_IE	ИС, вызванные сейсмическими воздействиями	15,90%
INT_FIRE	ИС, вызванные внутренними пожарами	0,16%
INT_FLOOD	ИС, вызванные внутренними затоплениями	0,0016%

Таблица 6.2.13.5 – Вклады категорий ИС в ВТА в БВ в стояночных режимах

Идентификатор категории ИС	Категория ИС	Относительный вклад
INT_IE	Внутренние ИС	81,90%
EXT_IE	ИС, вызванные внешними воздействиями природного и техногенного характера	9,20%
SEISM_IE	ИС, вызванные сейсмическими воздействиями	5,74%
INT_FIRE	ИС, вызванные внутренними пожарами	3,14%
INT_FLOOD	ИС, вызванные внутренними затоплениями	0,02%

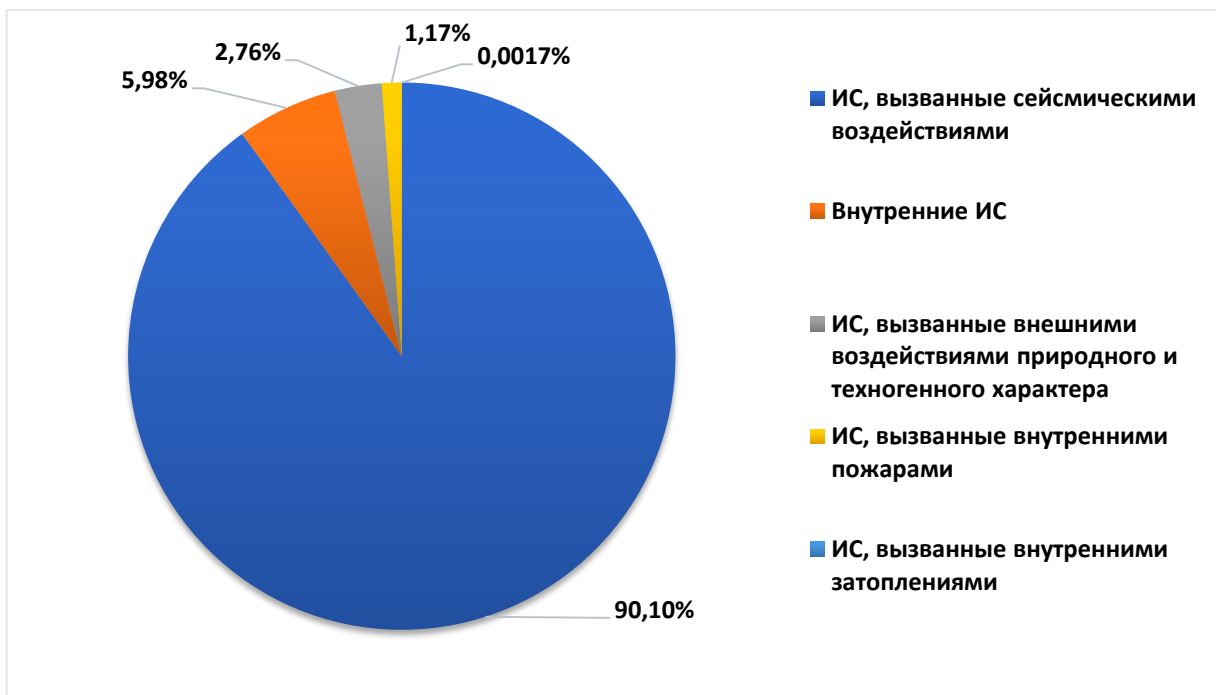


Рисунок 6.2.13.1 – Относительные вклады категорий ИС в суммарную ВТА для всех эксплуатационных состояний

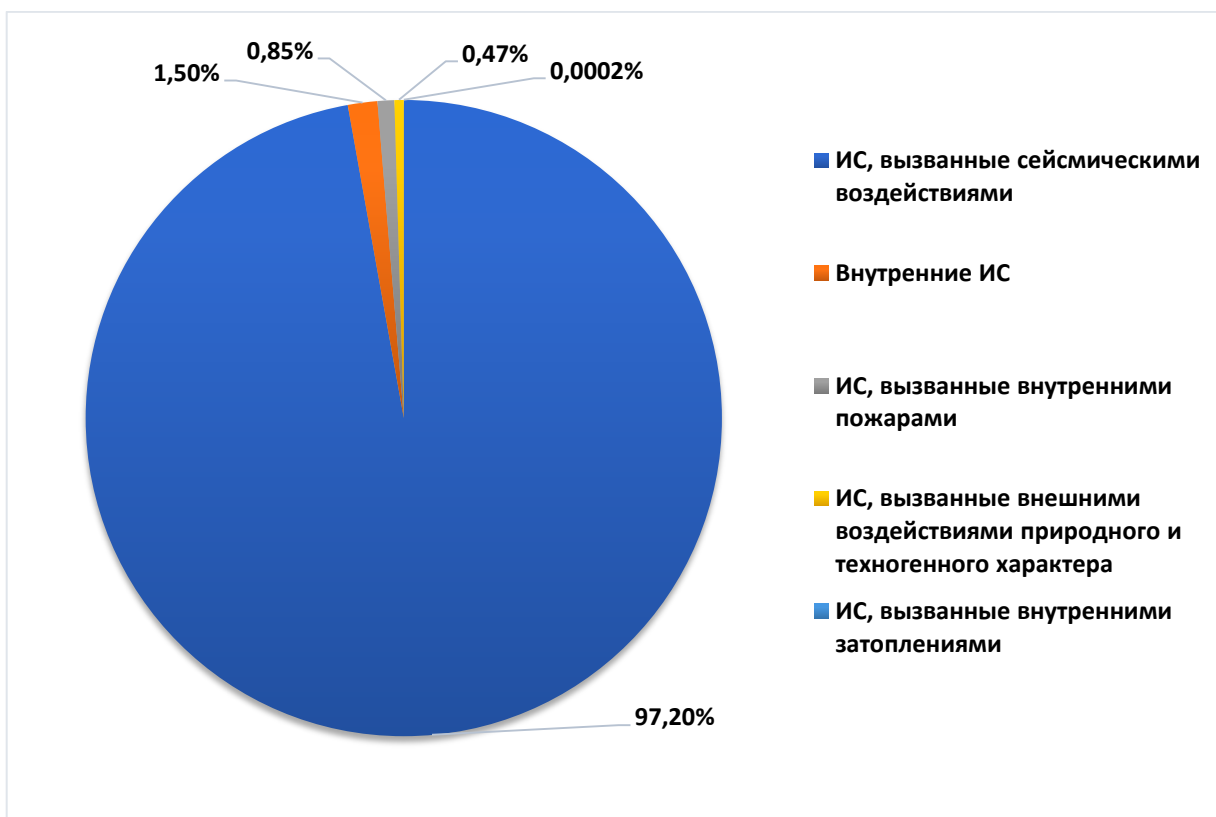


Рисунок 6.2.13.2 – Относительные вклады категорий ИС в ВТА для а.з. реактора при работе на мощности

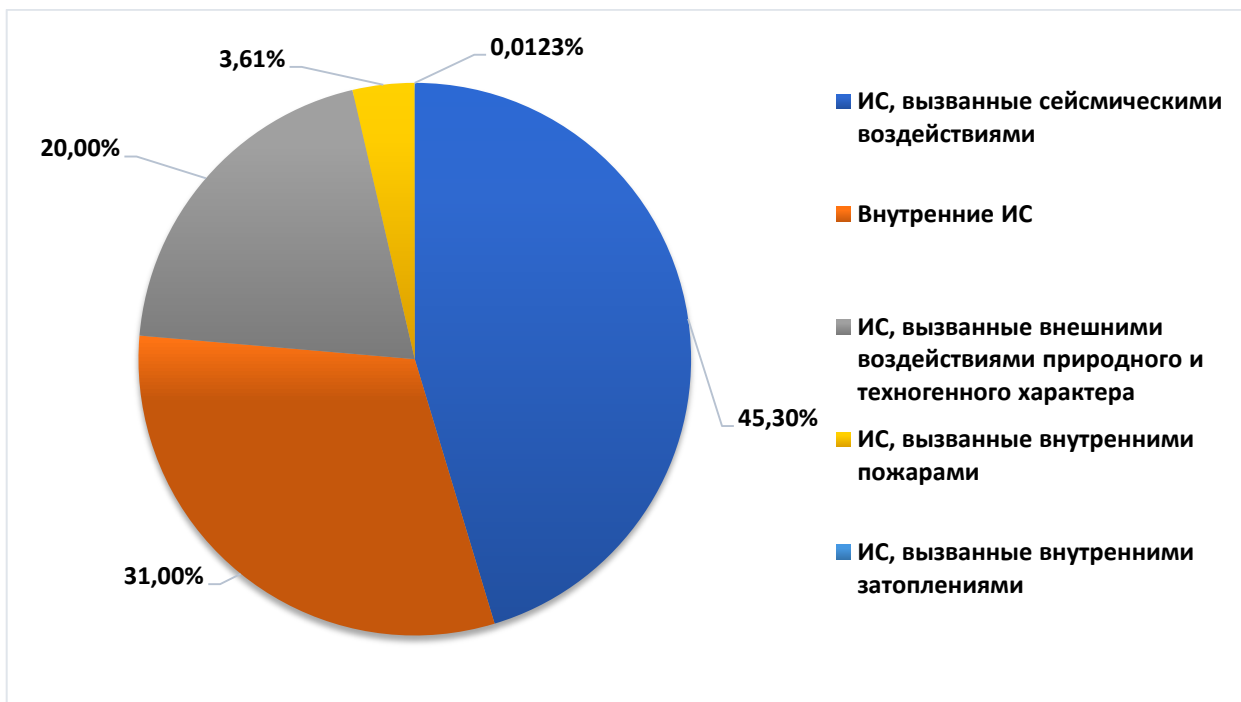


Рисунок 6.2.13.3 – Относительные вклады категорий ИС в ВТА для а.з. реактора в режимах останова

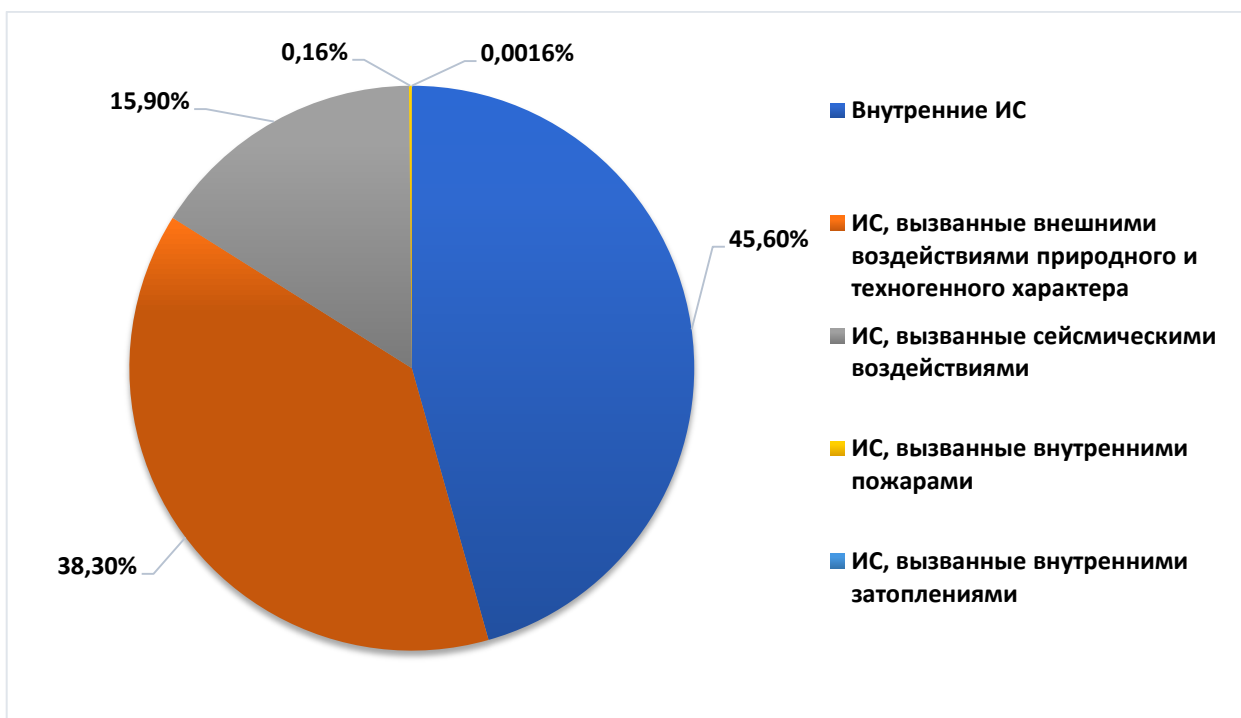


Рисунок 6.2.13.4 – Относительные вклады категорий ИС в ВТА для топлива в БВ при работе на мощности

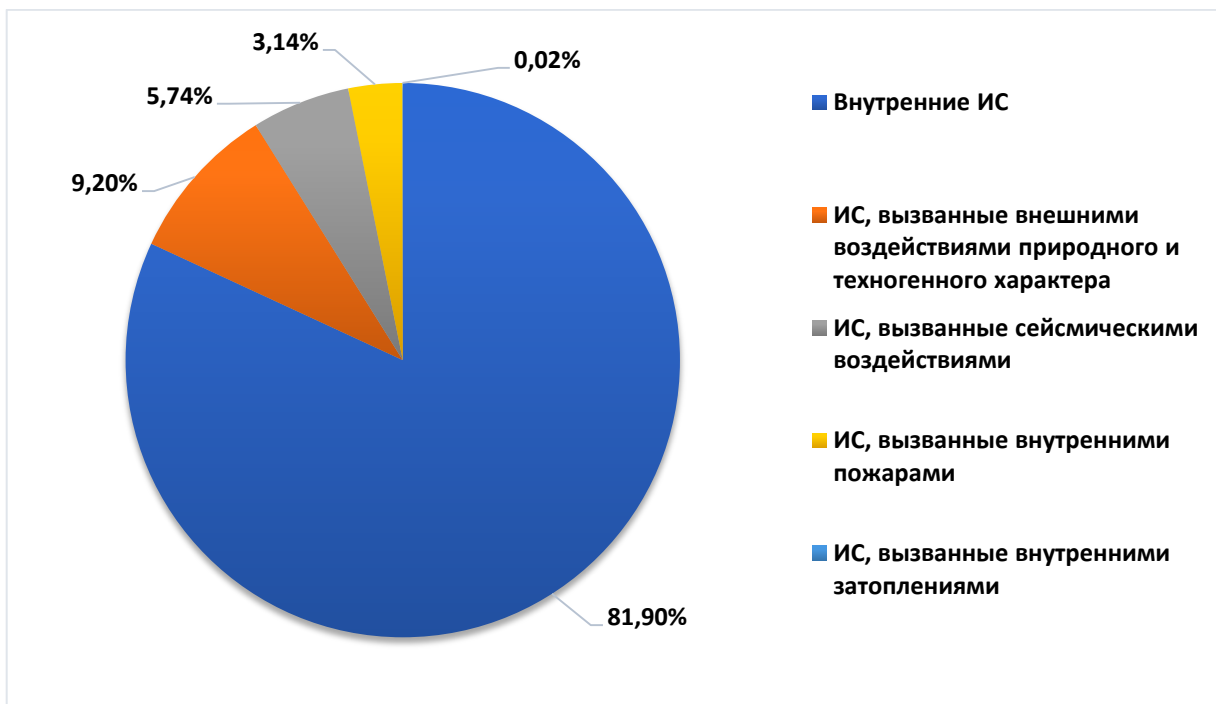


Рисунок 6.2.13.5 – Относительные вклады категорий ИС в ВТА для топлива в БВ в режимах останова

С точки зрения эксплуатационных состояний, основной вклад в суммарную ВТА вносят эксплуатационные состояния станции (ЭСС) 14, 9, 8 и 5.

Высокий вклад ЭСС 14 (работа на мощности) обусловлен, в первую очередь, длительностью данного состояния.

Высокий вклад ЭСС 8 (Сборка реактора. Плановый ремонт оборудования) и 5 (Разборка реактора) обусловлен выводом в ремонт оборудования систем безопасности, а также недоступностью систем подпитки первого контура в сценариях с полным обесточиванием энергоблока АЭС.

Высокий вклад ЭСС 9 («Холодное» состояние в процессе пуска энергоблока АЭС) обусловлен недоступностью отвода тепла через второй контур, а также недоступностью систем подпитки первого контура в сценариях с полным обесточиванием энергоблока АЭС.

С точки зрения исходных событий, основной вклад в суммарную ВТА (более 90 %) вносят:

- сейсмические воздействия;
- потеря отвода тепла от активной зоны через первый контур;
- смерч класса 2,5 и выше.

Высокий вклад сейсмических воздействий обусловлен высокими параметрами повреждаемости оборудования воздухопроводов вентиляции систем безопасности и системы контроля и управления систем безопасности, а также высокими значениями вероятностей течей первого контура различных условных диаметров при сейсмических воздействиях, в зависимости от УНП.

Высокий вклад потери отвода тепла от активной зоны через первый контур обусловлен высокой частотой указанного события, а также необходимостью работы систем подпитки первого контура.

Высокий вклад смерча класса 2,5 и выше обусловлен выводом в ремонт оборудования систем безопасности в режимах останова и невозможностью отвода тепла через второй контур, а также консервативными допущениями относительно отказа всех каналов систем вентиляции здания резервной дизельной электростанции.

В целом результаты демонстрируют приемлемость проектных решений по защите от внутренних и внешних воздействий.

Основные вклады технологических систем, зданий и персонала в ВТА для всех эксплуатационных состояний для полного спектра ИС вносят:

- приточно-вытяжная система вентиляции помещений 1, 2, 3, 4 каналов безопасности;
- система контроля и управления систем безопасности;
- приточная система вентиляции помещений 1, 2, 3, 4 каналов здания резервной дизельной электростанции;
- вытяжная система вентиляции электротехнических помещений 1, 2, 3, 4 каналов здания резервной дизельной электростанции;
- приточная система вентиляции помещений дизельных 1, 2, 3, 4 каналов здания резервной дизельной электростанции;
- вытяжная система вентиляции помещений дизельных 1, 2, 3, 4 каналов здания резервной дизельной электростанции.

6.3 ЭТАПЫ ВЫПОЛНЕНИЯ ВАБ-2

6.3.1 Преобразование результатов ВАБ-1 в исходные данные ВАБ-2

Начальным этапом разработки ВАБ-2 является классификация аварийных последовательностей ВАБ-1 с целью объединения их в группы, которые характеризуются сходным набором свойств, определяющих возможные пути выхода в окружающую среду радиоактивных продуктов, параметры выбросов и величины нагрузок на защитную оболочку, такие группы называются состояниями с повреждением источника радиоактивности (СПИР).

Конечные состояния всех аварийных последовательностей ДС ВАБ-1 учитывали такие основные атрибуты СПИР, как состояние ядерного топлива, степень герметичности ЗО, давление, которое остается в РУ ко времени начала повреждения ядерного топлива. Дополнительно при кодировке конечных состояний учитывалось состояние энергоблока АЭС на момент начала аварии (работа на мощности или стояночный режим), наличие и размер течи теплоносителя первого контура, а также место нахождения ядерного топлива (реактор, бассейн выдержки). Эти атрибуты СПИР задавали граничные условия для проведения анализа тяжелых аварий.

Модели аварийных последовательностей в ВАБ-1 были подстроены под определенные потребности ВАБ-2. На основании дополнительных теплогидравлических расчетов, а также инженерной оценки производилась корректировка модели ВАБ-1 для снятия излишнего консерватизма и получения наиболее реалистичных результатов ВАБ-2.

В результате преобразования результатов ВАБ-1 в исходные данные ВАБ-2 были выделены 13 СПИР, 3 из которых консервативно предполагались ведущими напрямую к большому аварийному выбросу вне зависимости от работы локализирующих систем. Протекание процессов остальных СПИР моделировалось на основании расчетных анализов запроектных аварий.

6.3.2 Анализ систем

Выполнение анализа систем, важных с точки зрения ВАБ-2, аналогично анализу систем, выполненных в ВАБ-1. Для каждой анализируемой системы разрабатывается модель надежности в виде ДО. В результате проанализированы следующие системы энергоблока Белорусской АЭС:

- Транспортный, основной и аварийный шлюзы;
- Система изолирующих устройств;
- Спринклерная система (JMN);
- Система удаления водорода из защитной оболочки (JMT);
- Система пассивного отвода тепла от защитной оболочки (СПОТ ЗО) (JMP);
- Устройство локализации расплава (УЛР) (JMR);
- Система аварийного газоудаления (КТР);
- Система локализации утечек из защитной оболочки (KLC11/21/31/41);
- Система аварийного использования воды из шахты ревизии ВКУ (JNB90).

6.3.3 Вероятностный анализ несущей способности защитной оболочки

На данном этапе был выполнен анализ функционирования внутренней ЗО при повышении внутреннего давления, включая ее собственный вес, а также усилия от преднапряжения.

Воздействие на внутреннюю ЗО при авариях связано с истечением теплоносителя 1-го контура внутри ЗО при его разуплотнении (течи первого контура, открытие ИПУ КД), а также с выходом за пределы корпуса реактора неконденсируемых газов, возникающих при плавлении топлива и взаимодействии его с конструкционными материалами при тяжелых повреждениях активной зоны.

В результате были получены вероятностные оценки несущей способности внутренней ЗО, необходимые для моделирования развития аварий в рамках разработки ДС ЗО. На основе расчетной модели получены оценки несущей способности ЗО и построена зависимость её вероятности отказа по плотности и прочности от величины внутреннего давления.

6.3.4 Анализ запроектных аварий

Целью данного этапа являлось получение возможно более полной информации о развитии тяжелых запроектных аварий, в частности, характере изменения теплофизических параметров в РУ и герметичном ограждении, количестве и составе радиоактивных веществ на всех стадиях аварии.

Исходя из перечня СПИР, их атрибутов, а также значимости тех или иных ИС и ЭСС был сформирован перечень из 11 расчетных сценариев тяжелых аварий для ВАБ-2.

При выполнении расчетного анализа аварийных последовательностей для ВАБ-2 Белорусской АЭС использовался метод «реалистической оценки», а именно:

- начальные условия АЭС соответствовали режиму нормальной эксплуатации без учета возможных отклонений и неопределенностей в параметрах, величинах уставок и т.д.;

- характеристики активной зоны (коэффициенты реактивности, коэффициенты неравномерности и т.д.) принимались в соответствии с нейтронно-физическими расчетами без учета неопределенностей и погрешности в расчетах;

- не учитывались отказы оборудования и ошибки персонала сверх установленных по сценарию;

- анализ выполнялся с использованием современных компьютерных кодов «наилучшей оценки» («best estimate»).

Расчетный анализ аварийных последовательностей с разрушением активной зоны и выходом расплава за пределы корпуса реактора выполнялся в следующей последовательности:

- 1) Расчет теплофизических и теплогидравлических процессов на внутрикорпусной стадии развития аварии. Расчеты велись в сопряженной постановке с моделью контейнмента до разрушения корпуса реактора и полного выхода энерговыделяющего кориума из корпуса реактора.

- 2) На основании полученной в результате расчетов информации по изменению параметров среды в помещениях контейнмента (распределение по помещениям давления, температуры, концентраций водяного пара, воздуха и неконденсируемых газов H_2 и CO) проводился анализ возможных режимов горения или детонации для образующихся в ходе аварии водородосодержащих смесей.

- 3) Для дополнительного подтверждения результатов анализа определялись наиболее опасные моменты развития внутрикорпусной стадии тяжелой аварии (анализировались пики давления и температуры в помещениях, примыкающих к ЗО). Для выбранных моментов проводилась оценка степени повышения давления при возможной дефлаграции водородосодержащих смесей и выполнялся прочностной анализ, обосновывающий целостность контейнмента.

- 4) Результаты расчета по выходам массы и энергии кориума при разрушении корпуса реактора использовались для моделирования физико-химических процессов в УЛР.

- 5) Выбросы неконденсирующихся газов и пара из УЛР использовались для анализа длительного нагружения контейнмента. При расчетах длительного нагружения доказывалась эффективность работы СПОТ ЗО, обеспечивающей не превышение допустимого значения давления в контейнменте при тяжелых запроектных авариях.

б) Расчетный анализ с моделированием поведения аэрозолей и продуктов деления (ПД) для внутрикорпусной стадии включал в себя расчет их накопления, выхода в теплоноситель, перенос и осаждение, взаимопревращение и т.д. и в конечном итоге выход в контайнмент; для внекорпусной стадии – выход из расплава УЛР, поведение аэрозолей и ПД в контайнменте и их выход за пределы ЗО.

Одной из задач анализа тяжелых аварий также являлась оценка допустимых параметров среды контайнмента с точки зрения сохранения его герметичности. Такая оценка проводилась с использованием специализированных тяжелоаварийных кодов, позволяющих моделировать основные физические явления, определяющие нагрузки на строительные конструкции контайнмента.

6.3.5 Моделирование аварийных последовательностей

В рамках данного этапа было выполнено описание феноменологии протекания тяжелых аварий и описание деревьев событий ВАБ-2 (контайнментных деревьев событий).

Моделирование аварийных последовательностей включало в себя описание работы систем ЗО в различных СПИР при различных сочетаниях последующих отказов оборудования и ошибок персонала, а также определение последствий с точки зрения объема выброса радиоактивных веществ за пределы ЗО.

Определение траекторий перехода энергоблока АЭС от СПИР к конечным состояниям выполнялось на основе анализа тяжелых запроектных аварий. Определение конечных состояний выполнялось на основании оценки эффективности барьеров на пути выхода радиоактивных веществ за пределы ЗО в рамках задачи ВАБ-2 «Определение выбросов радиационных веществ».

Эффективность функций связывания аэрозолей в атмосфере ЗО и удаления радиоактивных веществ из кольцевого зазора оценивалась при условии сохранения герметичности ЗО. Герметичность ЗО постулировалась при выполнении следующих критериев:

- ЗО не теряет герметичность при росте давления внутри ЗО в течение 72 часов;
- Закрывается необходимая локализирующая арматура на границе ЗО;
- Предотвращается взрыв водорода внутри ЗО;
- Устройство локализации расплава выполняет свою функцию;
- Система пассивного отвода тепла от ЗО выполняет свою функцию.

При невозможности обеспечить герметичность ЗО в первое время после начала тяжелой запроектной аварии постулировался большой ранний выброс. При неработоспособности устройства локализации расплава или системы пассивного отвода тепла от ЗО постулировался поздний выброс всех радиоактивных веществ.

6.3.6 Определение выбросов радиационных веществ

Результаты данного этапа ВАБ-2 представляются в терминах категорий выбросов, характеризующих конечные состояния деревьев событий защитной оболочки и определяемых степенью повреждения барьеров эшелонированной защиты/эффективностью локализирующих систем безопасности, и частот их реализации.

Были предложены восемь категорий выбросов, которые однозначно определяют объем защитных мер для населения района размещения Белорусской АЭС при авариях на энергоблоке АЭС, направленных на ограничение радиационного воздействия на население.

Величины выбросов радиоактивных веществ в окружающую среду при авариях на АЭС определялись состоянием защитных барьеров станции/систем локализации:

- степенью повреждения топливных элементов, определяющей выход радиоактивных газов и аэрозолей из топлива в теплоноситель;

- степень повреждения контура теплоносителя, определяющей выход радиоактивных газов и аэрозолей в защитную оболочку;
- состоянием систем безопасности, снижающих содержание радиоактивных веществ в воздухе контейнента;
- состоянием систем локализации, ограничивающих выход радиоактивных газов и аэрозолей в окружающую среду.

Для оценок аварийных выбросов для выполнения целей ВАБ-2 были использованы:

- результаты расчетов радиологических последствий, выполненные в рамках детерминистических анализов безопасности, включая расчеты для проектных и запроектных аварий;
- эффективности защитных барьеров в зависимости от условий протекания аварии (состояния систем безопасности/локализации), полученные в детерминистических анализах радиологических последствий;
- результаты расчетов аварийных выбросов для спектра тяжелых аварий с течами теплоносителя первого контура, а также полного обесточивания при разуплотненной РУ, выполненные в рамках разработки ВАБ-2.

Учитывались накопление продуктов деления и актиноидов в активной зоне при работе РУ на мощности и выход их из РУ в атмосферу контейнента на внутрикорпусной стадии тяжелой аварии, а также выход продуктов деления из расплава в УЛР. На внекорпусной стадии аварии учтен выход ПД из УЛР, где расплав кориума и жертвенных материалов достаточно долгое время контактирует с паровоздушной средой в бетонной шахте реактора.

Аварийный выброс моделировался как транспорт газов и аэрозолей из объема контейнента в межоболочечное пространство и далее из межоболочечного пространства в окружающую среду. Дополнительно моделировались прямые протечки в окружающую среду через шлюзы, проходки и арматуру (байпас контейнента).

Выброс рассчитывался по массе компонентов радиоактивных газов и аэрозолей за пределами ЗО с учетом известного изотопного содержания в компонентах на каждом временном расчетном шаге.

Для анализа радиационных последствий тяжелых запроектных аварий негерметичность контейнента принималась равной 0,2% от объема в сутки при максимальном проектном давлении в соответствии с требованиями к проекту Белорусской АЭС. При расчетах выброса из контейнента учитывалась зависимость утечки из контейнента от давления в процессе аварии.

Прямые протечки в окружающую среду через шлюзы, проходки и арматуру (байпас контейнента) принимались равными 1% от проектной величины интегральной неплотности контейнента. Расчетные уровни неплотности вторичной защитной оболочки и байпаса контейнента учтены в технических спецификациях на оборудование и подтверждаются локальными и интегральными испытаниями при монтаже оборудования. Сверхпроектная величина байпаса определялась неотсечением локализирующей арматуры.

В результате были представлены распределения аварийных выбросов по предложенным категориям в зависимости от комбинаций состояний защитных барьеров, выполненные на основании результатов анализов тяжелых аварий и данных по эффективности удержания продуктов деления защитными барьерами и системами локализации. Для каждой категории выброса были представлены количественные результаты выброса радиоактивных веществ и частоты их реализации.

6.3.7 Определение последствий аварий

В рамках данного этапа выполнения ВАБ-2 была выполнена оценка радиационных последствий аварий для каждой категории аварийных выбросов. Анализ был выполнен на

основе расчетов доз для населения на различных расстояниях от АЭС.

Определение зон планирования защитных мер для населения в случае радиационной аварии и уровни вмешательства были приняты в соответствии с требованиями, установленными в нормативах Республики Беларусь.

В расчетах доз были использованы модели и параметры для оценки доз, рекомендованные для анализов радиологического воздействия АЭС на окружающую среду. Были учтены прямые и косвенные пути воздействия возможного «загрязнения» окружающей среды на население.

Расчет индивидуальных доз облучения проводился для критической группы населения. При внутреннем облучении ограниченной части населения за счет ингаляции критической группой были приняты дети в возрасте от 1 года до 2 лет, радиационное воздействие на которых максимально для радиационно-значимых нуклидов согласно НРБ-99/2009.

Определяющим фактором, формирующим расчетные уровни облучения, являлось рассеяние факела выброса, зависящее как от метеорологических параметров (устойчивость атмосферы, скорость ветра, осадки), топографических параметров (тип подстилающей поверхности, топография района) района размещения АЭС, так и от высоты аварийного выброса.

При расчете рассеяния аварийного выброса в атмосфере были использованы результаты статистической обработки метеоданных района размещения Белорусской АЭС.

Расчеты доз были выполнены с использованием данных по факторам рассеяния примеси в атмосфере с временем оседания 8, 16 и 24 часа с обеспеченностью 95%.

6.3.8 Итоговые результаты полномасштабного ВАБ-2

Точечное значение суммарной вероятности большого аварийного выброса (БАВ) на интервале в один год для всех мест нахождения ядерных материалов с учетом полного спектра ИС и всех ЭСС, вычисленное в результате квантификации интегральной модели ВАБ-2 энергоблока Белорусской АЭС, равно:

$$8,61 \cdot 10^{-8}$$

Полученное значение удовлетворяет целевому ориентиру безопасности, установленному в НП-001-15 (непревышение суммарной вероятности большого аварийного выброса для каждого блока АЭС на интервале в один год, равной 10^{-7}), а также в нормах и правилах по обеспечению ядерной и радиационной безопасности «Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций», утвержденных постановлением МЧС Республики Беларусь от 13.04.2020 №15 (непревышение суммарной вероятности большого аварийного выброса для каждого блока АЭС на интервале в один год, равной 10^{-7}).

В результате анализа неопределенности, выполненного для суммарной вероятности БАВ, получены границы 90 % доверительного интервала:

Нижняя граница (5 %)	$3,39 \cdot 10^{-8}$
Медиана (50 %)	$6,21 \cdot 10^{-8}$
Верхняя граница (95 %)	$1,50 \cdot 10^{-7}$

Относительные вклады категорий ИС в суммарную вероятность БАВ для всех эксплуатационных состояний приведены в таблице 6.3.8.1 и на рисунке 6.3.8.1.

Таблица 6.3.8.1 – Вклады категорий ИС в суммарную вероятность БАВ

Идентификатор категории ИС	Категория ИС	Относительный вклад, %
SEISM_IE	ИС, вызванные сейсмическими воздействиями	55,80
INT_IE	Внутренние ИС	23,00
EXT_IE	ИС, вызванные внешними воздействиями природного и техногенного характера	11,80
INT_FIRE	ИС, вызванные внутренними пожарами	9,42
INT_FLOOD	ИС, вызванные внутренними затоплениями	0,01

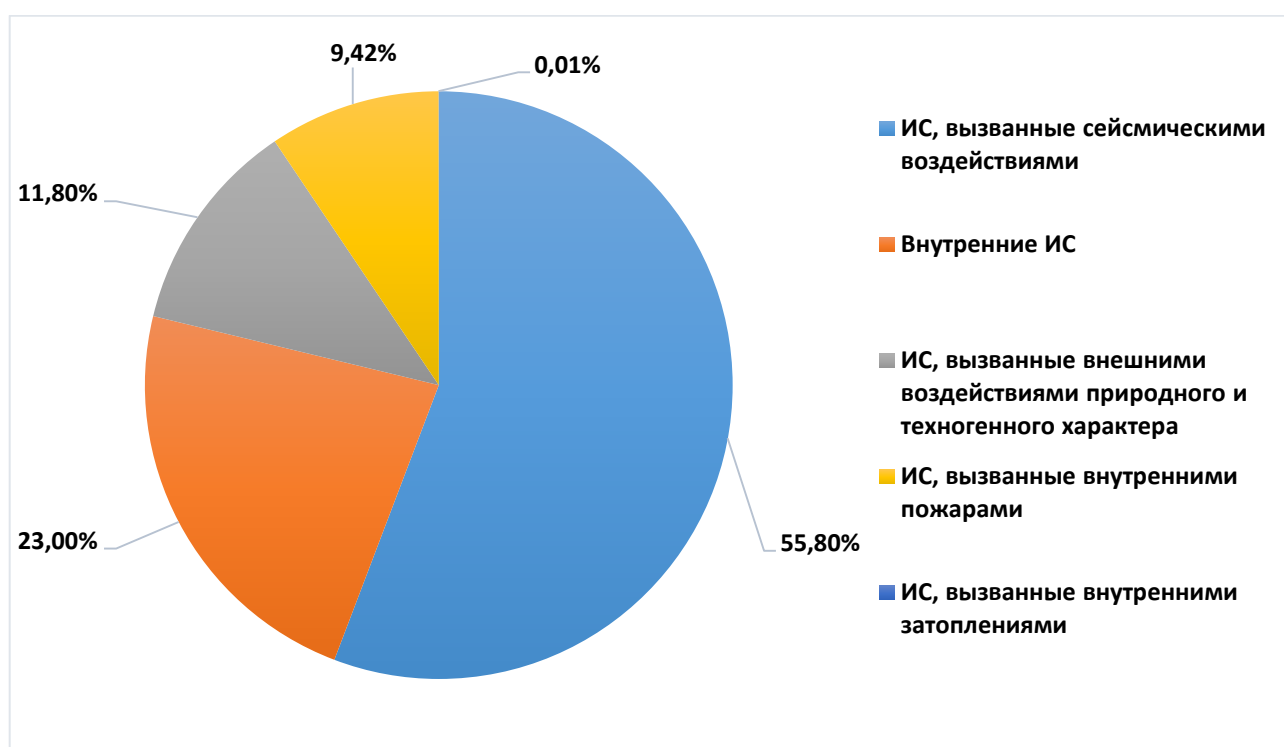


Рисунок 6.3.8.1 – Относительные вклады категорий ИС в суммарную вероятность БАВ для всех эксплуатационных состояний

Основной вклад в вероятность БАВ вносят ЭСС 14, ЭСС 8, ЭСС 5 и ЭСС 9.

Высокий вклад ЭСС 14 (работа на мощности) обусловлен, в первую очередь, длительностью данного состояния.

Высокий вклад ЭСС 8 (Сборка реактора. Плановый ремонт оборудования) и 5 (Разборка реактора) обусловлен выводом в плановый ремонт оборудования СБ, недоступностью отвода тепла через второй контур, а также недоступностью систем подпитки первого контура в сценариях с полным обесточиванием энергоблока.

Высокий вклад ЭСС 9 («Холодное» состояние в процессе пуска энергоблока) обусловлен недоступностью отвода тепла через второй контур, а также недоступностью систем подпитки первого контура в сценариях с полным обесточиванием энергоблока.

С точки зрения исходных событий, основной вклад в суммарной вероятности БАВ (более 75 %) вносят следующие ИС: смерч класса 2,5 и выше, потеря отвода тепла от активной зоны через первый контур, потеря охлаждающей воды ответственных потребителей, пожар со срабатыванием АЗ, а также сейсмические воздействия из интервалов №1-5. Результаты полномасштабного ВАБ-2 демонстрируют сбалансированность проекта относительно различных категорий ИС.

Высокий вклад смерч класса 2,5 и выше обусловлен консервативными допущениями касаясь последствий данного ИС – полная потери электроснабжения и

отказ дизель-насосной установки. Высокий вклад потери отвода тепла от активной зоны через первый контур обусловлен высокой частотой указанного события, а также необходимостью работы систем подпитки первого контура. Высокий вклад потери охлаждающей воды ответственных потребителей обусловлен высокой частотой указанного события, а также необходимостью подпитки БВ оператором.

Анализ отдельных сечений, вносящих существенный вклад в суммарную вероятность БАВ, показывает, что доминируют сечения, включающие падение летательного объекта или метеорита, разрыв корпуса реактора или ПГ, потеря охлаждающей воды ответственных потребителей.

Основные вклады технологических систем, зданий и персонала в суммарную вероятность БАВ вносят:

- ошибки оператора после ИС;
- здание паровой камеры;
- события планового обслуживания;
- система контроля и управления систем безопасности;
- вытяжная система вентиляции электротехнических помещений 1, 2, 3, 4 каналов здания резервной дизельной электростанции;
- приточная система вентиляции помещений 1, 2, 3, 4 каналов здания резервной дизельной электростанции;
- приточная система вентиляции помещений дизельных 1, 2, 3, 4 каналов здания резервной дизельной электростанции;
- вытяжная система вентиляции помещений дизельных 1, 2, 3, 4 каналов здания резервной дизельной электростанции.