

ISSN 1561-8358 (Print)  
ISSN 2524-244X (Online)  
<https://doi.org/10.29235/1561-8358-2024-69-3-253-264>  
УДК 621.039.001.5



Оригинальная статья

Э. А. Михалычева, А. Г. Трифонов \*

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны  
Национальной академии наук Беларуси,  
а/я 119, 220109, Минск, Республика Беларусь*

## ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ АВАРИЙНЫХ СЦЕНАРИЕВ БОЛЬШИХ ТЕЧЕЙ ПЕРВОГО КОНТУРА РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ ТИПА ВВЭР

**Аннотация.** В рамках оценки безопасности АЭС с реактором ВВЭР выполнен вероятностный анализ аварийных сценариев с большими течами первого контура, которые имеют небольшую частоту возникновения, однако последствия развития такого аварийного процесса могут вызвать тяжелую аварию с повреждением ядерного топлива в реакторе и требуют тщательного исследования. При проведении вероятностного анализа разработаны логико-вероятностные модели методом построения деревьев событий с использованием программного кода RiskSpectrum. Вероятностный анализ аварийных сценариев больших течей первого контура эквивалентных диаметров  $D_e$  249–850 мм позволил выявить критические пути и вероятности развития аварийных последовательностей, определить наиболее значимых вкладчиков в снижение безопасности реакторной установки. Критическим путем развития аварии с большими течами при работе энергоблока во всех режимах работы является аварийная последовательность (АП) с течью трубопровода к компенсатору давления. Наибольший вклад в невыполнение функций безопасности при возникновении больших течей первого контура вносят отказы по общим причинам элементов системы аварийного впрыска низкого давления теплоносителя в первый контур, а также элементов обеспечивающих систем. На основании результатов проведенных исследований разработаны рекомендации по повышению надежности выполнения системами функций безопасности при возникновении больших течей первого контура во всех эксплуатационных состояниях энергоблока АЭС.

**Ключевые слова:** атомная электростанция, вероятностный анализ, аварийные сценарии, системы безопасности, исходные события аварий, логико-вероятностные модели, течи первого контура реактора

**Благодарности:** работа подготовлена в рамках выполнения Государственной программы научных исследований «Энергетические системы, процессы и технологии» на 2021–2025 годы, задание 3.1.05, НИР 2 «Разработка логико-вероятностной модели протекания аварийного сценария больших течей первого контура в реакторной установке типа ВВЭР. Выявление наиболее значимых вкладчиков в снижение безопасности реакторной установки».

**Конфликт интересов:** авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов.

**Информация об авторах:** *Михалычева Элина Александровна* – старший научный сотрудник Объединенного института энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси. E-mail: ella\_mikh@mail.ru; *Трифонов Александр Георгиевич* – доктор технических наук, профессор, заведующий лабораторией Объединенного института энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси. E-mail: tral@sosny.bas-net.by

**Вклад авторов:** *Михалычева Элина Александровна* – компьютерное моделирование, проведение вычислений, интерпретация результатов расчетов, формулировка выводов, написание и оформление текста рукописи; *Трифонов Александр Георгиевич* – постановка исследовательских целей и задач, планирование вычислений, обсуждение результатов и выводов, редактирование текста рукописи.

**Для цитирования:** Михалычева, Э. А. Вероятностный анализ аварийных сценариев больших течей первого контура реакторной установки типа ВВЭР / Э. А. Михалычева, А. Г. Трифонов // Вест. Нац. акад. наук Беларусі. Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2024. – Т. 69, № 3. – С. 253–264. <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2024-69-3-253-264>

*Поступила в редакцию: 13.02.2024*

*Доработанный вариант: 06.09.2024*

*Утверждена к публикации: 17.09.2024*

*Подписана в печать: 24.09.2024*

*Original article*

Elina A. Mikhalycheva, Alexander G. Trifonov\*

*Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny  
of the National Academy of Sciences of Belarus,  
P. O. Box 119, 220109, Minsk, Republic of Belarus***PROBABILISTIC SAFETY ANALYSIS OF THE LARGE PRIMARY CIRCUIT LEAKAGES  
ACCIDENT SCENARIOS IN THE VVER-REACTOR**

**Abstract.** Probabilistic safety analysis of the loss of coolant accidents in the VVER-type reactor plant has been performed taking into account the internal initiating events of the reactor primary circuit large leakages. Swedish program code RiskSpectrum PSA was used for probabilistic safety analysis. Logical probabilistic models of the accident scenarios of the large primary circuit leakages in the VVER-type reactor were developed taking into account different operation modes of the power plant unit. Critical paths and probabilities of the accident scenarios occurrence of the large leakages were identified. The critical path of development of the reactor primary circuit large leakages accident with large leakages of 140–346 mm diameters is the accident sequence with a leak in the pipeline to the reactor pressurizer vessel. It has been established that the greatest contribution to the failure of safety functions during this initiating event is made by the failures due to common causes of the supporting systems (cooling and ventilation systems), critical consumers cooling circuit, emergency injection system. The critical path of the accident with large leakages of 346–850 mm diameters is the accident sequence with the rupture of any of the four primary circuit loops. The greatest contribution to the failure of safety functions during this initiating event is made by the failures due to common causes of the emergency injection system elements. Based on the accident analysis, recommendations for increase of performance reliability of safety functions during the large leakages accidents under all operation states of the nuclear power plant unit were given. In order to increase reliability of safety systems, it is necessary to eliminate failures due to common causes of equipment, increase the reliability of operation of supporting systems, change the maintenance and checking equipment procedures.

**Keywords:** nuclear power plant, probabilistic safety analysis, accident scenarios, safety systems, initiating events, probabilistic safety models, reactor primary circuit leakages

**Acknowledgements:** the work was prepared as part of the implementation of the State Research Program “Energy systems, processes and technologies” for 2021–2025, task 3.1.05, research 2 “Development of a logical and probabilistic model for the occurrence of an emergency scenario of large primary circuit leaks in a VVER-type reactor plant. Identification of the most significant contributors to reducing the safety of the reactor plant”.

**Conflict of interest:** the authors declare that there is no conflict of interest.

**Information about the authors:** *Elina A. Mikhalycheva* – Senior Researcher at Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus. E-mail: ella\_mikh@mail.ru; *Alexander G. Trifonov* – Dr. Sci. (Engineering), Professor, Head of Laboratory at Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Sciences of Belarus. E-mail: tral@sosny.bas-net.by

**Contribution of the authors:** *Elina A. Mikhalycheva* – computer modeling, performing calculations, interpretation of calculation results, formulation of conclusions, writing and formatting the text of the manuscript; *Alexander G. Trifonov* – setting research goals and objectives, planning calculations, discussion of results and conclusions, editing the text of the manuscript.

**For citation:** Mikhalycheva E. A., Trifonov A. G. Probabilistic safety analysis of the large primary circuit leakages accident scenarios in the VVER-reactor. *Vestsi Natsyyanal'nai akademii navuk Belarusi. Seryya fizika-tekhnichnykh navuk* = *Proceedings of the National Academy of Sciences of Belarus. Physical-technical series*, 2024, vol. 69, no. 3. pp. 253–264 (in Russian). <https://doi.org/10.29235/1029-8940-2024-69-3-253-264>

*Received: 13.02.2024*

*Modified: 06.09.2024*

*Approved for publication: 17.09.2024*

*Signed to the press: 24.09.2024*

**Введение.** Развитие атомной энергетики в настоящее время предъявляет повышенные требования к основным принципам обеспечения безопасности в энергетике и предусматривает необходимость проведения качественного и количественного анализа иницирующих событий аварий с оценкой уровня безопасности АЭС. По результатам таких анализов разрабатываются и совершенствуются конструктивно-технологические, организационно-технические и эксплуатационные мероприятия, направленные на повышение безопасности АЭС.

Современная политика в вопросах обеспечения безопасности АЭС предполагает использование вероятностного анализа безопасности (ВАБ) для проверки соответствия станции вероятностным показателям безопасности, установленным правовыми нормативными документами<sup>1</sup>.

<sup>1</sup> Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций: нормы и правила по обеспечению ядерной и радиационной безопасности. Введ. 13.04.2020. Минск: М-во по чрезвычайным ситуациям Респ. Беларусь, 2020. 34 с.

Численные показатели безопасности АЭС – суммарная вероятность тяжелых аварий (ВТА) и вероятность большого аварийного выброса (ВБАВ). Целевые ориентиры безопасности по суммарной вероятности для каждого блока АЭС на интервале в один год составляют: для ВТА –  $1 \cdot 10^{-5}$ , для ВБАВ –  $1 \cdot 10^{-7}$ . Достигается выполнение этих показателей за счет увеличения количества систем безопасности, усложнения их структуры, реализации сложных технических решений и, соответственно, удорожания проекта АЭС. Снятие консерватизма оценок и получение более точных могло бы позволить избежать излишних материальных затрат без снижения надежности выполнения функций безопасности.

Несмотря на высокую надежность систем безопасности АЭС с реакторными установками нового поколения, все еще остается малая вероятность возникновения событий, которые могут привести к расплаву активной зоны. Наиболее опасной с точки зрения вероятности разрушения барьеров безопасности является авария, сопровождающаяся потерей теплоносителя первого контура и приводящая в случае невыполнения функций безопасности системами АЭС к расплавлению активной зоны и выбросу радиоактивных веществ за пределы первого контура. Актуальным методом повышения безопасности АЭС с реакторами типа ВВЭР является анализ аварий, связанных с большими течами первого контура, смягчение их последствий путем внесения изменений в конструкцию ядерного реактора или практику эксплуатации и обслуживания.

Проблема развития аварий с потерей теплоносителя в первом контуре реактора (англ. LOCA – Loss of Coolant Accident) исследовалась для различных типов реакторов как российского производства типа ВВЭР, так и зарубежных – PWR [1–4]. В качестве аварий с большой потерей теплоносителя первого контура рассматривался целый спектр постулируемых аварий разрыва трубопроводов главного циркуляционного тракта и трубопроводов меньших диаметров [4, 5].

Анализ аварий с точки зрения оценки частоты повреждения активной зоны реактора побудил к использованию методов ВАБ для оценки безопасности АЭС. Ряд авторов в своих исследованиях продемонстрировали актуальность методологии ВАБ в анализе аварийных процессов, связанных с течами первого контура реактора [5–8].

Результаты детерминистического анализа определяют границы перехода проектных условий развития аварийного процесса в запроектные, то есть тяжелую аварию, тем самым устанавливая критерии для оценки успешности или не успешности выполнения функций безопасности для вероятностного анализа. Одним из основных отличий ВАБ от детерминистического анализа безопасности является систематизированный и реалистичный подход к полному анализу последовательностей для широкого спектра исходных событий аварий. В процессе вероятностного анализа безопасности выявляются пути развития аварийной ситуации с учетом взаимодействия систем безопасности, отказов элементов систем, ошибок персонала, возможных отказов по общей причине. ВАБ позволяет выявить системы, для которых проектные улучшения или изменения процедур управления могут снизить вероятность тяжелых аварий или снизить их последствия.

Большие течи первого контура имеют небольшую частоту возникновения, например, для реакторной установки с ВВЭР-1200 в зависимости от диаметра течи частота составляет от  $1,54E^{-05}$  до  $1,02E^{-07}$  на реактор в год [9]. Однако последствия развития такого аварийного процесса могут вызвать тяжелую аварию с повреждением ядерного топлива в реакторе и требуют тщательного исследования для определения критических путей протекания аварии, определения основных вкладчиков в вероятность ее возникновения, а также разработки дополнительных технических и организационных мер для обеспечения безопасности АЭС.

*Цель настоящего исследования* – разработать логико-вероятностные модели протекания аварийных сценариев больших течей первого контура в реакторной установке типа ВВЭР, выявить критические пути развития аварийных последовательностей, наиболее значимых вкладчиков в снижение безопасности реакторной установки, а также предложить меры по повышению надежности работы систем и элементов реакторной установки.

**Методика проведения вероятностного анализа безопасности для оценки безопасности энергоблока АЭС.** Объектом исследования ВАБ являются источники повышенной радиоактивности на АЭС: активная зона реактора и отработавшее ядерное топливо в бассейне выдержки. Объем исследований ВАБ включает в себя все внутренние исходные события (отказы оборудо-

вания, ошибки персонала), внешние (техногенные и природные) и внутренние (пожары, затопления и т. п.) воздействия. ВАБ должен выполняться для всех эксплуатационных состояний (ЭС), включая работу на мощности и стояночные режимы, включающие перегрузку топлива и/или ремонта оборудования, а также все переходные состояния (см. РБ-024-19).

Полномасштабный ВАБ должен быть выполнен для всех трех уровней, включая определение: 1) суммарной вероятности повреждения ядерного топлива, находящегося на энергоблоке (ВАБ-1), 2) вероятности аварийных выбросов (ВАБ-2) и 3) последствий выбросов (оценку риска смерти и возможного экономического ущерба – ВАБ-3).

Цель вероятностного анализа безопасности уровня 1 состоит в выявлении последовательности событий, которые могут привести к тяжелым авариям и повреждению ядерного топлива; определении суммарной частоты тяжелых аварий, а также сбалансированности проекта энергоблока; выявлении приоритетов повышения мер безопасности, исходя из информации о риске.

Вероятностный анализ безопасности для внутренних исходных событий (ИС) аварий включает формирование перечня групп ИС, связанных с отказами оборудования, систем, ошибками персонала, которые должны быть включены в ВАБ; разработку для каждой группы ИС логико-вероятностных моделей для определения полных множеств возможных конечных состояний аварийных последовательностей и вероятности их осуществления. В качестве вероятностных моделей безопасности наиболее широко применяются деревья событий (ДС) и деревья отказов (ДО) [10].

Деревья событий являются графическими моделями, которые упорядочивают и отображают события протекания аварии (выполнение функций безопасности или работу систем) согласно требованиям по управлению авариями. Они показывают, как среагируют системы АЭС на рассматриваемое ИС, будут ли выполнены при этом функции безопасности, и что произойдет в итоге, как отразится ИС на безопасности объекта.

ДС представляет собой логическую диаграмму, по которой определяется множество возможных конечных состояний АЭС, каждое из которых является реализацией определенных совокупностей (сочетаний, комбинаций) промежуточных событий при заданном исходном событии. Для ИС, возможных в различных эксплуатационных состояниях, моделируется дерево событий, определяющее вероятность реализации исходного события в том или ином ЭС.

Для количественной оценки дерева событий необходимо разработать ДО систем безопасности путем идентификации основных событий, то есть отказов оборудования и ошибок персонала, которые могут привести к отказу систем. Исследование основывается на информации об отказах, неполадках и т. д., полученной из опыта эксплуатации и собранной в специальных базах данных.

Результатом логико-вероятностной оценки групп исходных событий является выявление доминантных аварийных последовательностей, имеющих наибольшую вероятность осуществления, а также анализ полученного списка минимальных сечений, вносящих наибольший вклад в осуществление аварийных сценариев, которые приводят к тяжелым авариям.

Под минимальным сечением понимается наименьшее сочетание базисных событий (включая отказы элементов систем, ошибки персонала), в результате которого реализуется негативное последствие (например, отказ системы). Минимальное сечение представляет собой логическое произведение входящих в него базисных событий, а набор минимальных сечений – логическую сумму отдельных минимальных сечений. В качестве базисных событий в минимальные сечения также могут входить отказы элементов по общим причинам (ООП), вызванные отказом нескольких или даже всех одинаковых элементов систем, выполняющих одинаковые функции, а также по причине дефекта изготовления, нерегулярного обслуживания, условий работы оборудования, выходящих за рамки номинальных параметров, и т. п.

Анализ списка доминирующих минимальных сечений позволяет выявить элементы (сочетания элементов) систем и ошибки оператора, которые вносят наибольший вклад в снижение безопасности энергоблока, а также выработать рекомендации по повышению безопасности.

В процессе вероятностной оценки исходных событий аварий или систем безопасности АЭС проводится анализ значимости базовых событий (отказов) по показателям Fussell–Vessely (FV) и Birnbaum (B), а также определяются коэффициенты изменения риска [10]:

коэффициент уменьшения риска – RDF (Risk Decrease Factor);

коэффициент увеличения риска – RIF (Risk Increase Factor).

Показатель значимости FV события  $X$  определяется как относительный вклад события в ВТА. Значимость этого показателя может быть выражена как сумма вкладов минимальных сечений, содержащих событие  $X$ :

$$FV = [F(X) - F(0)]/F(X), \quad (1)$$

где  $F(X)$  – это ВТА или вероятность отказа системы при номинальной вероятности базисного события, а  $F(0)$  – ВТА в предположении, что событие не произошло.

Показатель значимости В события  $X$  определяется как отношение изменения вероятности повреждения активной зоны ( $P(X)$ ) к изменению вероятности реализации события  $X$  (производная):

$$B(X) = \frac{d}{dX} P(X), \text{ или } B(X) = F(1) - F(0), \quad (2)$$

где  $F(1)$  – это ВТА в предположении, что событие реализовалось. Таким образом, мера Fussell–Vessely значимости Birnbaum представляет собой разницу между ВТА, вычисленной в предположении реализации события  $X$ , и ВТА, вычисленной в предположении, что событие  $X$  не реализовалось.

Коэффициент уменьшения риска показывает снижение ВТА при абсолютной надежности элемента (вероятность отказа равна 0), тем самым определяя набор элементов систем, увеличение надежности которых с наименьшими затратами позволяет повысить надежность энергоблока в целом:

$$RDF = F(X)/F(0). \quad (3)$$

В свою очередь коэффициент увеличения риска показывает увеличение ВТА при абсолютной ненадежности элемента (вероятность отказа равна 1), позволяя выявить элементы систем, существенно влияющие на снижение надежности энергоблока:

$$RIF = F(1)/F(X). \quad (4)$$

**Вероятностный анализ аварийных сценариев больших течей первого контура реакторной установки с ВВЭР.** Для обеспечения радиационной безопасности при производстве электроэнергии на АЭС предусмотрены четыре барьера защиты, одним из которых является граница первого контура, препятствующая проникновению продуктов деления в окружающую среду.

Большие течи первого контура в реакторах типа ВВЭР возникают вследствие разрывов «холодных» или «горячих» трубопроводов главного циркуляционного тракта (ГЦТ) или систем, связанных с первым контуром. В результате возникновения течи происходит резкое снижение давления и количества теплоносителя в первом контуре, а также уровня в компенсаторе давления, с потенциальным риском оголения и повреждения активной зоны.

Предусмотренные в проекте системы безопасности обеспечивают выполнение основных функций безопасности: останов реактора, послеаварийное охлаждение активной зоны и перевод реакторной установки в безопасное состояние. Выход в защитную герметичную оболочку (ГО) большого объема теплоносителя с его последующим вскипанием создает избыточное давление, которое может нарушить герметичность ГО и допустить выход радиоактивных продуктов в окружающую среду. Работа спринклерной системы позволяет эффективно снижать избыточное давление под ГО. Компенсация утечек теплоносителя из первого контура и охлаждение активной зоны в авариях с потерей теплоносителя осуществляется системой аварийного охлаждения активной зоны высокого и низкого давления (САОЗ ВД и САОЗ НД) и пассивной частью системы, к которой относится система емкостей САОЗ.

В зависимости от сценария протекания аварии, конфигурации систем, требуемых для выполнения функций безопасности при данном ИС (системы подпитки первого контура, системы отвода тепла через первый и второй контуры), большие течи первого контура делятся на три диапазона с эквивалентными диаметрами:  $D_y = 140–279$  мм (ИС LL1),  $D_y = 279–346$  мм (ИС LL2),  $D_y = 346–850$  мм (ИС LL3). При данных течах могут возникать зависимые отказы систем – в зависимости от места течи могут быть недоступны гидроемкости системы аварийного охлаждения активной зоны (САОЗ), а также отдельные каналы САОЗ НД и САОЗ ВД соответственно [9, 11].

Для анализа больших течей первого контура АЭС созданы логико-вероятностные модели протекания аварийных процессов с использованием программного кода RiskSpectrum PSA. В свою очередь для различных эксплуатационных состояний энергоблока (работа на мощности, режимы останова) разработаны отдельные деревья событий, включающие альтернативные пути протекания аварии – аварийные последовательности (АП). Согласно РБ-024-19 под «успешными окончаниями АП» подразумевается выполнение функций безопасности системами безопасности, под «неуспешными окончаниями» – переход проектной аварии в стадию тяжелой аварии.

В качестве критерия повреждения ядерного топлива принималось превышение хотя бы одного из следующих максимальных проектных пределов, характеризующих повреждение тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ):

- максимальная температура оболочки ТВЭЛов в течение всего периода аварии не превышает 1200 °С;
- глубина локального окисления оболочки ТВЭЛов не более 18 % от исходной толщины оболочки;
- радиально усредненная энтальпия топлива не более 963 Дж/г UO<sub>2</sub> по оси любого ТВЭЛа.

Под безопасным состоянием понимается стабильное состояние реакторной установки с подкритичным состоянием ядерного топлива и невыпадением в ходе режима вышеперечисленных критериев. Состояние характеризуется стабилизированными параметрами теплоносителя на интервале времени до 24 ч от момента возникновения иницирующего события, которое обеспечивается работой систем безопасности в автономном режиме (в границах площадки АЭС) [9, 11].

**Результаты и их обсуждение.** Вероятность возникновения больших течей первого контура LL1 невелика и составляет  $1,54E^{-05}$ , между тем достаточно высока надежность выполнения функций системами безопасности. Вследствие этого вероятности осуществления аварийных последовательностей с неуспешными конечными состояниями составляют от  $4,93E^{-10}$  до  $9,38E^{-15}$ . Критическим путем развития аварии с большой течью LL1 при работе энергоблока как на мощности (вероятность  $4,93E^{-10}$ ), так и в стояночных режимах (вероятность  $4,79E^{-12}$ ) является АП 10 с течью трубопровода к компенсатору давления.

На рис. 1 представлена логическая диаграмма дерева событий для исходного события большой течи первого контура эквивалентным диаметром  $D_y = 140–346$  мм (ИС LL1) при работе энергоблока на мощности. Дерево событий для ИС LL1 в режимах останова энергоблока показано на рис. 2.

В верхней строке диаграммы ДС на рис. 1, 2 представлены этапы развития аварийного процесса и необходимые для управления аварией функции безопасности. В диаграмме приведены функции снижения давления под ГО спринклерной системой, а также подпитка теплоносителем первого контура каналами системы САОЗ. Выполнение функций безопасности приводит к «успешному» конечному состоянию (ОК), невыполнение – к тяжелой аварии с плавлением топлива

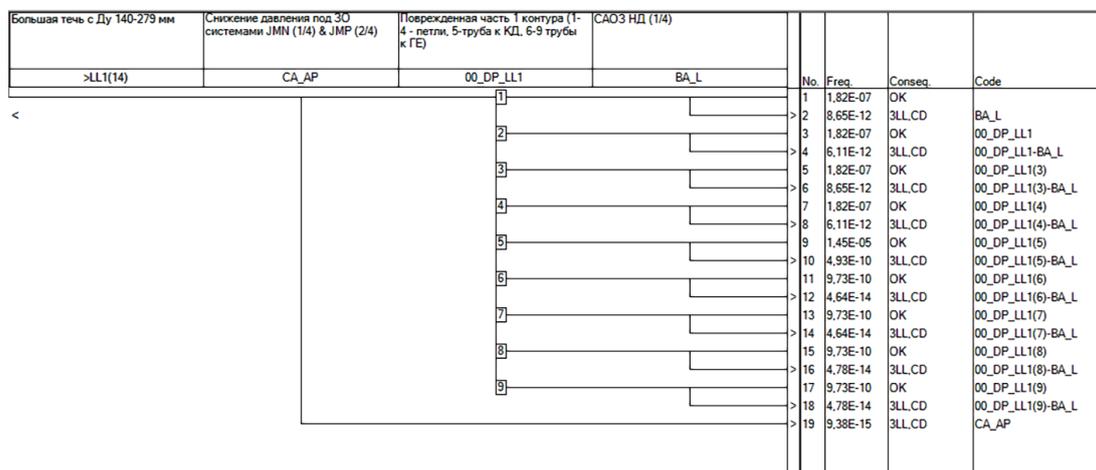


Рис. 1. Дерево событий для большой течи LL1 при работе энергоблока на мощности

Fig. 1. Event tree for the large leakage LL1 accident for unit power operation

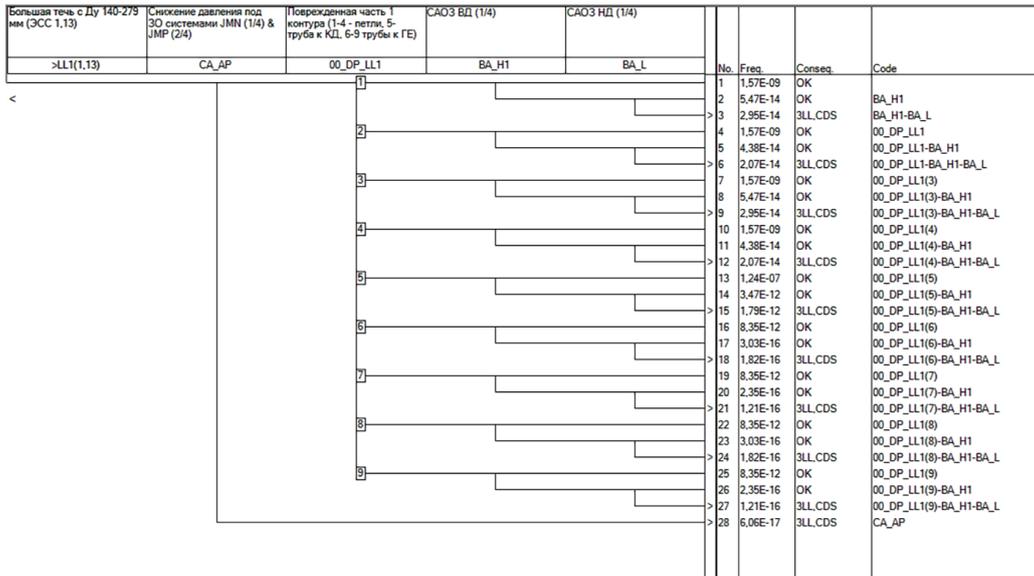


Рис. 2. Дерево событий для большой течи LL1 при работе блока в режимах останова энергоблока

Fig. 2. Event tree for the large leakage LL1 accident for unit shutdown regimes

(CD для работы блока на мощности или CDS для стояночных режимов). Вероятности осуществления успешных и неуспешных конечных состояний также приведены на диаграмме ДС.

Для анализа протекания аварии в режимах останова энергоблока создано отдельное ДС, которое учитывает доступность и состояние систем безопасности и их каналов (вывод каналов в ремонт и обслуживание) в различных эксплуатационных состояниях станции (ЭСС) и связанное с этим изменение надежности выполнения функций безопасности.

Кроме того, на диаграмме ДС определена локализация возникновения течи первого контура, которая влияет на скорость и ход протекание аварийного процесса (третья колонка диаграммы ДС). Например, разрыв трубопровода компенсатора давления (КД) не только приводит к течи первого контура, но и не позволяет использовать запасенный в КД объем теплоносителя для охлаждения активной зоны реактора. Развитие АП и вероятности конечных состояний в зависимости от места течи приведены на диаграммах ДС (см. рис. 1, 2).

Анализ аварии, связанной с возникновением исходного события с большой течью LL1 показывает, что вероятность достижения всех конечных состояний с повреждением топлива, находящегося в реакторе (КС CD), составляет  $9,41E^{-11}$  при работе на мощности и  $8,74E^{-12}$  – при работе в стояночных режимах (КС CDS).

В результате анализа неопределенности, выполненного для аварийной последовательности ИС LL1, определен 90%-ный доверительный интервал. При работе блока на мощности: нижняя граница (5 %) –  $8,71E^{-10}$ , медиана (50 %) –  $1,32E^{-11}$ , верхняя граница (95 %) –  $4,46E^{-11}$ . Для стояночных режимов: нижняя граница (5 %) –  $7,62E^{-13}$ , медиана (50 %) –  $2,41E^{-12}$ , верхняя граница (95 %) –  $8,43E^{-12}$ .

В табл. 1 представлен список доминирующих минимальных сечений, приводящих к неуспешному окончанию аварийной последовательности для ИС LL1 при работе энергоблока на мощности. В горизонтальных строках приведены базисные события (единичные отказы, отказы по общим причинам элементов систем и т. д.), составляющие минимальное сечение. Кроме того, для каждого минимального сечения указана вероятность его осуществления и вклад (в %) в общую вероятность отказа (англ. Event frequency F). Фиолетовым цветом выделены события отказов по общим причинам. Событие T\_FACTOR1 показывает необходимость длительного (более 24 ч) выполнения функции безопасности.

Диаграмма вкладов доминирующих минимальных сечений для ИС LL1 при работе энергоблока на мощности представлена на рис. 3.

Наибольший вклад в невыполнение функций безопасности при возникновении исходного события LL1 вносят минимальные сечения с отказами по общим причинам обеспечивающих

систем (систем охлаждения оборудования, вентиляции здания систем безопасности), а также отказы по общим причинам элементов системы аварийного впрыска (низкого давления) теплоносителя в первый контур (насосы, обратные клапаны), так как в состояниях останова необходимо осуществление длительного отвода остаточного тепла от активной зоны реактора с помощью насосов данной системы.

Таблица 1. Список доминирующих минимальных сечений для исходных событий LL1 при работе блока на мощности

Table 1. List of dominant minimal cut sets for initial events LL1 for unit power operation

| №  | Вероятность   | % вклада | Событие 1 | Событие 2          | Событие 3 | Событие 4  | Событие 5  | Событие 6  |
|----|---------------|----------|-----------|--------------------|-----------|------------|------------|------------|
| 1  | $3,57E^{-11}$ | 37,98    | IE-LL1    | KLГZ1AN001FAS-ALL  | _DT_LL1   | _POS14(LL) |            |            |
| 2  | $2,39E^{-11}$ | 25,41    | IE-LL1    | KLГZ1AN001FAS-3AA  | _DT_LL1   | _POS14(LL) |            |            |
| 3  | $1,34E^{-11}$ | 14,23    | IE-LL1    | KLГZ1AN001FAR-ALL  | _DT_LL1   | _POS14(LL) |            |            |
| 4  | $6,65E^{-12}$ | 07,07    | IE-LL1    | KLГZ1AN001FAR-3AA  | _DT_LL1   | _POS14(LL) |            |            |
| 5  | $1,43E^{-12}$ | 01,52    | IE-LL1    | CRAZ1__SWF         | _DT_LL1   | _POS14(LL) |            |            |
| 6  | $4,51E^{-13}$ | 00,48    | IE-LL1    | KLГZ1AN001FAS-ALL  | _DL1_LL1  | _POS14(LL) |            |            |
| 7  | $4,51E^{-13}$ | 00,48    | IE-LL1    | KLГZ1AN001FAS-ALL  | _DL3_LL1  | _POS14(LL) |            |            |
| 8  | $4,51E^{-13}$ | 00,48    | IE-LL1    | KLГZ1AN001FAS-ALL  | _DL2_LL1  | _POS14(LL) |            |            |
| 9  | $4,51E^{-13}$ | 00,48    | IE-LL1    | KLГZ1AN001FAS-ALL  | _DL4_LL1  | _POS14(LL) |            |            |
| 10 | $3,01E^{-13}$ | 00,32    | IE-LL1    | KLГZ1AN0001FAS-3AD | _DL1_LL1  | _POS14(LL) |            |            |
| 11 | $3,01E^{-13}$ | 00,32    | IE-LL1    | KLГZ1AN001FAS-3AB  | _DL1_LL1  | _POS14(LL) |            |            |
| 12 | $2,97E^{-13}$ | 00,32    | IE-LL1    | KAAZ0AP001PMR-23   | _DL1_LL1  | _PEV_22_42 | _POS14(LL) | _T_FACTOR1 |
| 13 | $2,97E^{-13}$ | 00,32    | IE-LL1    | KAAZ0AP001PMR-23   | _DL1_LL1  | _PEV_22_31 | _POS14(LL) | _T_FACTOR1 |
| 14 | $2,97E^{-13}$ | 00,32    | IE-LL1    | KAAZ0AP001PMR-23   | _DL1_LL1  | _PEV_11_32 | _POS14(LL) | _T_FACTOR1 |
| 15 | $2,97E^{-13}$ | 00,32    | IE-LL1    | KAAZ0AP001PMR-23   | _DL1_LL1  | _PEV_12_41 | _POS14(LL) | _T_FACTOR1 |

Примечание. Максимальная частота событий  $F = 9,412E^{-11}$ .

Note. Top Event frequency  $F = 9,412E^{-11}$ .



Рис. 3. Диаграмма вкладов доминирующих минимальных сечений для исходных событий LL1 при работе энергоблока на мощности

Fig. 3. Diagram of contribution of dominant minimal cut sets for initial events LL1 for unit power operation

Для ИС LL2 вероятности осуществления аварийных последовательностей (путей развития аварии) с неуспешными конечными состояниями при работе блока на мощности составляет от  $2,49E^{-10}$  до  $4,40E^{-15}$ . Наибольшую вероятность осуществления конечного состояния CD для ЭСС 14 имеет АП 10 с течью трубопровода к компенсатору давления, ее вероятность составляет  $2,49E^{-10}$ , следовательно, она является критическим путем развития аварии с большой течью LL2 при работе энергоблока на мощности. В табл. 2 представлен список доминирующих минимальных сечений, приводящих к неуспешному окончанию аварийной последовательности для ИС LL2 при работе энергоблока на мощности.

Т а б л и ц а 2. Список доминирующих минимальных сечений для исходных событий LL2 при работе блока на мощности

Table 2. List of dominant minimal cut sets for initial events LL2 for unit power operation

| №  | Вероятность          | % вклада | Событие 1 | Событие 2         | Событие 3 | Событие 4  |
|----|----------------------|----------|-----------|-------------------|-----------|------------|
| 1  | 8,63E <sup>-11</sup> | 24,89    | IE-LL2    | JNGZ0AA60YVCO-ALL | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 2  | 3,91E <sup>-11</sup> | 11,28    | IE-LL2    | JNGZ0AA60YVCO-3AA | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 3  | 3,83E <sup>-11</sup> | 11,04    | IE-LL2    | JNGZ0AP001PMS-ALL | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 4  | 3,73E <sup>-11</sup> | 10,75    | IE-LL2    | JNGZ0AP001PMR-ALL | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 5  | 2,68E <sup>-11</sup> | 07,72    | IE-LL2    | JNGZ0AP001PMS-3AA | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 6  | 2,38E <sup>-11</sup> | 06,86    | IE-LL2    | JNGZ0AP001PMR-3AA | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 7  | 1,81E <sup>-11</sup> | 05,21    | IE-LL2    | KLZ54U1.01JPF-ALL | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 8  | 1,21E <sup>-11</sup> | 03,49    | IE-LL2    | KLZ54U1.01JPF-3AA | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 9  | 8,35E <sup>-12</sup> | 02,41    | IE-LL2    | KLZ54U4.04JPF-ALL | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 10 | 8,35E <sup>-12</sup> | 02,41    | IE-LL2    | KLZ54U1.01JPF-ALL | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 11 | 6,77E <sup>-12</sup> | 01,95    | IE-LL2    | KLZ54U1.01JPF-3AA | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 12 | 5,44E <sup>-12</sup> | 01,57    | IE-LL2    | JNGZ3AA102VMO-ALL | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 13 | 4,34E <sup>-12</sup> | 01,25    | IE-LL2    | JNGZ3AA102VMO-3AA | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 14 | 4,15E <sup>-12</sup> | 01,20    | IE-LL2    | CLZ54U4.04JPF-3AA | _DP_LL2   | _POS14(LL) |
| 15 | 4,15E <sup>-12</sup> | 01,20    | IE-LL2    | CLZ54U1.01JPF-3AB | _DP_LL2   | _POS14(LL) |

Примечание. Максимальная частота событий  $F = 3,468E^{-10}$ .

Note. Top Event frequency  $F = 3.468E^{-10}$ .

На рис. 4 приведена диаграмма вкладов доминирующих минимальных сечений для ИС LL2 при работе энергоблока на мощности.

Установлено, что наибольшую вероятность осуществления конечного состояния CDS для стояночных режимов также имеет АП 10 с течью трубопровода к компенсатору давления, ее вероятность составляет  $2,42E^{-12}$ , следовательно, она является критическим путем развития аварии с большой течью LL2 при работе энергоблока в стояночных режимах.

Наибольший вклад в невыполнение функций безопасности при возникновении исходного события LL2 вносят минимальные сечения с отказами по общим причинам обеспечивающих систем (система вентиляции здания безопасности KLG, холодильные машины). В свою очередь наибольший вклад в невыполнение функций безопасности при возникновении исходного события LL2 в режимах останова вносят отказы по общим причинам элементов системы САОЗ НД (насосы, обратные клапаны), так как в состояниях останова необходимо осуществление длительного отвода остаточного тепла от активной зоны реактора с помощью насосов данной системы.

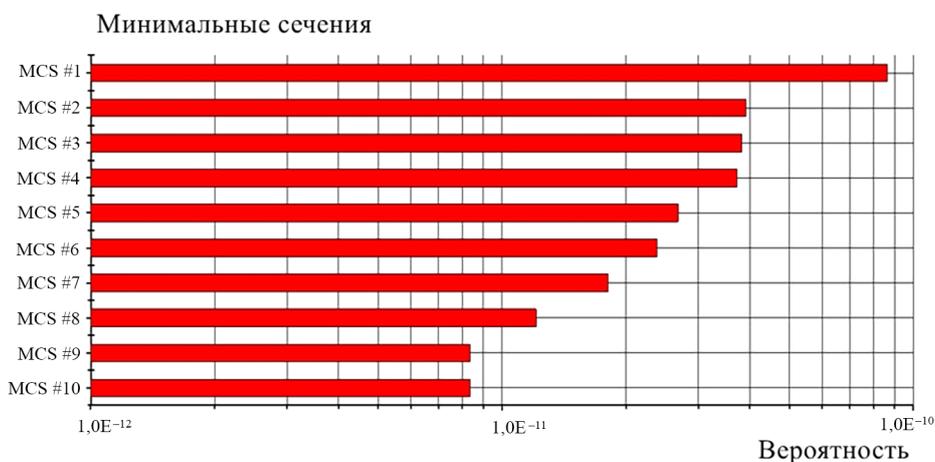


Рис. 4. Диаграмма вкладов доминирующих минимальных сечений для исходных событий LL2 при работе энергоблока на мощности

Fig. 4. Diagram of contribution of dominant minimal cut sets for initial events LL2 for unit power operation

Анализ аварии, связанной с возникновением исходного события с большой течью LL2, показывает, что вероятность достижения конечных состояний с повреждением топлива, находящегося в реакторе, составляет  $3,47E^{-10}$  при работе на мощности, при работе в стояночных режимах вероятность равна  $8,88E^{-12}$ . Критическим путем развития аварии при работе энергоблока на мощности и в стояночных режимах является аварийная последовательность с течью трубопровода к компенсатору давления, ее вероятность составляет  $2,49E^{-10}$  при работе на мощности, при работе в стояночных режимах –  $2,42E^{-12}$ .

В результате анализа неопределенности, выполненного для аварийной последовательности ИС LL2, получены границы 90 % доверительного интервала при работе блока на мощности: нижняя граница (5 %) –  $3,71E^{-11}$ , медиана (50 %) –  $5,41E^{-10}$ , верхняя граница (95 %) –  $4,46E^{-10}$ . При работе блока в стояночных режимах границы 90 % доверительного интервала составляют: нижняя граница (5 %) –  $3,62E^{-12}$ , медиана (50 %) –  $9,81E^{-12}$ , верхняя граница (95 %) –  $4,43E^{-11}$ .

Для надежного выполнения функций безопасности системами в случае возникновения больших течей первого контура LL1, LL2 при работе во всех эксплуатационных состояниях следует обеспечить надежное функционирование основного оборудования систем, а также повысить надежность работы обеспечивающих систем, в том числе путем изменения процедур обслуживания и проверок оборудования, сократив интервалы между испытаниями для исключения накопления скрытых отказов оборудования в режимах ожидания.

Анализ аварии, связанной с возникновением исходного события с большой течью LL3 при работе энергоблока на мощности и в стояночных режимах показывает достаточную защищенность энергоблока от развития данной аварии, вероятность достижения конечных состояний с повреждением топлива, находящегося в реакторе, составляет  $1,73E^{-11}$  при работе на мощности, при работе в стояночных режимах –  $5,73E^{-14}$ . Критическим путем развития аварии с большой течью LL3 как при работе энергоблока на мощности, так и в стояночных режимах является разрыв любой из четырех петель ГЦТ.

Наибольший вклад в невыполнение функций безопасности при возникновении исходного события LL3 при работе на мощности и в режимах останова вносят отказы по общим причинам элементов системы САОЗ НД (насосы, обратные клапаны), при этом вклады отдельных базисных событий невелики и распределены в доминирующих сечениях достаточно равномерно.

Анализ значимости позволяет определить наиболее «слабые» места проекта АЭС и те элементы, проведенные мероприятия по улучшению надежности которых позволят с наименьшими затратами повысить надежность всего блока или системы в целом. На рис. 5 приведена диаграмма коэффициентов снижения риска (RDF) для базисных событий (отказов) элементов систем.

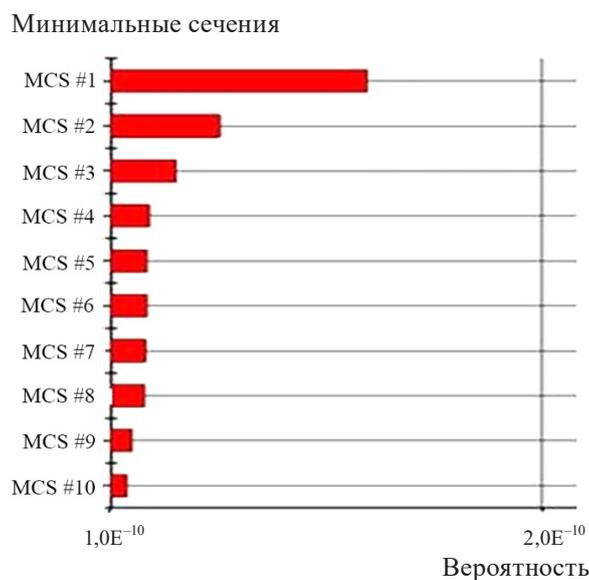


Рис. 5. Диаграмма коэффициентов снижения риска (RDF) для базисных событий LL1

Fig. 5. Risk decrease factor (RDF) diagram for basic events LL1

Анализ диаграммы RDF для базисных событий для аварийного сценария большой течи первого контура LL1 показывает, что наиболее значимыми являются элементы обеспечивающих систем, таких как рециркуляционная система охлаждения технологических помещений (KLG) и промконтур отвода тепла от ответственных потребителей (КАА), поскольку от их эффективной работы зависит выполнение функций безопасности системами безопасности. Повышение надежности работы данных систем существенным образом и наиболее эффективно позволят повысить надежность выполнения функций безопасности при отводе тепла от топлива в реакторе в случае возникновения больших течей первого контура.

**Заключение.** Проведенный вероятностный анализ протекания аварийных сценариев больших течей первого контура эквивалентных диаметров  $D_y = 249\text{--}850$  мм в реакторной установке типа ВВЭР позволил выявить критические пути и вероятности развития аварийных последовательностей, определить наиболее значимых вкладчиков в снижение безопасности реакторной установки.

Критическим путем развития аварии с большой течью LL1 при работе энергоблока во всех режимах работы является аварийная последовательность с течью трубопровода к компенсатору давления, вероятность осуществления которой составляет  $4,93E^{-10}$  для LL1 и  $2,49E^{-10}$  – для LL2 при работе энергоблока на мощности. При работе в стояночных режимах энергоблока вероятности равны  $4,79E^{-12}$  – для LL1 и  $2,42E^{-12}$  – для LL2.

Установлено, что наибольший вклад в невыполнение функций безопасности при возникновении исходного события LL1,2 вносят минимальные сечения с отказами по общим причинам элементов системы аварийного впрыска (низкого давления) теплоносителя в первый контур, так как в состояниях останова необходимо осуществление длительного отвода остаточного тепла от активной зоны реактора с помощью насосов данной системы, а также с отказами по общим причинам обеспечивающих систем.

Для исходного события LL3 вероятности осуществления конечного состояния с тяжелыми авариями распределены равномерно между всеми четырьмя петлями главного циркуляционного тракта, вероятность достижения конечных состояний с повреждением топлива составляет  $1,73E^{-11}$  при работе на мощности и  $5,73E^{-14}$  – при работе в стояночных режимах. Критическим путем развития аварии с большой течью LL3 как при работе энергоблока на мощности, так и в стояночных режимах является разрыв любой из четырех петель ГЦТ.

Для выполнения функций безопасности системами при возникновении исходного события больших течей первого контура при работе во всех эксплуатационных состояниях энергоблока следует обеспечить надежное функционирование оборудования систем безопасности, исключив отказы элементов по общим причинам, а также повысить надежность работы обеспечивающих систем (систем вентиляции, охлаждения и кондиционирования), в том числе путем изменения процедур обслуживания и проверок оборудования, сократив интервалы между испытаниями для исключения накопления скрытых отказов оборудования и ООП в режимах ожидания.

Анализ диаграммы RDF для базисных событий показывает, что повышение надежности рециркуляционной системы охлаждения (KLG) и промконтура отвода тепла от ответственных потребителей (КАА) существенным образом позволят повысить надежность выполнения функций безопасности при отводе тепла от топлива в реакторе в случае возникновения больших течей первого контура.

### Список использованных источников

1. Верификация расчетных кодов ТЕЧЬ-М, КОРСАР/ГП по результатам экспериментов на крупномасштабном стенде GE2M-ПГ / А. В. Морозов [и др.] // Изв. вузов. Ядер. энергетика. – 2012. – № 3. – С. 129–139.
2. Кавун, О. Ю. Разработка методики расчета давления в первом контуре в условиях больших течей в моделях экспресс-оценки для информационно-аналитического центра Ростехнадзора / О. Ю. Кавун, Г. Р. Пипченко // Ядер. и радиац. безопасность. – 2020. – № 3 (97). – С. 23–31. <https://doi.org/10.26277/SECNRS.2020.97.3.003>
3. Жолнерович А. Ю. Анализ аварий с потерей теплоносителя [Электронный ресурс] / А. Ю. Жолнерович // Актуальные проблемы энергетики – 2022: материалы студенч. науч.-техн. конф. / сост.: И. Н. Прокопеня, Т. А. Петровская; редкол.: Е. Г. Пономаренко (предс.) [и др.]. – Минск: БНТУ, 2022. – С. 350–354. – Режим доступа: <https://rep.bntu.by/handle/data/126012>. – Дата доступа: 15.01.2024.

4. Белозеров, В. И. Аварийные и переходные режимы на АЭС с реактором ВВЭР-1000: учеб. пособие / В. И. Белозеров, М. М. Жук, Н. И. Гераскин. – М.: НИЯУ МИФИ, 2019. – 176 с.
5. The PSA analysis of PWR emergency coolant injection availability following SBLOCA / M. Borysiewicz [et al.] // *Nukleonika*. – 2013. – Vol. 58, № 2. – P. 307–316.
6. Analysis and Estimation of Core Damage Frequency of Flow Blockage and Loss of Coolant Accident: A Case Study of a 10 MW Water-Water Research Reactor-PSA Level 1 / F. Ameyaw [et al.] // *Sci. Technol. Nucl. Installations*. – Vol. 2021. – 17 p. – Art. ID 9423176. <https://doi.org/10.1155/2021/9423176>
7. Hirata, D. M. Estimative of core damage frequency in IPEN's IEA-R1 research reactor due to the initiating events of loss of flow caused by channel blockage and loss of coolant caused by large rupture in the pipe of the primary circuit PSA Level 1 [Electronic resource] / D. M. Hirata, G. Sabundjian // 2011 International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2011 Belo Horizonte, MG, Brazil, October 24–28, 2011 / Associação Brasileira de Energia Nuclear – ABEN. – Mode of access: [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/42/105/42105222.pdf](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/42/105/42105222.pdf). – Date of access: 15.01.2024.
8. Ryabinin, I. A. Quantitative examples of safety assessment using logical-probabilistic methods / I. A. Ryabinin, A. V. Strukov // *Int. J. Risk Assessment and Management (IJRAM)*. – 2018. – Vol. 21, № 1/2. – P. 4–20. <https://10.1504/IJRAM.2018.10011305>
9. Mikhalycheva, E. Probabilistic Safety Analysis of the Large LOCA Accident in the VVER-Reactor Plant / E. Mikhalycheva, K. Artemyeva // *Nonlinear Dynamics and Applications: Proc. of the Twenty Nine Anniversary Seminar NPCS'2022*. – 2022. – Vol. 28. – P. 210–218.
10. Острейковский, В. А. Безопасность атомных станций. Вероятностный анализ / В. А. Острейковский, Ю. В. Швыряев. – М.: Физматлит, 2008. – 352 с.
11. Mikhalycheva E. Probabilistic Safety Assessment of Spent Fuel Pool Cooling System Taking Into Account Internal Events and Internal Hazards / E. Mikhalycheva // *Nonlinear Dynamics and Applications: Proc. of the Twenty Eight Anniversary Seminar NPCS'2021*. – 2021. – Vol. 27. – P. 315–322.

## References

1. Morozov A. V., Remizov O. V., Kalyakin D. C., Asiunin V. I., Schekoldin V. I., Zaitcev S. I., Zakutaev M. O. Verification of TECH-M and KORSAR/GP Computer Codes on the Basis of Experimental Results Obtained on Large-scale Test Facility GE2M-PG. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*, 2012, no. 3, pp 129–139 (in Russian).
2. Kavun O. Yu., Pipchenko G. R. Development of methodology for primary circuit pressure calculations in case of large break loss of coolant accident in models for rapid assessment for information analytical center of Rostechнадзор. *Nuclear and Radiation Safety*, 2020, no. 3(97), pp. 23–31 (in Russian). <https://doi.org/10.26277/SECNRS.2020.97.3.003>
3. Zholnerovich A. Yu. Analysis of accidents with loss of coolant. *Aktual'nye problemy energetiki – 2022: materialy studencheskoi nauchno-tekhnicheskoi konferentsii* [Actual Problems of Energy – 2022: Materials of the Student Scientific and Technical Conference]. Minsk, BTSU, 2022, pp. 350–354 (in Russian). Available at: <https://rep.bntu.by/handle/data/126012> (accessed 15 January 2024).
4. Belozerov V. I., Zuk M. M., Geraskin N. I. *Accident and Transient Regimes at the NPP with VVER-1000 Reactor*. Moscow, TSNU MIFI, 2019. 176 p. (in Russian).
5. Borysiewicz M., Bronowska K., Kopka P., Kowal K., Kwiatkowski T., Prusiński A. M., Prusiński P. A., Siess G. The PSA analysis of PWR emergency coolant injection availability following SBLOCA. *Nukleonika*, 2013, vol. 58, no. 2, pp. 307–316.
6. Ameyaw F., Abrefah R., Yamoah S., Birikorang S. Analysis and Estimation of Core Damage Frequency of Flow Blockage and Loss of Coolant Accident: A Case Study of a 10 MW VV-type Research Reactor – PSA Level 1. *Science and Technology of Nuclear Installations*, 2021, vol. 2021, art. ID 9423176. 17 p. <https://doi.org/10.1155/2021/9423176>
7. Hirata D. M., Sabundjian G. Estimative of core damage frequency in IPEN's IEA-R1 research reactor due to the initiating events of loss of flow caused by channel blockage and loss of coolant caused by large rupture in the pipe of the primary circuit PSA Level 1. *2011 International Nuclear Atlantic Conference – INAC 2011 Belo Horizonte, MG, Brazil, October 24–28, 2011*. Available at: [https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/\\_Public/42/105/42105222.pdf](https://inis.iaea.org/collection/NCLCollectionStore/_Public/42/105/42105222.pdf) (accessed 15 January 2024).
8. Ryabinin I. A., Strukov A. V. Quantitative examples of safety assessment using logical-probabilistic methods. *International Journal of Risk Assessment and Management (IJRAM)*, 2018, vol. 21, no. 1/2, pp. 4–20. <https://10.1504/IJRAM.2018.10011305>
9. Mikhalycheva E., Artemyeva K. Probabilistic Safety Analysis of the Large LOCA Accident in the VVER-Reactor Plant. *Nonlinear Dynamics and Applications: Proceedings of the Twenty Nine Anniversary Seminar NPCS'2022*, 2022, vol. 28, pp. 210–218.
10. Ostreikovskii V. A. *Safety of Nuclear Power Plants. Probabilistic Safety Analysis*. Moscow, Fismatlit Publ., 2008. 352 p. (in Russian).
11. Mikhalycheva E. Probabilistic Safety Assessment of Spent Fuel Pool Cooling System Taking Into Account Internal Events and Internal Hazards. *Nonlinear Dynamics and Applications: Proceedings of the Twenty Eight Anniversary Seminar NPCS'2021*, 2021, vol. 27, pp. 315–322.