

Разработка моделей, алгоритмов и программного комплекса для решения задач оценки риска на АЭС при запроектных авариях

В.В.Андреев¹, М.А.Берберова^{2,3,4}, О.В.Золотарев³, В.В.Чуенко³, Е.В.Карпушин³, А.В.Суворов³, А.Ю.Федосеева³,
Г.Н.Фиксаков³, А.А.Абрамова³
maria.berberova@gmail.com

¹Нижегородский государственный технический университет им. Р.Е.Алексеева, Нижний Новгород, Россия;

²АНО Международный Центр по ядерной безопасности, Москва, Россия;

³АНО ВО «Российский новый университет», Москва, Россия;

⁴АНО «Научно-исследовательский Центр физико-технической информатики», Нижний Новгород, Россия

Данный проект направлен на разработку моделей, алгоритмов и программного комплекса для проведения мероприятий по повышению безопасности и снижению риска при проектировании новых и эксплуатации действующих атомных электростанций. Принципиальной новизной проекта является разработка методического аппарата для оценки радиационного риска на АЭС при наиболее опасных (запроектных) авариях с выбросом источников тепловых нейтронов с низкой плотностью потока. Ядерные реакторы, основанные на использовании энергии деления тяжелых ядер, являются мощными источниками гамма-излучения и нейтронов. Проект направлен на компьютерное моделирование и разработку новых методов, алгоритмов и программного комплекса для решения задач оценки безопасности и риска на АЭС при наиболее опасных (запроектных) авариях с выбросом источников тепловых нейтронов с низкой плотностью потока. Для реализации проекта необходимо разработать методический подход для решения задач оценки доз внешнего и внутреннего облучения и оценки ущерба населения, проживающего вокруг АЭС при наиболее опасных (запроектных) авариях с выбросом источников тепловых нейтронов с низкой плотностью потока; провести расчеты для населения, учитывая его возрастной состав. На основе этих решений будут предложены мероприятия по снижению риска и повышению безопасности АЭС.

Ключевые слова: вероятностный анализ безопасности, детерминистический анализ безопасности, оценка риска, АЭС, запроектные аварии, плотность потока нейтронов, выброс источников тепловых нейтронов

Development of models, algorithms and software for solving the risk assessment problems at NPPs in case of beyond-design accidents

V.V.Andreev¹, M.A.Berberova^{2,3,4}, O.V.Zolotarev³, V.V.Chuenko³, E.V.Karpushin³, D.V.Dyachkov³, A.V.Suvorov³,
A.Yu.Fedosееva³, G.N.Fiksakov³, A.A. Abramova³
maria.berberova@gmail.com

¹Nizhny Novgorod State Technical University n.a. R.E. Alekseev, Nizhny Novgorod, Russia;

²ANO International Nuclear Safety Center, Moscow, Russia;

³ANO HE «Russian New University», Moscow, Russia;

⁴ANO «Scientific and Research Center for Information in Physics and Technique», Nizhny Novgorod, Russia

This project is aimed at developing models, algorithms and a software package for measures to improve safety and reduce risk in the design of new and operation of existing nuclear power plants. The principal novelty of the project is the development of a methodological apparatus for assessing radiation risk at nuclear power plants during the most dangerous (beyond design basis) accidents involving the emission of thermal neutron sources with a low flux density. Nuclear reactors based on the use of fission energy of heavy nuclei are powerful sources of gamma radiation and neutrons. The project is aimed at computer modeling and the development of new methods, algorithms and a software package for solving the problems of assessing safety and risk at nuclear power plants in the most dangerous (beyond design basis) accidents with the emission of thermal neutron sources with a low flux density. To implement the project, it is necessary to develop a methodological approach to solving the problems of assessing the doses of external and internal radiation and assessing the damage to the population living around nuclear power plants during the most dangerous (beyond design basis) accidents with the emission of thermal neutron sources with a low flux density; make calculations for the population, given its age composition. Based on these decisions, measures will be proposed to reduce the risk and improve the safety of nuclear power plants.

Keywords: probabilistic safety analysis, deterministic safety analysis, risk assessment, nuclear power plants, beyond design basis accidents, neutron flux density, emission of thermal neutron sources

1. Введение

Начиная с 1997 года (с момента утверждения ОПБ88/97 (заменены на Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15) [1]), на всех российских АЭС стало обязательным выполнение вероятностного анализа безопасности (ВАБ). В ноябре 2004 года в МЧС России был подписан приказ № 506 [2], согласно которого в дальнейшем был разработан ти-

повой паспорт безопасности опасного объекта. Для заполнения раздела II паспорта безопасности [3] необходимо выполнять оценку риска рассматриваемых объектов. Проблеме оценок показателей риска особо опасных объектов (в частности, АЭС) посвящены труды как отечественных ([4-8 и др.]), так и зарубежных ученых ([9-13]). Однако подавляющее большинство исследований в этой области посвящено таким проблемам, как: физика и кинетика ядерных реакторов; теория надежности; анализ безопасности; оценки риска. Такие задачи, как оценка доз внешнего и внутреннего облучения и оценка ущерба населения

(с учетом возрастного состава населения), проживающего вокруг АЭС, при наиболее опасных (запроектных) авариях с выбросом источников слабых потоков тепловых нейтронов, в трудах этих авторов не были исследованы.

В 2015 году вышла работа «Оценка показателей риска для вторых очередей Смоленской и Курской АЭС» [14]. В [14] были предложены такие методические подходы, как методический подход для расчета доз внешнего и внутреннего облучения населения в кольцевом сегменте румба и методический подход для оценки ущерба населению в кольцевом сегменте румба в результате воздействия радиоактивных веществ. Однако, задачи оценки доз внешнего и внутреннего облучения и ущерба населения (с учетом возрастного состава населения), проживающего вокруг АЭС, при наиболее опасных (запроектных) авариях с выбросом источников тепловых нейтронов с низкой плотностью потока, в этой работе также не исследовались.

В середине 2017 года начались работы по исследованию зависимости результатов оценок радиационного риска АЭС от состава населения, проживающего вокруг АЭС [15-18]. Но и в этих работах не рассматриваются наиболее опасные (запроектные) аварии с выбросом источников тепловых нейтронов с низкой плотностью потока.

2. Разработка структуры и формирование базы данных по отказам оборудования

Разработка структуры и формирование базы данных по отказам оборудования выполняется на основе материалов [19].

Данные по отказам оборудования необходимы при выполнении любых анализов безопасности. Очевидно, что все данные по отказам различного оборудования, используемые при выполнении ВАБ, не могут быть получены из опыта реальной эксплуатации конкретных реакторных установок, в том числе и с оценкой статистических параметров этих событий. Необходимо использование общих данных, полученных для однотипного оборудования на других станциях. При этом в различных анализах безопасности, выполненных для различных станций, используют различные подходы к выбору данных. В некоторых анализах используют исключительно общие данные, в некоторых рассматривают приоритетно данные полученные для конкретного оборудования на конкретной станции, а затем в случае отсутствия таких данных переходят к использованию общих данных.

Очевидно, также, что необходимо выполнять работы по сбору и систематизации данных по отказам оборудования, используемые при выполнении веро-

ятностного анализа безопасности.

В настоящем исследовании рассматривается вариант выполнения базы данных по надежности оборудования, обычно рассматриваемого при выполнении вероятностного анализа безопасности различного уровня.

Представлена структура базы данных, а также рассмотрены источники данных, из которых были взяты соответствующие показатели надежности работы оборудования реакторных установок. Рассмотрены также проблемы, с которыми приходится сталкиваться при использовании в качестве информации по надежности оборудования.

Данные по надежности оборудования – важнейшая составная часть процесса выполнения вероятностного анализа безопасности. Качество используемых данных по надежности оборудования определяет качество выполненного анализа безопасности в целом. Конечно же наиболее предпочтительным является использование данных по вероятностям отказа элементов оборудования, которое используется на конкретной исследуемой реакторной установке. Однако ориентация на опыт эксплуатации конкретной установки возможно в очень редких случаях. В основном, идет речь об использовании довольно ограниченной информации исходя из опыта эксплуатации и, как правило, небольшом количестве зафиксированных отказов. Использование общих данных становится, таким образом, неизбежно.

Сравнительно большое количество данных по надежности оборудования в настоящее время доступно в открытых источниках информации. Некоторые из этих данных используются при выполнении вероятностного анализа безопасности, другие данные собираются из источников информации, посвященных опыту эксплуатации близкого по характеристикам оборудования в промышленности. Некоторые данные из указанных выше достаточно легко могут быть выявлены в этих источниках информации, выявление некоторых данных может представлять определенную проблему. Систематизация данных в составе базы данных позволяет повысить качество общих данных, облегчить использование их в случае создания автоматизированной базы данных по показателям надежности оборудования.

Структура базы данных по надежности оборудования содержит информацию о следующих моментах: шифр категории оборудования, тип компонента, способ функционирования, тип отказа, вероятность отказа, время восстановления, источник информации, комментарии.

Пример структуры базы данных по надежности оборудования (по [19]) представлен на рис. 1.

UNSKЕ annunciator module solid state general

Component boundary: detail n/a Operating mode: all Operating environment: normal

Generic failure mode: spurious function Original failure mode: operates spurious or false response

FAILURE RATE OR PROBABILITY rec : 1.7E-6/hr

Source: IEEE 500 (1984) pg.40 Ultimate source: operating experience

Comment: Reference : NUREG 2232 (1980)

BTABN battery

Component boundary: battery,container,terminal connections incl.lst breaker connect. Operating mode: all Operating environment: normal

Generic failure mode: degraded Original failure mode: inadequate output

FAILURE RATE OR PROBABILITY rec : 3.2E-6/hr high: 7.5E-6/hr low: 4.9E-7/hr REPAIR TIME: 4-7 hours

Source: NUREG 3831 (1985) (tbl.A6) Ultimate source: operating experience (plant records)

Comment: Operating experience:total pop. 51.Operational time 1.564.315 hrs No.of failures 5.

Repair time is range of medians.

BTAFN battery

Component boundary: battery,container,terminal connections incl.lst breaker connect. Operating mode: all Operating environment: normal

Generic failure mode: fail to function Original failure mode: no output

FAILURE RATE OR PROBABILITY rec : 6.4E-7/hr high: 3.0E-6/hr low: 3.0E-8/hr REPAIR TIME: 4-7 hours

Source: NUREG 3831 (1985) (tbl.A6) Ultimate source: operating experience (plant records)

Comment: Operating experience: total pop. 51.Operational time 1.564.315hours No of failures 1. High and low chi-square estimates.

Repair times range of median

BTAF0 battery

Component boundary: detail n/a Operating mode: all Operating environment: normal

Generic failure mode: fail to function Original failure mode: operational failure

FAILURE RATE OR PROBABILITY mean : 8.2E-8/hr 95%: 2.5E-7/hr 5%: 8.E-10/hr REPAIR TIME: 11.2 hours

Source: Oconee NPP PRA (tbl.b-1.) Ultimate source: generic data updated with plant specific operating experience

Comment: Prior:IEEE 500(1977)(pg104),rec=median; max=80% of distribution. Operating experience: 96.426 hours of operation, no failures.

Repair time is mean of updated component maintenance duration.

BTAFТ battery

Component boundary: battery only Operating mode: standby Operating environment: normal

Generic failure mode: fail to function Original failure mode: failed effective output

FAILURE RATE OR PROBABILITY mean : 1.3E-2/d 95%: 6.8E-2/d REPAIR TIME: 2 hours

Source: Swedish Rel.data book, tbl.41 Ultimate source: plant operating experience (7 BWR plants), ATV reports, LERs

Comment: Demand failure rate is based on refueling outage testing interval Operating experience: Total pop.129.No of demands 531.Number of failures 7. a=0.0346; b=2.59

Рис. 1. Пример структуры базы данных по надежности оборудования

3. Разработка модели наиболее опасной (запроектной) аварии с выбросом источников тепловых нейтронов с низкой плотностью потока

В рамках разработки модели наиболее опасной (запроектной) аварии с выбросом источников тепловых нейтронов с низкой плотностью потока анализировались результаты выполнения ВАБ-2 для реакторных установок различного типа. В частности, рассмотрены результаты выполнения ВАБ-2 для установки AP-1000.

3.1. Общая информация о реакторной установке AP-1000

AP-1000 - двухконтурный реактор с водой под давлением (два вертикальных парогенератора), с общей электрической мощностью 1117 МВт. Представляет собой эволюционное развитие проекта реактора AP-600 (600 МВт). По сравнению с AP-600 тепловая мощность увеличилась с 1933 МВт до 3400 МВт, ко-

личество сборок топлива с 145 до 157, длина сборки - с 12 до 14 футов. Увеличены высота защитной оболочки, площадь теплообмена в парогенераторе и мощность ГЦН.

Общий вид АЭС с AP-1000 представлен на рис. 2.

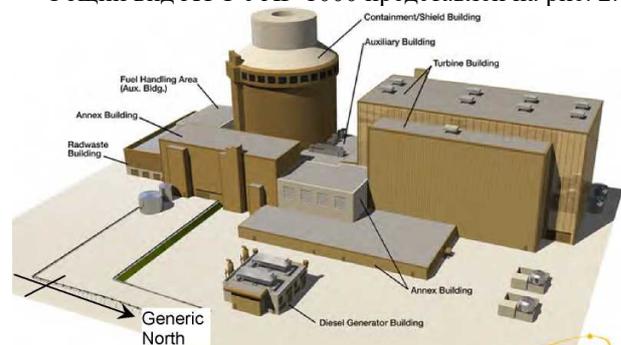


Рис. 2. Общий вид АЭС с AP-1000

Примером АЭС, на которой эксплуатируется реактор AP-1000, является АЭС Саньмэнь [20] (рис. 3).



Рис. 3. АЭС Саньмэнь. Общий вид

АЭС Саньмэнь - действующая атомная электростанция на востоке Китая.

Станция расположена на побережье Восточно-Китайского моря в уезде Саньмэнь, входящим в состав городского округа Тайчжоу провинции Чжэцзян.

Строительство электростанции Саньмэнь началось в 2009 году. Заложены два реактора с водой под давлением типа AP1000 – разработка американско-японской компании Westinghouse - мощностью 1251 МВт каждый [20]. Первый реактор был заложен 19 апреля, второй 15 декабря 2009 года. Также на станции планировалось постройка еще двух подобных реакторов, однако строительство начато не было.

Первоначально первые два реактора должны были быть запущены в 2013 и 2014 гг. Однако даты запуска обоих реакторов перенесены на 2016 год, позднее запуск был перенесен на более поздний срок. Причиной переноса запуска является вопрос безопасности работы реактора, требования к которому были увеличены после аварии на японской атомной электростанции Фукусима-1. Всего в техническую документацию было внесено 18000 изменений от первоначального плана.

Реактор энергоблока 1 АЭС Саньмэнь стал первым действующим реактором типа AP-1000 как в Китае, так и в мире.

3.2. Результаты ВАБ-2 для установки AP-1000

3.2.1. Объем анализа

В соответствии с необходимостью сертификации проекта станции AP-1000 требуется выполнение вероятностного анализа безопасности [20, 21]. В рамках ВАБ рассматривается анализ проекта, включая установку, защитную оболочку, местоположение АЭС при воздействии внешних и внутренних событий аварий. Процесс проектирования AP-1000 включал выполнение вероятностного анализа безопасности до завершения самого проекта, для оптимизации кон-

струкции станции с точки зрения ее безопасности. Такое раннее применение методологии ВАБ было направлено на выбор оптимальных конструкторских альтернатив, имея в виду цель, заключающуюся в том, что общий уровень безопасности выполненного проекта удовлетворяет целям проектирования [22, 23].

ВАБ AP-1000 был выполнен для обеспечения процесса сертификации проекта станции. Проект AP-1000 в основном базируется на проектных решениях АС AP-600, проект которой был сертифицирован в 1999 году. Процедура ВАБ для АС AP-600 была проверена NRC в процессе выполнения семилетнего обзора. Этот ВАБ был использован как исходное исследование при выполнении ВАБ AP-1000. Правомочность этого обусловлена тем, что в основном конструкция реактора и систем безопасности не изменились. Выполнен расчет вероятности тяжелого повреждения активной зоны и вероятности большого выброса за пределы защитной оболочки для внутренних исходных событий, отдельных внешних исходных событий, а также рассмотрены различные режимы работы установки. Целями выполненного анализа явилась необходимость получения данных для проведения оптимизации конструкции АС, а также подтверждение того, что целевые показатели безопасности – удовлетворены. Результаты ВАБ подтвердили также отсутствие преобладающих вкладчиков в величину риска по сравнению с проектом AP-600. Результаты ВАБ удовлетворяют количественным критериям безопасности с большим запасом.

Целями анализа явилось:

- обеспечение всестороннего рассмотрения поведения AP-1000 при переходных процессах и авариях, включая тяжелые аварии с повреждением активной зоны;
- подтверждение выполнения требований безопасности NRC в рамках процедуры сертификации проекта станции;
- продемонстрировать, что проект удовлетворяет целевым показателям безопасности для вероятности повреждения активной зоны и вероятности большого выброса за пределы защитной оболочки;
- сконструировать модели ВАБ-1 (для расчета вероятности повреждения активной зоны), ВАБ-2 (для расчета вероятности большого выброса за пределы защитной оболочки), и ВАБ-3 (для расчета внешней дозы), соответствующие конструкции станции, особенностям ее управления, а также особенностям применения методологии ВАБ, применимой к ALWR;
- продемонстрировать низкую уязвимость и нечувствительность проекта AP-1000 к действиям человека;
- обеспечить исходные данные для процесса проектирования в смысле выявления проектных решений и стратегий управления, оптимизирующих показатели безопасности станции;
- продемонстрировать соответствие проекта требованиям критериев содержания водорода;
- обеспечить основу для разработки программ по

управлению станцией в условиях тяжелой аварии. При выполнении ВАБ-2 проводилась:

- оценка особенностей развития физических процессов в тяжелых авариях, а также характеристик выбросов продуктов деления;
- построение дерева событий защитной оболочки и разработка связанных с ним критериев успеха;
- анализ горения и смешивания водорода.

Результаты ограниченного детерминистского анализа за-корпусных процессов развития тяжелой аварии с повреждением активной зоны, показали, что ранние отказы защитной оболочки не однозначно наступают в случае отказа (повреждения) корпуса реактора. Основываясь на детерминистском анализе, было заключено, что прямой нагрев защитной оболочки, который может быть следствием выброса расплава активной зоны из корпуса реактора не повредит целостности защитной оболочки. Закорпусной паровой взрыв, оцененный при очень консервативных предположениях, не приведет к созданию пиковой нагрузки, способной разрушить защитную оболочку вследствие локализованного отказа пола или стен реакторного приемка. В дополнение к этому анализ показывает, что нагрузки от закорпусного парового взрыва недостаточно велики, чтобы сместить корпус реактора с его местоположения внутри биологической защиты. Поэтому отсутствуют какие бы то ни было причины проникновения через защитную оболочку продуктов деления, связанные с корпусом реактора или с трубопроводами первого контура. В случае отказа корпуса реактора при низком давлении в первом контуре анализ взаимодействия бетона и расплавленной активной зоны показывает, что целостность защитной оболочки не нарушается в первые 24 часа развития аварии и поэтому предполагается отсутствие существенных выбросов продуктов деления в этом временном промежутке. Таким образом, было предположено, что предотвращение больших выбросов продуктов деления в окружающее пространство не зависит от целостности корпуса реактора. Если произойдет отказ корпуса реактора, могут иметь место воздействия на целостность защитной оболочки, но эти воздействия имеют высокую неопределенность, а наиболее вероятные воздействия (отказ защитной оболочки вследствие проплавления активной зоной плиты основания защитной оболочки) не произойдут в первые 24 часа от начала аварии. В связи с этим предположение о том, что отказ корпуса реактора всегда будет приводить к отказу защитной оболочки представляет собой консервативное предположение, принятое при выполнении анализа безопасности.

Анализ дерева событий защитной оболочки (СЕТ) отражает характеристики развития тяжелой аварии, которые влияют на развитие тяжелой аварии, определяя характеристики выбросов продуктов деления в окружающее пространство. Дерево событий защитной оболочки используется для получения вероятности, степени, и времени возможных путей развития аварии и характеристик выбросов продуктов деления для каждого класса аварий АС АР-1000. Дерево событий защитной оболочки было разработано для моделирования событий при работе станции на мощности.

Как ожидается, для АЭС АР-1000 удастся достигнуть более высоких показателей безопасности при тяжелых авариях, чем у существующих станций, поскольку действия, направленные на предотвращение и ослабление тяжелых аварий предпринимались еще на этапе проектирования, с учетом усовершенствований в процедуре выполнения ВАБ, в ходе выполнения анализа критериев успеха ВАБ, исследований тяжелых аварий, моделирования развития тяжелых аварий. Поскольку процедура выполнения ВАБ была интегрирована в процесс проектирования АЭС АР-1000, многие результаты PRA, характерные существующим и находящимся в эксплуатации АЭС, не были получены для АЭС АР-1000. Результаты анализа ВАБ-1, ВАБ-2 и ВАБ-3 показали, что рассмотрение и использование процедуры ВАБ в процессе проектирования приводит к низкому уровню риска. Результаты ВАБ подтвердили, что проект АР-1000 удовлетворяет наивысшим целям и требованиям критериев безопасности, предъявляемым к станциям PWR нового поколения.

Вероятность тяжелого повреждения активной зоны (Core Damage Frequency - CDF) и вероятность большого выброса (Large Release Frequency - LRF) для аварий, инициированных внутренними исходными событиями при работе на мощности (исключая сейсмические воздействия, пожары и события с затоплением) составляют $2,41 \cdot 10^{-7}$ событий на реактор год и $1,05 \cdot 10^{-8}$ событий на реактор год, соответственно. Эти показатели по крайней мере на два порядка менее тех же величин, но для АЭС с PWR, находящихся в эксплуатации в настоящее время. Такой результат является следствием использования в проекте множества технических усовершенствований с основной причиной снижения этих вероятностей за счет использования высоконадежных и устойчивых пассивных систем безопасности, оказывающих влияние на показатели безопасности как при работе на мощности, так и в заглушенном состоянии. Эти пассивные системы значительно менее зависят от действий оператора и работы обеспечивающих систем, нежели для станций, находящихся в эксплуатации в настоящее время.

Кратко, основные результаты, полученные в ходе исследования АЭС АР-1000 заключаются в следующем:

- основными причинами полученных результатов является использование высоконадежных, резервированных пассивных систем безопасности. Как было показано, пассивные системы безопасности высоконадежны, их конструкция проста, поэтому ограниченное количество элементов необходимо для функционирования систем;
- системы безопасности менее зависят от работы обеспечивающих систем, нежели для станций, находящихся в эксплуатации или для любых других легководных станций эволюционного класса;
- обеспечивающие системы, не являющиеся системами безопасности и не связанные с выполнением функций безопасности (переменного электроснабжения, система охлаждения вспомогательных элементов, система технической воды,

система вентиляции) играют меньшую роль в снижении риска, поскольку пассивные системы безопасности не требуют охлаждающей воды или переменного электроснабжения;

- AP-1000 в меньшей степени зависит от действий человека, чем существующие станции или усовершенствованные легководные реакторы эволюционных проектов. Даже в случае, когда не предполагается, что оператор выполнит корректирующие действия, AP-1000 удовлетворяет требованиям безопасности, в то время как существующие станции – нет;
- вероятность тяжелого повреждения активной зоны и вероятность большого выброса слабо реагируют на консервативные предположения в процессе анализа критериев успеха для пассивных систем.

Критерии успеха для этой станции были разработаны более систематично и строго, чем критерии успеха для традиционных PWR. Базовые критерии успеха представляют собой граничные случаи для большого числа критериев успеха ВАБ. Базовые критерии успеха в большинстве случаев определяются в соответствии с:

- наихудшими (то есть наиболее ограничивающими) размерами разрушения и их местоположением при заданном исходном событии аварии;
- наихудшими предположениями о работе автоматической системе снижения давления;
- наихудшем количестве емкостей и аккумуляторов системы подпитки;
- наихудших условиях в защитной оболочке с точки зрения пассивной подачи воды из бассейна выдержки;

Таким образом, большое количество менее жестких последствий представлены базовыми критериями успеха:

- отказ одной системы или элемента в целом не важен, благодаря резервированию и разнородности систем безопасности;
- традиционно преобладающие для существующих PWR исходные события существенно менее важны для AP-1000. Например, авария с потерей теплоносителя в уплотнении циркуляционного насоса первого контура исключена, поскольку насосы не имеют уплотнения. Другим примером является авария с потерей внешнего электроснабжения. Обесточивание станции и потеря внешнего электроснабжения не является значимым вкладчиком для AP-1000, поскольку пассивные системы безопасности не требуют переменного электроснабжения;
- пассивные системы безопасности работоспособны при любых состояниях реактора. Плановые работы на пассивных устройствах выполняются только при заглушенном состоянии реактора, когда их состояние не оказывает влияния на величину риска;
- система пассивного охлаждения защитной оболочки высоконадежна. Только воздушное охлаждение достаточно и может предотвратить отказ защитной оболочки, хотя проектом предусмотре-

ны и другие способы охлаждения, такие как воздушные вентиляторы и пассивная система водяного охлаждения защитной оболочки;

- возможность для герметизации защитной оболочки упрощена, а возможность для байпасирования защитной оболочки снижена за счет уменьшения количества проходов, позволяющих продуктам деления выходить за пределы защитной оболочки. Кроме того, нормально открытые и значимые с точки зрения оценки риска проходки при отказе закрываются, ослабляя тем самым зависимость от управления ими, работы батарей и надежности механической части;
- нижняя часть корпуса реактора не имеет проходок, что снижает риск отказа корпуса по причине их наличия. Предотвращение перемещения расплавленной активной зоны в защитную оболочку исключает рассмотрение нескольких физических процессов при тяжелой аварии, таких как закорпусное взаимодействие топлива с теплоносителем и топлива с бетоном защитной оболочки, которые могут повлиять на целостность защитной оболочки. Поэтому, в этой станции, за счет предотвращения перемещения расплава активной зоны в защитной оболочке существенно уменьшена вероятность отказа защитной оболочки;
- возможность для поступления огня или потоков воды при затоплении к оборудованию существенно важному с точки зрения обеспечения безопасности существенно снижена для этой станции.

3.2.2. Вероятность большого выброса для внутренних исходных событий при работе установки на мощности

Результаты ВАБ-2 (анализ поведения защитной оболочки) и ВАБ-3 (оценка риска) выполненных для внутренних исходных событий аварий при работе на мощности продемонстрировали, что конструкция защитной оболочки надежна с точки зрения ее способности предотвращать выбросы, являющиеся следствием тяжелой аварии и что риск для населения вследствие тяжелых аварий для AP1000 очень мал. Вероятность большого выброса (вероятность отказа защитной оболочки) может быть разделена на два типа отказов: 1) исходно отказавшая защитная оболочка, в случаях при которых целостность защитной оболочки нарушена либо вследствие исходного события аварии, либо целостность оболочки так и не была достигнута с начала аварии; и 2) отказ защитной оболочки, вызванный высоко энергетичными физическими процессами при развитии тяжелой аварии. Сумма вероятностей этих отказов есть полная вероятность большого выброса (overall large release frequency). Следующие ниже объединенные результаты количественного анализа дерева событий защитной оболочки, важны с точки зрения расчета вероятности большого выброса.

Полная вероятность большого выброса для АЭС AP1000 составляет $1,95 \cdot 10^{-8}$ событий в год. Это приблизительно 8% от вероятности тяжелого поврежде-

ния активной зоны для внутренних исходных событий при работе станции на мощности. Способность защитной оболочки предотвращать выбросы (то есть эффективность защитной оболочки) составляет 92%. Результаты ВАБ-3 показывают, что результирующий риск для населения мал и надежно попадает в диапазон, установленный требованиями обеспечения безопасности.

Преобладающие по вероятности реализации аварийные последовательности с большим выбросом.

В величине вероятности большого выброса, являющегося следствием аварии с тяжелым повреждением активной зоны, доминирующий вклад обеспечивает категория выбросов ВР (байпас), с 54% вкладом и CFE (ранний отказ защитной оболочки) с вкладом в 38%. Полная вероятность этих двух категорий составляет $1,8 \cdot 10^{-8}$ событий в год. Эти две категории обеспечивают 92% вероятности большого выброса. Следующим вкладчиком являются категория выброса с отказом системы изоляции защитной оболочки (вклад 7%). Вклад категорий выбросов «Поздний отказ защитной оболочки» и «Промежуточный отказ защитной оболочки» в величину вероятности большого выброса – незначителен.

Ранний отказ защитной оболочки вызван затоплением водосборника, отказом корпуса, перетеканием расплава активной зоны (core reflooding failure) плюс отказ защитной оболочки от перегрева вследствие диффузионного пламени (diffusion flame).

Преобладающим классом аварий в вероятности тяжелого повреждения активной зоны является класс 6 с вкладом, равным 21%. Этот класс представляет собой аварийные последовательности, в которых разрыв трубки парогенератора или событие межсистемной течью происходит.

За ним следует класс аварий 3А с вкладом 21%. Этот класс содержит события с тяжелым повреждением активной при высоком давлении в первом контуре и событиями АТWS.

Преобладающие по вкладу в вероятность большого выброса аварийные последовательности показаны ниже. Эти последовательности составляют 98% от полной вероятности большого выброса продуктов деления. Аварийные последовательности с байпасированием защитной оболочки классов аварий 3А и 6 дают 21 и 19%, за ними следуют 2 ранних отказа защитной оболочки от аварийных последовательностей 3ВЕ и 3Д с вкладом 14 и 11%. Эти 4 последовательности составляют порядка 65% от вероятности большого выброса за пределы защитной оболочки.

Результаты выполненного анализа показывают, что особенности конструкции АР1000 обеспечивают способность установки противостоять различным тяжелым авариям, обеспечивая очень маленькую вероятность выброса за пределы защитной оболочки в окружающее пространство.

Способность заполнить приямок реактора предотвращает отказ корпуса реактора, возможный в случае тяжелой аварии и незаполненного теплоносителем приямка. Корпус и отверстия в нем сконструированы так, что вода в полости способна охлаждать корпус и предотвращать его от отказа (удержание

внутри корпуса in vessel retention - IVR). При обеспечении целостности корпуса у расплава отсутствует возможность повредить защитную оболочку вследствие закорпусных взаимодействий расплава активной зоны, и тем самым снижается возможность для большого выброса.

Способность к снижению давления в первом контуре в авариях, происходящих при высоком давлении, ослабляет последствия аварий с высоким давлением. Такие аварии имеют большую возможность нарушить целостность корпуса первого контура, трубопроводов или трубок ПГ, и развитие аварий при таких отказах не рассматривалось далее если первый контур оставался при высоком давлении. Отказ системы первого контура (потеря целостности) приводит к повреждению защитной оболочки или ее байпасированию. Таким образом, обеспечивая возможность для снижения давления в первом контуре, снижается вероятность большого выброса за счет снижения вклада аварий, происходящих при высоком давлении в первом контуре.

Кольцевой зазор между стальным корпусом защитной оболочки и экранированными конструкциями помогает уменьшить выброс радиоактивных материалов в окружающее пространство за счет их накопления перед выходом за пределы защитной оболочки.

Результаты ВАБ-2 позволили выявить следующие особенности конструкции АР1000.

Эффективность защитной оболочки составляет порядка 90%, что обеспечивает уменьшение CDF по сравнению с LRF почти на порядок. Так как эти результаты уже включают последовательности с тяжелым повреждением активной зоны, при которых происходит байпасирование защитной оболочки, эффективность защитной оболочки в оставшихся аварийных последовательностях значительно лучше. Например, для 5 (3ВЕ, 3ВL, 3ВR, 3С, 3D) из 9 рассмотренных классов эффективность защитной оболочки отличается от 90 до 99,8%.

Эффективность защитной оболочки наименьшая для класса аварий 3А, при которой давление в первом контуре остается высоким после повреждения активной зоны. Снижение давления после повреждения активной зоны для этого класса доказано как неэффективное т.к. из-за отказа аварийной системы снижения давления по общей причине, ведущего к повреждению активной зоны, также не будет выполнено снижение давления в первом контуре после повреждения активной зоны.

Основываясь на детальном анализе, эффективность защитной оболочки для класса аварий 6 (в основном, события с ПГ), составляет 56,9%, вследствие тех последовательностей, в которых давление в первом контуре будет низким после повреждения активной зоны. В этих последовательностях продукты деления, накопленные в корпусе, могут быть перенесены теплоносителем в отказавший парогенератор. Анализ чувствительности, при котором все события с 6 классом аварий приводили к большому выбросу за пределы защитной оболочки, показал небольшое снижение (с 91,9% до 89,7%) эффективности защитной оболочки. Поэтому результаты оценки вероятности

сти большого выброса за пределы защитной оболочки не сильно чувствительны к изменению событий, связанных с аварией с разрывом трубки ПГ.

Вероятность 10^{-8} /год была назначена для отказа корпуса реактора (аварии класса 3С). В 90% этих событий корпус претерпевает отказы, которые располагаются выше линии бандажа (beltline). В этих случаях расплавленная активная зона может быть охлаждена и целостность защитной оболочки не будет нарушена. В оставшихся 10% случаев место положения отказа будет ниже линии бандажа, поэтому расплавленная активная зона в этом случае проникнет в защитную оболочку. В этом случае консервативно предполагается, что защитная оболочка откажет. Был выполнен анализ чувствительности, при котором все 100% отказов корпуса реактора предполагались ниже линии бандажа. Результаты расчета показывают, что эффективность защитной оболочки снижается до 88,2%. Это изменение считается несущественным, поскольку сделанное предположение было очень консервативным.

Результаты расчета вероятности большого выброса чувствительны к отказу дожигателей водорода. Если не рассматривается работа дожигателей водорода эффективность защитной оболочки снизится до 74%.

Однако вероятность большого выброса не очень чувствительна к надежности дожигателей водорода. Если предположить снижение надежности работы воспламенителей (0,1) при рассмотрении всех классов аварий, эффективность защитной оболочки станет равной 90,5%, что не существенно по сравнению с основным вариантом расчета.

Для классов аварий 3D и 1AP, если большой выброс водорода происходит через бассейн выдержки, консервативно предполагается отказ защитной оболочки. Эффективность защитной оболочки в этом случае снижается до 84,5%. Вероятность большого выброса возрастает в этом случае до величины $7,58 \cdot 10^{-8}$ событий в год. Увеличение по сравнению с базовым случаем почти в 4 раза. Такое изменение считается существенным. Этот анализ чувствительности выявил большие неопределенности в моделях смешивания водорода в авариях, когда водород поступает в бассейн выдержки, а оттуда сбрасывается выше посещаемых помещений (operating deck).

В вероятности большого выброса преобладает отказ защитной оболочки и байпасирование защитной оболочки вследствие разрыва трубки ПГ, а также не ослабленные ничем аварийные последовательности с повреждением активной зоны при высоком давлении в первом контуре, классифицируемые как BP (53,9%). Оставшаяся доля отказов защитной оболочки определяется ранними отказами защитной оболочки вследствие незаполнения теплоносителем приемка реактора.

Вероятность большого выброса слабо чувствительна к надежности PCS. Если принять надежность PCS равной 0,001 для всех классов аварий, вероятность большого выброса станет равной $1,97 \cdot 10^{-8}$, что не сильно отличается от основного (базового) варианта расчета.

Вероятность большого выброса чувствительна к действиям оператора по заполнению приемка реактора в короткий промежуток времени после повреждения активной зоны. Эти действия должны быть указаны в начале руководства по аварийному управлению (Emergency Response Guideline), чтобы увеличить вероятность успешного выполнения.

Возможность для выброса радиоактивных материалов в окружающее пространство очень мала. Это обусловлено в значительной степени тем, что вероятность тяжелого повреждения активной зоны очень мала, а также, очень мала вероятность выброса за пределы защитной оболочки. Конструкция защитной оболочки обеспечивает существенное удержание делящихся материалов, способных к выбросу при тяжелой аварии, а пассивные системы охлаждения защитной оболочки уменьшают энергию выброса, исключая его выход за пределы защитной оболочки.

Результаты анализа ВАБ-2 для AP1000 показали надежность и разнотипность проекта, недостижимую на существующих станциях. Пассивные системы безопасности не требуют электроэнергии или действий оператора для своей работы. Проект станции показал высокую надежность в предотвращении и ослаблении последствий тяжелых аварий. Вероятность тяжелого повреждения активной зоны и вероятность большого выброса за пределы защитной оболочки значительно ниже, нежели для существующих станций, находящихся в эксплуатации, несмотря на значительный консерватизм, принятый при построении моделей ВАБ. Предполагаемая доза окружающему пространству при условии реализации тяжелой аварии большого выброса продуктов деления надежно находится внутри целевых показателей, установленных для анализа.

4. Результаты

1. Начата разработка структуры и формирование базы данных по отказам оборудования.
2. Начата разработка модели наиболее опасной (запроектной) аварии с выбросом источников тепловых нейтронов с низкой плотностью потока.

5. Выводы

В дальнейшем необходимо:

1. Продолжить работу с базой данных по отказам оборудования.
2. Разработать расчетно-теоретическое обоснование конструкции нейтронного конвертера.
3. Разработать методику экспериментального исследования взаимодействия различных объектов с нейтронным излучением с низкой плотностью потока.
4. Провести экспериментальные исследования взаимодействия нейтронного излучения с низкой плотностью потока с различными объектами.

Благодарность

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научного проекта № 19-07-00445.

Библиографический список

- [1] Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций» (НП-001-15): [Нормы и правила НП-001-15: утверждены приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 17 декабря 2015 г. # 522]. - М., 2015. - 74 с.
- [2] Об утверждении типового паспорта безопасности опасного объекта: [приказ МЧС России № 506 от 4 ноября 2004 г.]. - М., 2004. - 1 с.
- [3] Паспорт безопасности критически важного (опасного) объекта Росатома: [приказ МЧС России № 506 от 4 ноября 2004 г.]. - М., 2006. - 9 с.
- [4] Казанский, Ю.А., Лебедев, А.Б. Кинетика ядерных реакторов: учебное пособие. - Обнинск: ИАТЭ, 1990. - 82 с.
- [5] Эксплуатация атомных станций: учебник для вузов / В.А. Острейковский. - М.: Энергоатомиздат, 1999. - 928 с.
- [6] Острейковский, В.А. Теория надежности: учебник для вузов / В.А. Острейковский. - М.: Высшая школа, 2003. - 462 с.
- [7] Статистические методы в теории надежности: учебное пособие / А.В. Антонов, М.С. Никулин. - М.: Абрис, 2012. - 390 с.
- [8] Гулина, О.М. Физико-статистические модели управления ресурсом оборудования второго контура атомных электростанций: диссертация на соискание ученой степени доктора технических наук: 05.14.03 / Гулина Ольга Михайловна. - М., 2009. - 344 с.
- [9] Swain, A.D. and Guttemann, H.E. Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications / A.D. Swain and H.E. Guttemann // NUREG/CR- 1278. United States Nuclear Regulatory Commission. - 1983. - 728 p.
- [10] Bixler, N., Haaker, R. Accident Consequence Analysis (P-301). / N. Bixler, R. Haaker // US NRC: Sandia National Laboratories, 2009. - 302 p.
- [11] Spitzer, C., Schmocker, U., Dang, V.N. Probabilistic Safety Assessment and Management: PSAM 7 - ESREL'04 (6 volume set). / C. Spitzer, U. Schmocker, V.N. Dang // Berlin: Springer, 2004. - 3728 p.
- [12] Sugarman, D. Proceedings of the Technical Committee Meeting to summarize the achievement of a five year study of impacts and risks of energy systems (methods and data). / D. Sugarman // IAEA-TC-733.7. Vienna: International Atomic Energy Agency, 2000. - 100 p.
- [13] Markandva, A. and Boyd, R. Valuing the human health effects of routine atmospheric releases from nuclear facilities. / A. Markandva and R. Boyd. // International Atomic Energy Agency, 1999. - 50 p.
- [14] Берберова М.А. Оценка показателей риска для вторых очередей Смоленской и Курской АЭС: диссертация на соискание ученой степени кандидата технических наук: 05.14.03 / Берберова Мария Александровна. - М., 2015. - 130 с.
- [15] M.A.Berberova, S.S.Zolotarev, «NPP risk assessments results dependence study on the composition of the population living around the NPP (on the example of Rostov and Kalinin NPP)», GraphiCon 2019 Computer Graphics and Vision. The 29th International Conference on Computer Graphics and Vision. Conference Proceedings (2019), Bryansk, Russia, September 23-26, 2019, Vol-2485, urn:nbn:de:0074-2485-1, ISSN 1613-0073, DOI: [10.30987/graphicon-2019-2-285-289](https://doi.org/10.30987/graphicon-2019-2-285-289), <http://ceur-ws.org/Vol-2485/paper66.pdf>, p. 285-289.
- [16] M.A.Berberova, K.I.Chernyavskii, «Comparative assessment of the NPP risk (on the example of Rostov and Kalinin NPP). Development of risk indicators atlas for Russian NPPs», GraphiCon 2019 Computer Graphics and Vision. The 29th International Conference on Computer Graphics and Vision. Conference Proceedings (2019), Bryansk, Russia, September 23-26, 2019, Vol-2485, urn:nbn:de:0074-2485-1, ISSN 1613-0073, DOI: [10.30987/graphicon-2019-2-290-294](https://doi.org/10.30987/graphicon-2019-2-290-294), <http://ceur-ws.org/Vol-2485/paper67.pdf>, p. 290-294.
- [17] Маринина, Д.А., Берберова, М.А. Оценка риска радиационного воздействия на население, проживающего вблизи рассматриваемой АЭС с реактором типа ВВЭР, с учетом возрастного состава / Д.А.Маринина, М.А.Берберова // Труды Международной научной конференции SCVRT2017. - Москва-Протвино: Изд. ИФТИ, 2017. - С.94-98.
- [18] Маринина, Д.А., Берберова, М.А. Исследование зависимости результатов оценок радиационного риска АЭС с реактором типа ВВЭР от состава населения, проживающего вокруг АЭС (на примере Ростовской и Калининской АЭС) / Д.А.Маринина, М.А.Берберова // Труды Международной научной конференции СРТ2018. - Москва-Протвино: Изд. ИФТИ, 2018. - С.255-263.
- [19] Component reliability data for use in Probabilistic Safety Assessment IAEA, Vienna, 1988 IAEA-TECDOC-478 ISSN 1011-4289 Printed by the IAEA in Austria October 1988.
- [20] [China's Sanmen 2 enters commercial operation - Nuclear Engineering International](http://www.neimagazine.com). www.neimagazine.com. Дата обращения 13 ноября 2018.
- [21] Level 2 PSA Methodology and severe accident management. Prepared by the CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP). Organization for economic co-operation and development, 1997, 234p.
- [22] Золотарева В.П., Золотарев О.В., Яшкова Н.В. Управление проектами. Учебно-методическое пособие // ООО "Стимул-СТ". - Нижний Новгород, 2016.
- [23] Золотарев О.В. Процессный подход к управлению в проектах внедрения корпоративных информационных систем. Вестник Российского нового университета. Серия: Сложные системы, модели, анализ и управление// - М.: РосНОУ, 2014. № 4. С. 89-92.