

АЭС С РБМК: АКЦЕНТЫ НА БУДУЩЕЕ

Антонов М.И., Калютик А.А., Карякин Ю.Е., Модестов В.С.
(ФГАОУ ВО СПбПУ, Санкт-Петербург, Россия),
Аржаев А.А., Аржаев А.И., Маханев В.О., Сиваков С.П.
(ООО «НПО «ДИАПРОК», Москва, Россия)

Согласно данным информационной системы PRIS (МАГАТЭ) суммарная выработка электроэнергии на АЭС с РБМК-1000 (без учета ЧАЭС и ИАЭС) и на АЭС с ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 достигла паритета только к 2017 году, что демонстрирует существенный вклад канальных реакторов большой мощности в обеспечение энергонеависимости СССР, а после 1991 года – России.

Доклад содержит предложения, касающиеся: (1) остановленных блоков АЭС с РБМК-1000; (2) блоков АЭС с РБМК-1000, эксплуатация которых будет продолжена в дальнейшем.

Для энергоблоков группы (1), с учетом оценок продолжительности работ по выводу из эксплуатации энергоблоков АЭС с РБМК на уровне 30 лет, представляется приоритетной задачей создание цифрового двойника (ЦД) каждого энергоблока для накопления информации по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования элементов, конструкций и систем. Для энергоблоков группы (2) разработку ЦД предлагается осуществлять с опережением, не дожидаясь окончательного останова.

На энергоблоках АЭС с РБМК группы (1) в процессе демонтажа вспомогательных систем трубопроводов предлагается выполнять оценку соответствия систем неразрушающего контроля (НК) согласно НП-084-15 (п. 6) путем слепых испытаний в условиях, максимально приближенных реальным (в частности, с учетом влияния окисной пленки со стороны внутренней поверхности на результаты НК).

Существенная модернизация, выполненная на энергоблоках АЭС с РБМК в процессе эксплуатации и в период продления сроков эксплуатации, позволила обеспечить уровень безопасности, соответствующий требованиям действующих федеральных норм и правил. Поэтому акцент при дальнейшей эксплуатации энергоблоков группы (2) должен быть сделан на поддержании высоких показателей готовности и исключении внезапных отказов вследствие старения элементов контура теплоносителя реактора и неотсекаемых участков присоединенных систем.

Одним из возможных источников скрытых отказов АЭС с РБМК остаются трубопроводы Ду300, прошедшие обработку по технологии обжигания, для которых отсутствуют результаты оценки соответствия систем НК состояния металла согласно требованиям НП-084-15. Случаи повреждений сварных соединений Ду100 приварки трубопроводов ПВК к патрубкам сепараторов пара по механизму коррозионного растрескивания под напряжением (вслед за трубопроводами Ду300, Ду200 и Ду150) могут потребовать выработки и применения специальных долгосрочных контрмер (например, высокотемпературной термической обработки). Специфика механизмов старения, характерных для части трубопроводов КМПЦ и вспомогательных систем АЭС с РБМК, не согласуется с положениями концепции «течь перед разрушением», поэтому актуально применение нормативно-методических подходов, соответствующих определению термина целостность в ГОСТ Р 58328-2018.

Введение

Будущее корнями уходит в предысторию: прошлое и настоящее.

Срок в более, чем 50 лет с момента ввода в эксплуатацию блока №1 ЛАЭС с реактором РБМК-1000, и в более, чем 30 лет с момента ввода в эксплуатацию последнего блока с РБМК-1000 – блока №3 САЭС, позволяет рассмотреть «жизненный цикл» российских атомных электростанций (АЭС) с РБМК, введенных в эксплуатацию еще в СССР, и возможные сценарии будущего.

1. Первые тридцать лет РБМК

Прародительницей канального направления в гражданском реакторостроении СССР является введенная в эксплуатацию в 1954 году первая в мире АЭС в г. Обнинск [1].

15 апреля 1966 года министр Минсредмаша Е.П. Славский подписал задание на проектирование Ленинградской АЭС [2].

В постановлении Совета Министров СССР о строительстве первой очереди ЛАЭС была определена организационная структура и кооперация предприятий для разработки проекта и сооружения АЭС:

- научный руководитель – А.П. Александров (ИАЭ им. И. В. Курчатова);
- генеральный проектировщик – А.И. Гутов (ВНИПИЭТ);
- главный конструктор реакторной установки – Н.А. Доллежал (НИКИЭТ);
- главный конструктор турбоустановки – Ю.Ф. Косяк (ХТГЗ).

Технический проект реактора РБМК-1000, представленный НИКИЭТ, не имел аналогов в мире. В его основу были положены идеи и опыт эксплуатации первой в мире АЭС в Обнинске, реакторов АМБ Белоярской АЭС. При выборе типа реактора принимались во внимание следующие соображения: большой опыт конструирования и эксплуатации подобных реакторов, отсутствие специфических и новых технологических процессов, возможность создания реактора любого размера, простота оперативной замены потерявших герметичность топливных сборок и др.

На рис. 1 приведены данные по вводу установленных мощностей на АЭС, сооруженных в СССР (до 1992 года) и в России, которые отражают существенные достижения направления канальных реакторов:

- 1973 год – первое подключение к сети блока мощностью 1000 кВт (эл.) на Ленинградской АЭС (блок №1);
- 1983 год – первое подключение к сети блока мощностью 1500 кВт (эл.) на Игналинской АЭС (блок №1), самого мощного в мире.

На момент ввода в эксплуатацию в 1980 году первенца ВВЭР-1000 – блока №5 Нововоронежской АЭС – в эксплуатации уже находились пять энергоблоков с РБМК-1000 на Ленинградской (№ 1–3) и Курской (№ 1–2) АЭС.

Ввиду полувекового соревнования двух отечественных технологий РБМК и ВВЭР интересно сопоставление результатов по электрогенерации на АЭС, расположенных на территории Российской Федерации, за период с 1972 по 2022 годы. Выработка электроэнергии нарастающим итогом представлена на рис. 2 (сведения приняты по данным информационной системы МАГАТЭ PRIS [3]). Как видно из рис. 2, несмотря на то, что после 1990 года не было введено в эксплуатацию ни одного нового блока АЭС с РБМК, суммарные объемы выработки электроэнергии на АЭС России с реакторами РБМК и ВВЭР (в первую очередь, ВВЭР-440/1000) сравнялись только в районе 2017–2018 гг.

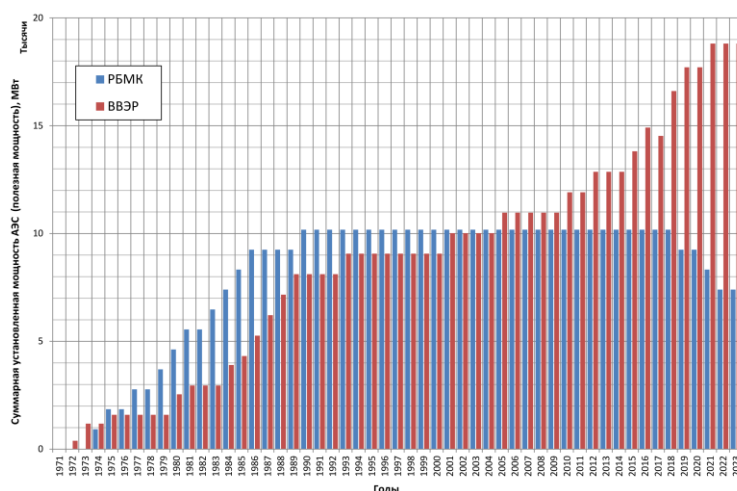


Рис.1. Темпы ввода в эксплуатацию АЭС на территории Российской Федерации

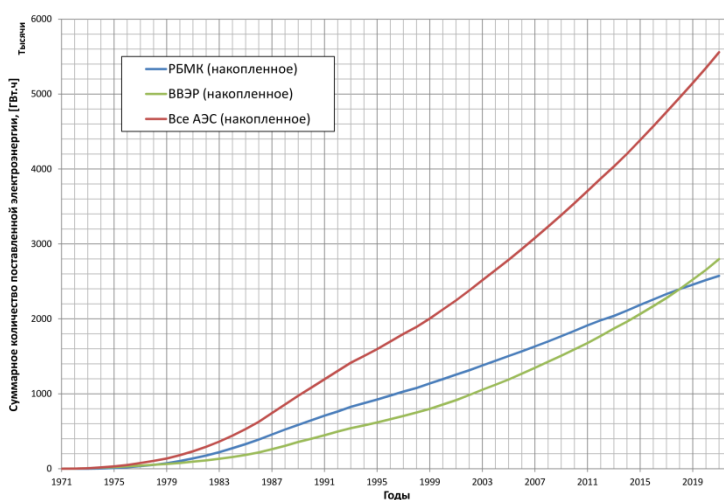


Рис.2. Показатели выработки электроэнергии на АЭС с РБМК и ВВЭР

Успехи в развитии большой атомной энергетики в СССР были достигнуты, в том числе, благодаря разработке в 1972–1973 годах под руководством НИКИЭТ комплекса необходимых нормативных документов для узлов и конструкций атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок [4–7].

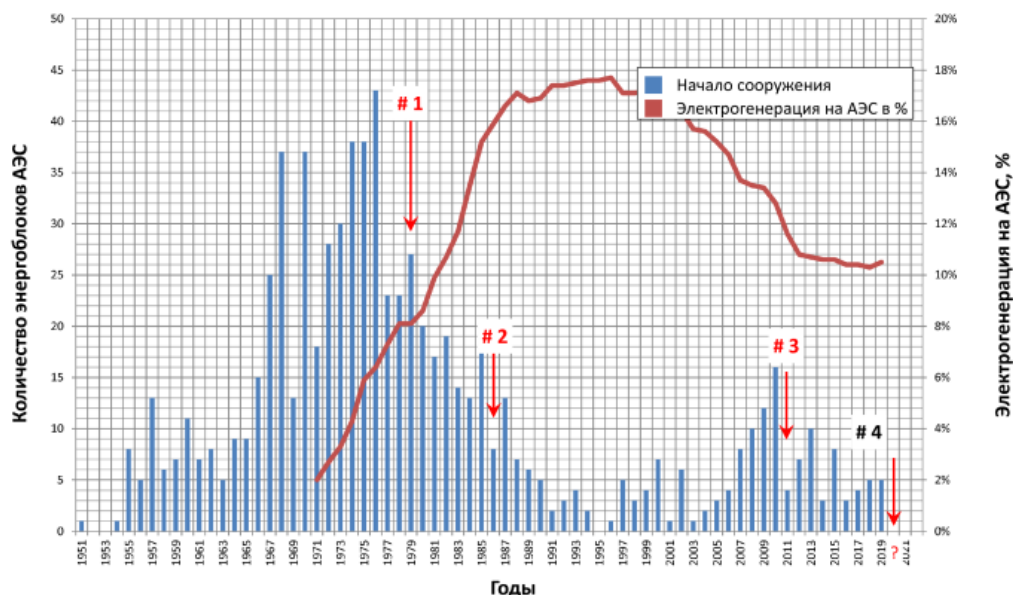
Прогнозирование развития атомной энергетики (АЭ) в СССР [8] было неразрывно связано с проведением большого количества методических и экспериментальных работ в обеспечение безопасности ответственного оборудования и трубопроводов АЭС [9–10].

Передача ядерных технологий по реакторам ВВЭР-440 из СССР в страны СЭВ и СФРЮ способствовала созданию и развитию в них национальной АЭ на общей нормативно-технической базе. В нее входили нормативно-технические документы стран-членов СЭВ и СФРЮ в области АЭ, которые устанавливали единые нормы и требования на проектирование, строительство, монтаж и эксплуатацию АЭС с водородными энергетическими реакторами, включая требования на производство и эксплуатацию энергетического оборудования. На документы СЭВ и СФРЮ по расчетам на прочность оборудования и трубопроводов АЭС дана ссылка в совместной публикации специалистов СССР и ЧССР [11], что подтверждает их практическое применение и взаимоприемлемость для сотрудничающих сторон. Указанное обстоятельство является важным для понимания значения документа ПНАЭ Г-7-002-86 [12], наследующего лучшие практики документов стран-членов СЭВ и СФРЮ, имеющего международное признание (подтверждено включением его во все контракты по сооружению АЭС за рубежом по российским проектам) и сохраняющего актуальность до настоящего

времени согласно Приказу Ростехнадзора о введении в действие Перечня П-01-01-2021 [13].

Методология прочностного обоснования оборудования и трубопроводов имеет крайне важное значение для АЭС с реакторами РБМК всех поколений в связи с тем, что они не имеют герметичного ограждения зоны локализации аварии.

Авария на блоке №4 ЧАЭС (26.04.1986) привела к существенному снижению темпов развития АЭ не только в СССР, но и в мире, рис. 3 [14].



1 – 1979 г., АЭС «Три Майл Айленд-2» (США): сооружение 38 энергоблоков АЭС, начатое до 1979 г., было прекращено в США, а сооружение 4 новых блоков АЭС было начато только в 2013 г. [15]; **# 2** – 1986 г., Чернобыльская АЭС, блок №4 (СССР) [16]; **# 3** – 2011 г., АЭС «Фукусима-1» (Япония) [17]; **# 4** – 2020 г., экологическая катастрофа в г. Норильск (РФ), как предупреждение для ЯЭ РФ [18]

Рис.3. Влияние аварий на долю генерации электроэнергии на АЭС

После аварии на блоке №4 ЧАЭС международной консультативной группой по ядерной безопасности при Генеральном директоре МАГАТЭ была выпущена серия документов по совершенствованию безопасности АЭС, включая два представительных отчета по анализу обстоятельств аварии [19–20].

В 1988 году в документе МАГАТЭ ИНСАГ-3 [21] были сформулированы два основополагающих принципа, обеспечивающих безопасную эксплуатацию АЭС:

- культура безопасности,
- глубокоэшелонированная защита (ГЭЗ),

которые на национальном уровне были включены в документы Ростехнадзора [22] и сохраняются по настоящее время [23].

Скрытые дефициты технического характера РБМК были успешно идентифицированы и устранены в ходе модернизации на энергоблоках действующих АЭС с РБМК-1000 совместными усилиями организаций научно-технической поддержки и эксплуатирующей организации.

Культура безопасности предполагает формирование внутренней потребности сотрудников эксплуатирующей организации в полной мере выполнить обязательные требования по безопасности, например, установленные действующими в отрасли федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии (ФНП) согласно федеральному закону №170-ФЗ (Статья 6) [24], что представляется принципиально важным для всех блоков АЭС России.

При подготовке к продлению сроков эксплуатации (ПСЭ) блоков первого поколения АЭС с РБМК было учтено состояние работ по обоснованию и обеспечению

прочности ответственных элементов [25], а также приняты во внимание рекомендации документа МАГАТЭ [26].

С середины 1990-х годов специалистами НИКИЭТ была предложена разработка и применение на АЭС систем мониторинга фактических условий эксплуатации и усовершенствованных методик неразрушающего контроля (НК) состояния металла оборудования и трубопроводов [27–29].

Важными этапами обоснования безопасности АЭС с РБМК стали:

- совещание МАГАТЭ по применению концепции «течь перед разрушением» (ТПР) на АЭС с РБМК в 1995 году [30];
- международный проект по программе ТАСИС R2.31/94 (1996–1998 гг.) по применению концепции ТПР к трубопроводам Ду800 контура теплоносителя реактора РБМК блока №3 САЭС; итоги проекта доложены в 2002 году [31].

Определенным вызовом для всех АЭС с РБМК (включая ЧАЭС и ИАЭС) стали повреждения сварных соединений трубопроводов Ду300 КМПЦ и присоединенных систем по механизму межкристаллитного коррозионного растрескивания под напряжением (МКРПН), выявленные в конце 1996 года на блоке №3 ЛАЭС при штатном НК по унифицированной методике [32].

Силами специалистов МЦЯБ и ИЦД АЭС НИКИЭТ в сжатые сроки был выпущен отчет с обобщением опыта борьбы с повреждениями по механизму МКРПН на АЭС США в 1970–1980-х годах [33], который был передан в НИКИЭТ и направлен на все АЭС с РБМК.

Для уверенного выявления повреждений по механизму МКРПН оперативно были разработаны специализированные методики ультразвукового контроля (УЗК). Блок №1 Курской АЭС стал первым энергоблоком с РБМК-1000, на котором уже во второй половине 1997 года была применена новая методика УЗК [34].

Со стороны МАГАТЭ эффективному решению проблемы повреждений трубопроводов Ду300 на АЭС с РБМК помогли: (1) обмен мнениями на совещании 1998 года в г. Славутич (Украина) [35] и (2) двухгодичная внебюджетная программа МАГАТЭ 2000–2002 гг. [36].

Для проведения в отрасли работ по ПСЭ блоков АЭС был разработан и введен в действие в 2000 году документ уровня ФНП [37]. В том же году был выпущен первый в отрасли отчет по углубленной оценке безопасности для блока №1 Курской АЭС с РБМК-1000, который в 2001–2002 гг. прошел экспертизу специалистов НТЦ ЯРБ и международную экспертизу.

Предложенные мероприятия по применению на блоках АЭС с РБМК систем прочностного и коррозионного мониторинга в рамках работ по ПСЭ реализованы не были. Вопросы совершенствования методик НК были решены в представительном объеме, включая разработку методического обеспечения работ по НК на АЭС [38–39].

На основе нормативного руководства Минатома России [40] по применению концепции ТПР для блока №1 ЛАЭС были разработаны и экспериментально обоснованы подходы по обеспечению целостности трубопроводов Ду300 теплоносителя реактора [41–42], не соответствующих по результатам скрининга жестким критериям применения концепции ТПР [40].

Организации–участники работ по ПСЭ блока №1 ЛАЭС представлены в [16].

Ростехнадзором были организованы экспертные оценки материалов в обоснование ПСЭ блока №1 ЛАЭС: по элементам реактора – под руководством НТЦ ЯРБ; по оборудованию и трубопроводам контура теплоносителя реактора и систем, важных для безопасности – под руководством Северо-Европейского межрегионального территориального управления по надзору за ядерной и радиационной безопасностью Ростехнадзора. В качестве экспертов по материалам ПСЭ элементов 1–3 классов

безопасности были привлечены специалисты Санкт-Петербургского государственного политехнического университета (СПбПУ).

В итоге, для первенца РБМК-1000 – энергоблока № 1 ЛАЭС – была получена лицензия Ростехнадзора на дополнительный срок эксплуатации (ДСЭ) три года (начиная с блока № 1 КуАЭС лицензии на ДСЭ энергоблока АЭС с РБМК-1000 уже получали на срок в 10 лет).

В год 50-летия первой в мире АЭС были проведены несколько важных мероприятий с участием зарубежных экспертов:

- Международный семинар «Ядерная энергетика – доверие, образование, развитие» – ЯДЕНО-2004 (Санкт-Петербург – Сосновый Бор, 11–14 мая 2004 г.);
- Международная конференция МАГАТЭ «50 лет атомной энергетике» (28 июня – 2 июля 2004 г., г. Обнинск, Россия);
- Международная научно-техническая конференция «КАНАЛЬНЫЕ РЕАКТОРЫ: ПРОБЛЕМЫ И РЕШЕНИЯ» (г. Москва, 19–20 октября 2004 г., г. Курчатов, 21–22 октября 2004 г.) – МНТК-2004.

В докладах, представленных на указанных мероприятиях, канальное направление рассматривалось как перспективная реакторная технология на будущее.

В докладе [43] на МНТК-2004 была предложена концепция АЭС с канальным ядерным реактором со сверхкритическим давлением теплоносителя (КР-СКД). Концепция базируется, в основном, на отработанных технологиях и технических решениях в рамках традиционного уран-плутониевого топливного цикла.

В заключительно части доклада [43] были отмечены технические достоинства, которые имеют канальные реакторы и которые на 2004 год были подтверждены более чем 55-летним опытом разработки и эксплуатации реакторов этого типа, а также успехами в производстве электроэнергии (рис. 2):

1. Дезинтегрированность конструкции.
2. Непрерывная перегрузка топлива.
3. Наличие аккумулятора тепла в активной зоне (графитовая кладка).
4. Высокий уровень естественной циркуляции теплоносителя.
5. Возможность получения требуемых нейтронно-физических характеристик активной зоны.
6. Гибкость топливного цикла.
7. Возможность наработки широкого спектра изотопов.

В докладе от РНЦ «Курчатовский институт» [38] были рассмотрены различные сценарии развития АЭ на период до 2050 года. Среди них интересен сценарий диверсифицированного развития на перспективу до 2050 года (рис. 4).

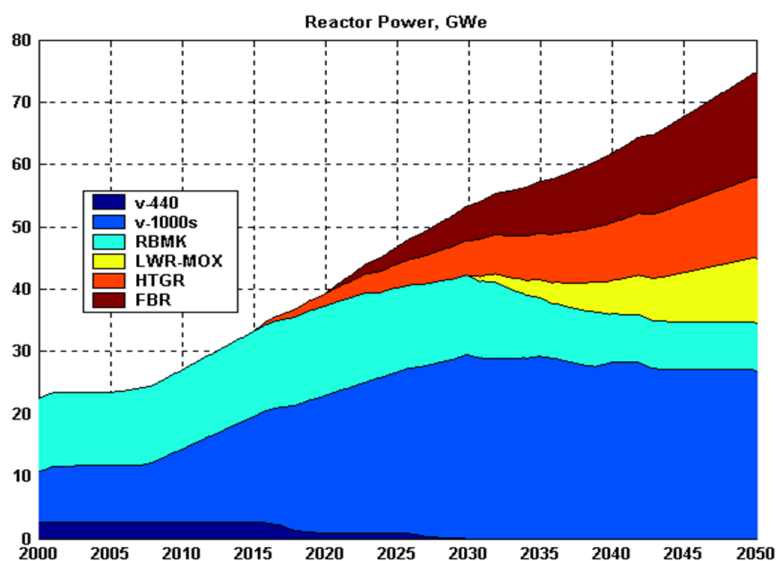


Рис.4. Сценарий диверсифицированного развития АЭ России на перспективу до 2050 года (блоки АЭС с реакторами: ВВЭР-440 (v-440); ВВЭР-1000 (v-1000s); РБМК (RMBK); легководного типа на MOX-топливе (LWR-MOX); высокотемпературными газовыми (HTGR); на быстрых нейтронах (FBR))

В докладе [45] были отмечены планы ввода в эксплуатацию блока №5 Курской АЭС в 2006 году.

Результаты обоснования возможности ПСЭ блока №1 ЛАЭС, в том числе и по таким критическим элементам как графитовая кладка и металлоконструкции реактора, были представлены в докладах [46–48]. Дополнительно возможности дальнейшей эксплуатации критических элементов РБМК были подтверждены в работах [49–50].

Предложения в докладе [51] Института ядерной энергетики – филиала СПбПУ – о строительстве в Северо-Западном регионе России завода по производству водорода с помощью электролизеров в часы «провала» потребления электрической энергии в ночное время (экономическое обоснование выполнил «Энергосетьпроект») является актуальным и в настоящее время.

Реализации этого предложения в ближайшей перспективе может способствовать повторное продление срока эксплуатации энергоблоков №3 и №4 ЛАЭС с реакторами РБМК, дополняющее дальнейшее развитие мощностей Ленинградской АЭС за счет сооружения энергоблоков второй очереди ЛАЭС-2 с реакторами ВВЭР-1200.

В заключение раздела 1 следует отметить, что разумный прагматизм Министерства среднего машиностроения СССР необходим и в 2023 году при планировании стратегических задач по развитию атомной отрасли Российской Федерации на перспективу до 2050–2100 гг.

2. От борьбы с повреждениями к опыту МАГАТЭ по управлению старением

Создатели АЭ СССР, а затем и России всегда принимали во внимание опыт эксплуатации зарубежных АЭС.

В процессе эксплуатации первых поколений АЭС были отмечены многочисленные повреждения оборудования и трубопроводов [52–53]. Сведения по отказам были представлены, в том числе в отчетах Комиссии по ядерному регулированию США [54–55].

Для их изучения и разработки технологий выявления повреждений на ранних стадиях развития были организованы многочисленные исследовательские программы.

Уже с 1967 года в США стартовала программа исследований по технологиям толстостенных стальных конструкций (Heavy Section Steel Technology или HSST) [56] и изучение последствий облучения были одной из основных тем исследования.

В 1989 году задача воздействия облучения по программе HSST была выделена в отдельную программу изучения влияния облучения на толстостенные стальные конструкции (Heavy Section Steel Irradiation или HSSI), и все серии облучения стали именоваться сериями программ HSSI [57].

В период 1974–1994 гг. были также выполнены три программы по изучению методов контроля стальных компонентов (Programs of Inspection of Steel Components PISC), направленные на выявление недостатков и повышение эффективности НК: PISC I (1974–1980 гг. [58]); PISC II (1981–1987 гг. [59]); PISC III 1988–1991 гг. [60], итоговое совещание по программе PISC III состоялось в 1994 году). Продолжением работ после совещания стали три сетевых проекта:

- Европейская сеть по оценке и исследованиям старения материалов – The European Network on «Ageing Materials Evaluation and Studies» (AMES);
- Сеть для оценки элементов конструкций – The Network for Evaluation of Structural Components (NESC);
- Европейская сеть по квалификации инспекций – European Network on Inspection Qualification (ENIQ).

Начиная с 1990 года МАГАТЭ инициировало систематическую работу по обмену информацией среди стран-участниц по вопросам старения конструкций, систем и элементов АЭС для выработки общих подходов по управлению старением [61–62].

Широкому обмену информацией по практикам учета старения в разных странах в этот период времени способствовали инициативы НИКИЭТ, поддержанные ИМАШ РАН. По инициативе НИКИЭТ и при поддержке Министерства РФ по атомной энергии был создан Международный центр по ядерной безопасности, который сыграл важную роль в развитии международного сотрудничества по вопросам безопасности АЭС. Результаты этого сотрудничества были использованы для повышения безопасности АЭС с РБМК и ВВЭР.

В дальнейшем была разработана концепция по управлению сроком службы АЭС России [63–64], положения которой легли в основу работ по продлению сроков эксплуатации энергоблоков первого поколения с реакторами ВВЭР-440/230, РБМК-1000, ЭГП-6.

Первые результаты подготовки к ПСЭ российских АЭС были доложены от эксплуатирующей организации Концерн «Росэнергоатом», ВНИИАЭС, НИКИЭТ и другими на симпозиуме МАГАТЭ по управлению сроком службы АЭС [65].

3. Успехи в работах по ПСЭ АЭС с РБМК-1000

Техническое состояние графитовой кладки реактора РБМК определяет возможность ПСЭ блока АЭС с РБМК.

В 1999 году на блоке №3 ЛАЭС было проведено извлечение графитовой колонны для исследований свойств графита в обеспечение ПСЭ [66]. Полученные результаты показали возможности частичного восстановления графитовой кладки, что могло позволить снять ее с критического пути при реализации мероприятий по ПСЭ.

В 2012–2013 годах вопрос о формоизменении графитовой кладки на блоках АЭС с РБМК и необходимости проведения восстановительных работ стал особенно актуальным.

На всех блоках АЭС с РБМК с зафиксированным формоизменением выполняются процедуры по восстановлению работоспособности графитовой кладки по технологии, представленной в докладе [67]. Разработанная технология и возможность поэтапного

проведения работ по восстановлению работоспособности графитовой кладки позволят обеспечить безопасную эксплуатацию энергоблоков с РБМК и в будущем.

В рамках работ по ПСЭ энергоблоков АЭС с РБМК-1000 применялись усовершенствованные методики НК для контроля состояния металла крупногабаритных элементов КМПЦ: сепараторов пара, коллекторов Ду900 и трубопроводов Ду800.

С 1996 года на АЭС с РБМК-1000 стали применяться системы НК серии «Авгур», разработанные НПЦ «ЭХО+», которые позволяли оценивать геометрические размеры дефектной области по толщине стенки и в осевом или окружном направлениях. В дальнейшем указанные системы НК были доработаны для применения на трубопроводах Ду300 КМПЦ с повреждениями МКРПН.

Несколько методик ручного и полуавтоматизированного УЗК сварных соединений Ду300 были разработаны в ГУП ИЦД НИКИЭТ.

По требованию Ростехнадзора в 2005–2006 гг. были проведены работы под руководством ГУП ИЦД НИКИЭТ по оценке эффективности применения методик УЗК сварных соединений Ду300 специалистами АЭС с РБМК на базе документов [38–39].

Представительная оценка достоверности НК элементов КМПЦ РБМК стала весомым аргументом для подтверждения целостности третьего барьера безопасности реакторной установки в рамках концепции ТПР.

НИКИЭТ и ЦНИИ КМ «Прометей» были разработаны технологические процессы высокотемпературной термообработки (ВТТО) сварных соединений Ду300 (включая сварные соединения приварки донышек РГК), которая согласно рекомендациям Комиссии по ядерному регулированию США [33] отнесена к мерам долгосрочного характера, кардинально снижающим склонность металла сварных соединений и околосшовной зоны к повреждениям по механизму МКРПН.

Технология ремонта сварных соединений Ду300 методом инженерной наплавки была разработана ГУП ИЦД НИКИЭТ, аттестована и применена на нескольких энергоблоках АЭС с РБМК для ремонта сварных соединений, имевших зафиксированные при УЗК несплошности.

Еще одна технология снижения склонности сварных соединений Ду300 к повреждениям МКРПН за счет обжата по наружной поверхности (Mechanical Stress Improvement Process – MSIP) была в 2002–2003 годах разработана ВНИИАЭС и НИКИЭТ. Ее применение на АЭС с РБМК стало наиболее массовым, однако по рекомендациям Комиссии по ядерному регулированию США [33] она отнесена к краткосрочным мерам против МКРПН. Отмечено снижение сигнала от дефекта в сварном соединении после применения технологии MSIP, что ограничивает ее применение, например, для сварных соединений Ду300 с односторонним доступом для УЗК.

Все блоки АЭС с РБМК оснащены эффективными системами контроля течей с учетом требований концепции ТПР [68].

Описанный комплекс исследований и технологий позволил сформировать устойчивую систему поддержки ГЭЗ, включающую (1) материаловедение; (2) прочность и механика разрушения; (3) эффективный НК; (4) технологии, для предотвращения повреждений ответственного оборудования и трубопроводов реакторной установки РБМК и обеспечения безопасной эксплуатации, в том числе и в период ДСЭ.

4. Новые вызовы для РБМК с учетом ужесточения нормативных требований

Появление в 2015–2018 годах новых нормативных требований в ФНП Ростехнадзора [23, 69–72] практически совпало по времени с завершением периода ПСЭ энергоблоков АЭС с РБМК, последним из которых был блок №3 САЭС.

Необходимо обеспечить выполнение новых нормативных требований для обеспечения эффективности ГЭЗ на блоках АЭС с РБМК в период дополнительного срока эксплуатации.

4.1. Учет старения для элементов третьего барьера безопасности АЭС

Повреждения по механизму МКРПН на трубопроводах Ду200, Ду150 на блоках АЭС с РБМК пока не носят массовый характер.

Однако информация о случаях повреждений МКРПН сварных соединений Ду100 приварки пароводяных коммуникаций (ПВК) реактора к патрубкам сепараторов пара требует срочного анализа и реализации компенсирующих мер долгосрочного действия [33]. Количество таких сварных соединений равно количеству технологических каналов РБМК, что резко увеличивает количество зон, склонных к повреждениям МКРПН, на каждом действующем энергоблоке. Наиболее эффективным способом снижения склонности металла к повреждениям по механизму МКРПН является проведение ВТТО (при 1050°C или 900-30°C) сварных соединений Ду100. Особенности разводки ПВК таковы, что можно избежать нагрузок на зону ВТТО от веса самих трубопроводов за счет установки скользящих опор на горизонтальных участках ПВК.

Если подобные меры не будут своевременно приняты, то может сложиться ситуация, наблюдаемая в настоящее время на АЭС Франции, когда АЭ из-за массовых повреждений трубопроводов с оценкой последствий, равной нулю по шкале ИНЕС, перестает быть надежным источником электроснабжения потребителей [73].

В процессе длительной эксплуатации АЭС с РБМК-1000 важно иметь, согласно пункту 1.2.18 [12], представительные данные о влиянии теплоносителя реактора и других рабочих сред на изменение характеристик прочности, в том числе на показатели сопротивления конструкционных материалов малоцикловой усталости. Однако рекомендации, приведенные в Приложении Д национального стандарта [74], получены лишь путем голосования в рабочей группе комитета по стандартизации ТК322 без рассмотрения результатов экспериментальных исследований.

Проблема учета старения элементов АЭС при продлении сроков эксплуатации является отраслевой. Требования федерального закона N170-ФЗ (Статья 26.1) [24] и требования НП-001-15 (пункт 4.1.17) [23] об учете старения элементов АЭС не обеспечены документами по стандартизации и (или) руководствами по безопасности, содержащими описание характерных особенностей механизмов старения элементов АЭС (включая оборудование и трубопроводы, строительные конструкции и пр.), а также конкретные зависимости в виде формул для прогнозирования интенсивности повреждений.

Термин «оборудование» в НП-096-15 [69] «выворачивает наизнанку» термин «элемент» из НП-001-15 [23]: «Оборудование – элементы блока АС, отнесенные разработчиками проектов АС и РУ в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии к 1, 2 и 3 классам безопасности по степени влияния на безопасность», что, во-первых, нарушает иерархию документов, устанавливающих требования по безопасности АЭС, а, во-вторых, вносит путаницу при организации работ на АЭС и при оказании им услуг другими организациями.

Термин «управление ресурсом» в НП-096-15 [69] определен как: «комплекс организационно-технических мероприятий, направленных на сохранение или уменьшение темпов выработки ресурса оборудования и трубопроводов в процессе их эксплуатации», то есть не содержит прямой связи с термином «учет старения», который, используется в федеральном законе «Об использовании атомной энергии» N 170-ФЗ (Статья 26.1) с 2011 года и в НП-001-15.

В документе НП-096-15 [69] введены новые термины, например, «ресурсные характеристики». Этот термин не применяется в науке о надежности, а также отсутствует в национальных и межгосударственных стандартах по надежности с 1989 года по настоящее время [75–77]. В документе [37] формулировка пункта 4.5 в разделе «4. Критерии возможности эксплуатации блока АС в период дополнительного срока эксплуатации» содержит общепризнанные термины: «4.5. Должно выполняться управление надежностью (ресурсом) оборудования, зданий, сооружений и строительных конструкций блока АС, для чего должна быть разработана и выполняться программа – управления ресурсом этих элементов».

Очередной пересмотр НП-096-15 [69] включен в планы Ростехнадзора на 2024 год [78]. Предлагается в указанный срок привести терминологию, используемую в документе НП-096-15 [69], в соответствие с НП-001-15 [23], а также дополнительно включить в него формулировки из норм МАГАТЭ по безопасности [79–80] в части управления старением элементов АЭС, о чем упомянуто в Национальном докладе Российской Федерации [81].

4.2. Повышение достоверности НК элементов третьего барьера безопасности

Новым требованием по проведению НК оборудования и трубопроводов АЭС в НП-084-15 [71] стал пункт 61: «Системы неразрушающего контроля (средства контроля, методики контроля, персонал, выполняющий контроль) подлежат оценке соответствия». Расшифровка в скобках включила в термин «система контроля» также персонал, выполняющий контроль. Таким образом, произошел поворот в сторону оценки соответствия не только средств контроля и методик контроля (которую проводили согласно документам [38–39]), но и системы контроля как триединой сущности.

Порядок оценки соответствия продукции для АЭС определен в Положении, введенном в действие Постановлением Правительства Российской Федерации N544 [82]. В ходе его реализации был выпущен документ НП-071-18 [72], а также национальный стандарт по оценке соответствия систем НК в форме аттестационных испытаний (ГОСТ Р 50.04.07-2018 [83]). Для оценки компетентности персонала, выполняющего разрушающий и неразрушающий контроль состояния металла оборудования и трубопроводов, был разработан отдельный национальный стандарт (ГОСТ Р 50.05.11-2018 [84]).

В декабре 2017 года (в период разработки будущего ГОСТ Р [83]) письмами СПбПУ был направлен в Госкорпорацию «Росатом», Ростехнадзор и в АО «Концерн Росэнергоатом» инициативный научно-технический отчет [85] с предложениями по созданию в России органа по оценке соответствия систем НК со статусом третьей стороны.

Национальным стандартом ГОСТ Р 59267-2020 [86] функции оценки соответствия систем НК возложены на головные материаловедческие организации (ГМО), перечень которых опубликован на сайте Госкорпорации «Росатом». Многие ГМО указанного перечня имеют лицензии на разработку средств и методик НК, их разработки применяют на АЭС России, поэтому для таких ГМО получить статус третьей стороны при оценке соответствия систем НК не представляется возможным.

Задача создания независимого органа по оценке соответствия систем НК со статусом третьей стороны представляется по-прежнему актуальной с учетом международного бизнеса Госкорпорации «Росатом» по сооружению АЭС за рубежом. Наличие независимого органа по оценке соответствия систем НК в России может способствовать поставкам российской продукции (средств и методик НК) на АЭС, сооружаемые за рубежом, с проведением аттестационных испытаний персонала

заказчика в указанном органе (с допуском зарубежных представителей в качестве наблюдателей).

В настоящее время, приходится констатировать, что требование пункта 61 НП-084-15 [69] так и не выполнено в атомной отрасли России: ни на одной АЭС не применяются системы НК (рассматриваемые как средства контроля, методики контроля, персонал, выполняющий контроль), прошедшие оценку соответствия согласно ГОСТ Р 50.04.07, который введен в действие уже в новой редакции в 2022 году.

Декларативный характер показателей достоверности НК, выполняемого в настоящее время на АЭС РФ, не позволяет подтвердить соответствие ГЭЗ современным требованиям Ростехнадзора на всех АЭС России: ни на действующих АЭС с РБМК и ВВЭР-440/1000, ни на новых энергоблоках серии «АЭС-2006» с реакторами ВВЭР-1200.

4.3. О дефицитах при применении концепции ТПР на АЭС с РБМК

В пункте 3.3.3 НП-001-15 [17] установлено новое требование: «В проекте АС для контура теплоносителя реактора должна применяться концепция "течь перед разрушением". Должны быть предусмотрены технические средства и организационные меры, обеспечивающие своевременное обнаружение в трубопроводах контура теплоносителя реактора сквозной трещины и перевод РУ в безопасное состояние до достижения трещиной критических размеров. Отступления от требований данного пункта должны быть обоснованы в проекте АС».

С учетом использованного термина «контур теплоносителя реактора» в область применения концепции ТПР попали как трубопроводы, так и входящее в их состав корпусное оборудование (сосуды, корпуса главных циркуляционных насосов, корпуса арматуры), для которого применяются иные методические подходы обоснования конструкционной целостности (Structural Integrity).

Также возникают сомнения в обоснованности применения классической концепции ТПР [40] к трубопроводам, имеющим потенциальную склонность к повреждениям по механизмам МКРПН, эрозионно-коррозионного износа (ЭКИ). Поэтому в работах в обеспечение ПСЭ энергоблоков АЭС с РБМК-1000 были применены два подхода: ТПР согласно [40] и «исключение разрывов» (ИР) согласно [41] (например, для трубопроводов Ду300 КМПЦ).

С учетом материалов международного семинара по применению концепции ТПР [87], состоявшегося более 25 лет назад, и материалов отчета рабочей группы представителей регулирующих органов стран европейского сообщества [88], конструкционная целостность трубопроводов и корпусов оборудования может быть обоснована с применением трех методических подходов:

- концепции ТПР согласно [40] в России или [89] в США;
- концепции «Break Preclusion» (BP): последняя редакция соответствующего стандарта выпущена в Германии в 2014 году [90] (перевод с немецкого языка наименования оригинала указанного документа означает «исключение разрывов»);
- концепция «низкой вероятности разрушения» («Low Break Probability»).

Согласно данной классификации документ [41] должен рассматриваться как документ концепции «низкой вероятности разрушения».

Стандарт [90] содержит разделы, устанавливающие порядок применения концепции BP к (1) трубопроводам, (2) сосудам и (3) корпусам насосов и трубопроводной арматуры, что делает его наиболее универсальным. В схеме анализа в качестве положительных результатов определены следующие опции:

- «Целостность обоснована. Течи нет»;
- «Случай ТПР обоснован»;

- «Целостность гарантирована. Течи нет».

Плакировка трубопроводов Ду800 КМПЦ препятствует фактическому появлению сквозных протечек с фиксацией системой контроля течи (СКТ), но в рамках анализа по концепции ВР в обязательном порядке проводится анализ подрастания постулированного дефекта сквозь всю толщину стенки для демонстрации принципа «течь перед разрушением».

Термин «целостность» был включен в ГОСТ Р 58328-2018 [91] в формулировке, согласованной по смыслу с формулировкой в [90].

Контур теплоносителя реактора РБМК включает плакированные трубопроводы Ду800, аустенитные трубопроводы Ду300 (склонные к повреждению МКРПН в зонах сварных соединений), неотсекаемые участки неплакированных трубопроводов питательной воды (потенциально склонные к повреждению ЭКИ) и паропроводов, плакированные корпуса оборудования (сепараторы пара, коллекторы Ду900, ГЦН), а также корпуса трубопроводной арматуры (частично не имеющие плакировки). Представляется, что оптимальный методический вариант обоснования целостности такой системы – это применение документа типа стандарта [90] в сочетании с уже опробованным документом типа [41]. В этом случае требования к СКТ рекомендуется устанавливать по результатам применения концепции ТПР к неплакированным паропроводам, а также к трубопроводам питательной воды (в случае выполнения требований, обеспечивающих контролируемую эксплуатацию, за счет усиленного НК и предупредительного ремонта).

Отсутствие на блоках АЭС РФ эффективного НК трубопроводов и оборудования, отвечающего требованиям НП-084-15 [63], создает существенный дефицит в применении концепции ТПР согласно ГОСТ Р 58328-2018 [91], в котором подтверждена обязательность учета требований всех ФНП и в том числе НП-084-15 [63].

В 2018 году (в период разработки будущего ГОСТ Р [91]) в адреса всех организации разработчиков проектов реакторных установок и проектов блоков АЭС, ГМО (АО «ВНИИАЭС», АО «НПО «ЦНИИТМАШ», ЦНИИ КМ «Прометей»), а также в Госкорпорацию «Росатом» был направлен инициативный научно-технический отчет [92] с конкретными предложениями по учету многообразия методических подходов обеспечения конструкционной целостности.

Предложения отчета [92] не были приняты во внимание при разработке ГОСТ Р [93], но их правоту подтвердила экспертиза в НТЦ ЯРБ обосновывающих документов по блоку №3 САЭС в части применения концепции ТПР: в экспертном заключении [93] даны замечания о несоответствии трубопроводов Ду300, потенциально подверженных МКРПН, критериям концепции ТПР.

Предложения по учету особенностей элементов контура теплоносителя реактора при обосновании их целостности представлены в докладах [94–95]. Эти предложения могут быть полезны для обеспечения дальнейшей эксплуатации АЭС с РБМК при обязательном устранении дефицитов в организации НК: с привлечением систем НК (в составе согласно п.61 НП-084-15 [63]), прошедших оценку соответствия в форме аттестационных испытаний по НП-071-18 и ГОСТ Р 50.04.07-2022.

5. Необходимость переоценки роли канального направления в АЭ РФ

Экономические аспекты развития АЭ, на которые было обращено внимание руководства отрасли в 2018 году [96], должны, спустя пять лет, учитывать реалии на середину 2023 года и перспективы энергообеспечения новых регионов, вошедших в состав Российской Федерации.

Целесообразно принять во внимание ситуацию в Германии, где после аварии на АЭС «Фукусима-1» в 2011 году (рис. 3) было принято решение об окончательном

останове всех энергоблоков АЭС к 2023 году. Попытка властей страны сохранить генерацию на трех блоках АЭС, подлежащих останову в конце 2022 года, столкнулась с такими проблемами, как необходимость восстановления системы подготовки и аттестации эксплуатационного и ремонтного персонала (которая перестала функционировать), трудности материально-технического обеспечения запчастями (производство которых не было предусмотрено в планах работ). По оценкам экспертов восстановление генерации даже на трех блоках АЭС требовало от полутора до двух лет, что привело к отказу от дальнейшего рассмотрения подобного варианта.

Поэтому предлагается рассмотреть вариант сохранения генерации на блоках №1 и №2 Курской АЭС с РБМК-1000 на дальнейший период даже с ограничением электрической мощности на 10–30 %, так как ситуация с подготовкой их к выводу из эксплуатации (ВЭ) еще не носит необратимого характера. При этом размер оплаты за мощность в тарифе на отпуск электроэнергии АЭС с РБМК такой же минимальный, как и у их «сверстников» – блоков АЭС с ВВЭР-440/1000. «Атомный» киловатт на старых блоках АЭС гораздо более конкурентоспособен с иными источниками энергии, чем «атомный» киловатт на блоках поколения (III+).

Отправной точкой форсирования ВЭ стало в 2016 году решение НТС №1 Госкорпорации «Росатом» [97], в котором был назначен единый вариант ВЭ для таких разных блоков, как блоки №1 и №2 НВАЭС (то есть даже не ВВЭР-440) и блоки №1 и №2 ЛАЭС с РБМК-1000. Конструктивные различия блоков типа РWR и ВВЭР не слишком велики, что облегчает заимствование опыта зарубежных АЭС по ВЭ, но оба варианта легководных реакторов существенным образом отличаются от РБМК. На рис. 5 показаны сопоставительные данные по количеству радиоактивных отходов, которые требуют утилизации в случае демонтажа [98].

Тип блока	Бетон, тонны	Металлоконструкции, тонны	Оборудование, тонны
ВВЭР - 440	9 000	500	4 000
ВВЭР - 1000	12 000	900	6 000
РБМК - 1000	36 000	2 500 + 1915 Графит	15 000
Всего	567000	39100 + 21065 Графит	247000

Рис. 1. Объем радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации

При ВЭ необходимо переработать и кондиционировать около 853000 тонн твердых отходов и 21065 тонн реакторного графита

Рис.5. Количество радиоактивных отходов, образующихся при выводе из эксплуатации блоков АЭС России

Попытка реализовать на ИАЭС (Литва) вариант ВЭ «немедленная ликвидация» после окончательного останова блока №1 (2004 г.) и блока №2 (2009 г.) пока не увенчалась успехом, как отмечено экс-директором ИАЭС В.Н. Шевалдиным в конце 2020 года [99].

Как было отмечено в указанной публикации: «При наличии проектов ликвидации и захоронения реактора на месте (остальное не вопрос), необходимо было бы провести сравнительный анализ с точки зрения влияния этих вариантов на окружающую среду, дозовых нагрузок на персонал, наличия и возможностей соответствующих инструментов и техники; строительства хранилищ – куда будете девать то, что предполагается демонтировать и ликвидировать. Сначала надо создать эти места, и только потом

убирать. Может быть, этот вопрос уже изучался на ЛАЭС. Но на Игналинской АЭС этого ответа нет».

Приятно ознакомиться с позитивными предположениями В.Н.Шевалдина о работах по ВЭ на ЛАЭС. Однако представляется, что на момент принятия решения о выборе варианта ВЭ для РБМК в решении [97] такого понимания также не было, а по состоянию на середину 2023 года полного понимания о местах, куда «девать то, что предполагается демонтировать и ликвидировать» также нет.

Следует отметить, что при подготовке решения о ПСЭ блока №1 ЛАЭС генпроектировщиком площадки было проведено технико-экономическое исследование (ТЭИ) возможности ПСЭ, по результатам которого был выпущен документ с технико-экономическим обоснованием (ТЕО) варианта реализации ПСЭ [100].

В обоснование ВЭ блоков №1 и 2 НВАЭС согласно закупке [101] было разработано ТЭО. Однако в 2023 году была выпущена предварительная оценка влияния на окружающую среду процессов ВЭ блоков №1 и №2 НВАЭС [102], в которой указано: «Вывод из эксплуатации блоков 1, 2 Нововоронежской АЭС по варианту «ликвидация» способом «отложенный демонтаж» осуществляется в три этапа:

- первый этап «подготовка к сохранению под наблюдением блока АС»;
- второй этап «сохранение под наблюдением блока АС»;
- третий этап «ликвидация блока АС, как радиационно опасного объекта», а вариант ВЭ «ликвидация» способом «немедленный демонтаж» рассмотрен в [102] как альтернативный вариант.

Изменение за период 2017–2023 гг. способа «ликвидации» для блоков №1 и №2 НВАЭС свидетельствует о преждевременности решения [97] даже для объекта, менее сложного для выполнения ВЭ, чем блоки АЭС с РБМК.

В связи с вышеизложенным, выбранный для АЭС с РБМК вариант вывода из эксплуатации – немедленная ликвидация – по-видимому, требует оперативного уточнения. В 2017 году в сообщении от Госкорпорации «Росатом» [103] были представлены и иные варианты ВЭ, в большей мере приемлемые для АЭС с РБМК (рис. 6). Представляется необходимым проведение ТЭИ для вариантов ВЭ блоков №1 и №2 ЛАЭС (рис.6) силами генпроектировщика по аналогии с ТЭИ на ПСЭ указанных блоков ЛАЭС [100].

Варианты вывода из эксплуатации ЯРОО

- По варианту **«ликвидации (отложенный демонтаж)»** могут выводиться ядерные установки, имеющие оборудование с наведенной активностью – блоки АЭС, ИЯУ и т.п.;
- По варианту **«создание объекта окончательной изоляции (захоронение на месте)»** выводятся объекты, отнесенные к категории «особые (неудаляемые) РАО»: бассейны-хранилища ЖРО, промышленные реакторы, хвостохранилища, некоторые ХТРО;
- По варианту **«ликвидации (немедленный демонтаж)»** – все остальные объекты. Подразделяется на 2 подварианта – **«со сносом здания»** и **«без сноса здания»**.
- Также может использоваться **комбинация вариантов** (например – ликвидация надземной части здания с сохранением подземной части в виде ПЗРО – сооружение нового объекта)

www.rosatom.ru

2

Рис.6. Варианты ВЭ для ядерно и радиационно опасных объектов (с выделением красным шрифтом вариантов ВЭ, предлагаемых к рассмотрению для блоков АЭС с РБМК)

При обосновании по результатам ТЭИ варианта «отложенный демонтаж» (или комбинации вариантов, рис. 6) появится запас времени для решения глобального вопроса по облученному графиту [104] (рис. 7).



Рис.7. Глобальный характер проблемы утилизации облученного графита

Дополнительные материалы по ВЭ АЭС с РБМК представлены в докладах конференции, организованной АО «Атомэнергопроект» в 2017 году [105].

Поэтому представляется достаточным (в том числе для отработки отраслевых технологических решений в обеспечение ВЭ энергоблоков АЭС с РБМК) ограничиться окончательным остановом только двух энергоблоков: №1 и №2 ЛАЭС.

С учетом оценок продолжительности работ по выводу из эксплуатации энергоблоков АЭС с РБМК на уровне 30 лет [106], представляется приоритетной задачей создание цифрового двойника (ЦД) каждого окончательного остановленного для подготовки к ВЭ энергоблока для накопления информации по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования элементов, конструкций и систем. Технологию создания ЦД для блоков №1 и №2 ЛАЭС в дальнейшем рекомендуется оперативно применить ко всем оставшимся блокам АЭС с РБМК, чтобы материалы комплексного инженерного и радиационного обследования (КИРО) каждого энергоблока начать собирать постепенно в период ДСЭ.

Ввиду большой вариативности понятия ЦД [107] представляется реалистичным создание ЦД для АЭС с РБМК, как было предложено в пояснительной записке от СПбПУ в 2019 году [108].

На первых этапах работ по подготовке к ВЭ и непосредственно ВЭ предлагается до демонтажа на указанных блоках ЛАЭС трубопроводов острого пара и питательной воды провести на них, как на слепых испытательных образцах [83], представительные испытания специализированных методик толщинометрии в зонах стыковых сварных соединений, усиление на которых мешает выявлению разрывов металла вследствие ЭКИ в корневой зоне шва (как было предложено в письме СПбПУ [109]).

6. Акценты на будущее (вместо заключения)

6.1. Существенная модернизация, выполненная на энергоблоках АЭС с РБМК в процессе эксплуатации и в период продления сроков эксплуатации, позволила обеспечить необходимый уровень безопасности. Поэтому акцент при дальнейшей эксплуатации энергоблоков АЭС с РБМК должен быть сделан на поддержании высоких показателей готовности и исключении внезапных отказов вследствие старения элементов контура теплоносителя реактора и неотсекаемых участков присоединенных систем.

6.2. В материалах доклада приведены аргументы, подтверждающие, что ресурсы совершенствования канальных реакторов отнюдь не исчерпаны, что делает их стратегически важной составляющей АЭ Российской Федерации на перспективу, как минимум, до 2050 года. Основой для принятия такого решения должны стать представительные ТЭИ и ТЭО, разработку которых генпроектировщиком – АО «Атомэнергопроект» – предлагается инициировать в 2024 году.

6.3. В докладе показано, что вариант ВЭ «немедленная ликвидация» неприемлем в отношении энергоблоков АЭС с РБМК. Поэтому предлагается инициировать проведение ТЭИ и последующую разработку ТЭО в обеспечение варианта ВЭ для каждого энергоблока АЭС с РБМК.

6.4. С учетом разработки России проектов ВВЭР-СКД и ВВЭР-С представляется целесообразным инициировать ТЭИ и ТЭО в подтверждение целесообразности разработки реактора канального типа с СКД и выбора площадки его размещения.

6.5. Анализ в разделе 4 доклада указал на первоочередные акценты для АЭС с РБМК, которые являются общими для всех АЭС России, а именно на необходимость:

- выстраивания системы учета старения и управления старением элементов АЭС с учетом рекомендаций МАГАТЭ, признанных в национальном докладе Российской Федерации о выполнении обязательств, вытекающих из Конвенции о ядерной безопасности (2016);
- выполнения в полном объеме требований НП-084-15 (п.61) и НП-071-18 по проведению оценки соответствия систем НК как триединой составляющей: средства НК, методика НК и персонал, выполняющий НК;
- обеспечения целостности 3-го барьера безопасности с использованием наиболее подходящих методических подходов, учитывающих характерные механизмы старения, и демонстрацией выполнения принципа течь перед разрушением (применение концепция ТПР будет одним из вариантов обеспечения целостности).

Список литературы

- 1 Доллежалъ Н. А., Красин А. К., Николаев Н. А., Григорьянц А. Н., Ушаков Г. Н. Опыт эксплуатации первой атомной электростанции СССР и работа ее в режиме кипения // Ядерные реакторы и ядерная энергетика : Труды Второй Международной конференции по мирному использованию атомной энергии. Женева. 1958. — М. : Атомиздат, 1959. — С. 15—35.
- 2 <http://www.biblioatom.ru/evolution/istoriya-osnovnyh-sistem/atomniye-elektrostantsii/leningradskaya-aes/>
- 3 IAEA. Power Reactor Information System
<https://www.iaea.org/resources/databases/power-reactor-information-system-pris>
- 4 Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования атомных электростанций опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок. М.: Металлургия, 1973. - 103 с.
- 5 Нормы расчета на прочность элементов реакторов, парогенераторов, сосудов и трубопроводов атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок. М.: Металлургия, 1973, 408 с.
- 6 ОП 1513-72. Основные положения по сварке и наплавке узлов и конструкций атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок. - [Ленинград], 1974. - 155 с.
- 7 ПК 1514-72. Правила контроля сварных соединений и наплавки узлов и конструкций атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок.

- 8 Доллежалъ Н. А. Ядерная энергетика и научно-технические задачи ее развития // «Атомная энергия», т. 44, вып. 3, март 1978, С. 203-2012.
- 9 Ривкин Е.Ю, Можаров В.Е., Родин М.Е, Сиваков С.П. Сопротивление разрушению напорных трубопроводов $D_u=800$ мм контура многократной принудительной циркуляции // «Теплоэнергетика», 1978, №11, С. 71-74.
- 10 Ривкин Е. Ю. Советско-финляндский семинар по нормам и стандартам проектирования атомного оборудования // Атомная энергия. Том 46, вып. 4. – 1979. – С. 282–283.
- 11 Брумовски М., Полахова Г., Шульц И., Аниковский В.В., Драгунов Ю.Г., Звездин Ю.И., Максимов Ю.М., Ривкин Е.Ю., Степаненко С.М., Филатов В.М. Оценка сопротивления разрушению материала корпусов ВВЭР // Атомная энергия. 1988. Т. 64. № 6. С. 410-415.
- 12 ПНАЭ Г-7-002-86. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. 1989.
- 13 Приказ Ростехнадзора от 04.02.2022 №33 «Об утверждении раздела II «Государственное регулирование безопасности при использовании атомной энергии» Перечня нормативных правовых актов и нормативных документов, относящихся к сфере деятельности Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору (П-01-01-2021)».
- 14 M.I.Antonov, A.I.Arzhaev, A.A.Kalyutik, Yu.E.Karyakin et al. On the Importance of Applying RCM Technology to Passive Components of Russian NPPs // Irina, A., Zunino, P. (eds) Proceedings of the International Symposium on Sustainable Energy and Power Engineering 2021. SUSE 2021. Lecture Notes in Mechanical Engineering. Springer, Singapore.
- 15 IAEA. Country Nuclear Power Profiles (2019 Edition). United States of America
- 16 Абрамов М.А., Авдеев В.И., Адамов Е.О. и др. Под общей редакцией Черкашова Ю.М. Канальный ядерный энергетический реактор РБМК. – М.: ГУП НИКИЭТ, 2006. Глава 13. Технические аспекты аварии на 4-м энергоблоке Чернобыльской АЭС.
- 17 Т. Narabayasi. Использование опыта, полученного после аварии на АЭС «Фукусима-Дайичи», для обеспечения безопасности АЭС во всем мире // Восьмая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетике», г. Москва, Россия, 23-25 мая 2012.
- 18 Катастрофа в Норильске 2020: разлив нефтепродуктов (2019) <https://ecoportal.info/katastrofa-v-arktike-razliv-nefteproduktov-v-norilske/>
- 19 МАГАТЭ. Итоговый доклад о совещании по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле. ИНСАГ-1, 1986.
- 20 МАГАТЭ. Чернобыльская авария: дополнение к INSAG-1. ИНСАГ-7, 1993.
- 21 МАГАТЭ. Основные принципы безопасности атомных электростанций. ИНСАГ-3, 1988.
- 22 НП-001-97 (ПНАЭ Г-01-011-97). Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88/97.
- 23 НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций.
- 24 Федеральный закон «Об использовании атомной энергии» от 21.11.1995 N170-ФЗ.
- 25 S.E.Bougaenko, E.Y.Rivkin, B.S.Rodchenkov. Strength aspects of safety and life extension of RBMK reactors // Journal of Pressure Vessel Technology, Transactions of the ASME.– May 1991. – v.113, n.2. – P.141–144.
- 26 МАГАТЭ. Общая основа для оценки безопасности атомных электростанций, сооруженных в соответствии с ранее принятыми нормами. ИНСАГ-8, 1995.

- 27 S.E.Bougaenko, A.I.Arzhaev, I.N.Denisov, V.A.Kiselyov. RBMK Components Strength-State Monitoring System as an Effective Tool for NDE results Assessment // Joint IAEA, OECD & CEC Specialists' Meeting on Non-Destructive Examination Practice and Results, 8-10 March 1994, Petten, The Netherlands.
- 28 A.I.Arzhaev, V.N.Belous, V.G.Denisov, V.A.Shuvalov. Corrosion Strength Monitoring of NPP Component Residual Lifetime // IAEA & OECD Specialist's Meeting on Erosion and Corrosion of Nuclear Power Plant Materials. Kiev, Ukraine, 19-23 September 1994, P.305-332
- 29 S.E.Bugaenko, B.P.Strelkov, A.I.Arzhaev, V.A.Kiselyov, V.G.Badalian, A.Kh.Vopilkin. Safety Significance of Augur-4.2 On-Site Application at RBMK NPPs // Joint EC-OECD-IAEA Spec. Meet. On NDE Technique capability Demonstr. And Insp. Qualification, Petten, The Netherlands, 11-13 March 1997, P.251-259
- 30 IAEA. Leak Before Break Concept Application to the RBMK NPPs, St. Petersburg, Russia, RBMK-SC-034 (30 October - 3 November 1995).
- 31 Альстранд Р., Киселев В.А. Проект TACIS R2.31/94 «Оценка применимости концепции «Течь перед разрушением» (реакторы РБМК)» // в рамках проекта TACIS R8.01/97 «Перевод, редактирование и распространение документов (Распространение Результатов). 2002.
- 32 Унифицированная методика контроля основных материалов (полуфабрикатов), сварных соединений и наплавки оборудования и трубопроводов АЭУ. Радиографический контроль. ПНАЭ Г-7-017-89.
- 33 МЦЯБ, ИЦД АЭС НИКИЭТ. Анализ рекомендаций по предотвращению растрескивания сварных соединений трубопроводов из аустенитной стали (по материалам NUREG-0313), 1997.
- 34 НПО ЦНИИТМАШ. Методика ультразвукового контроля аустенитных сварных соединений трубопроводов Ду325х15 атомных электростанций с реакторами РБМК. МЦУ-7-97, 1997.
- 35 МАГАТЭ. Отчет по результатам совещания по проблеме растрескивания аустенитных трубопроводов АЭС под влиянием среды теплоносителя. 22-26.06.98, Славутич, Украина, 1998.
- 36 IAEA-EBP-IGSCC. Mitigation of Intergranular Stress Corrosion Cracking in RBMK Reactors. Final Report of the Programme's Steering Committee. September 2002.
- 37 НП-017-2000. Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции.
- 38 АО «Концерн Росэнергоатом». РД ЭО 0487-2003. Типовые требования к порядку разработки технического задания, проведению испытаний и условиям применения систем и средств эксплуатационного неразрушающего контроля на объектах использования атомной энергии.
- 39 АО «Концерн Росэнергоатом». РД ЭО 0487-2005. Типовые требования к порядку разработки технического задания, проведению испытаний и условиям применения средств и методик эксплуатационного неразрушающего контроля на объектах использования атомной энергии.
- 40 Минатом России. РД 95 10547-99. Руководство по применению концепции безопасности течь перед разрушением к трубопроводам АЭУ. Р-ТПР-01-99, М., 1999.
- 41 АО «Концерн Росэнергоатом». РД ЭО 0513-03. Применение концепции «исключения разрывов» для трубопроводов и коллекторов Ду300 КМПЦ и СВБ энергоблоков АЭС с РБМК-1000.
- 42 А.В.Судаков, Б.Н.Иванов, Д.Н.Ковалев, В.А.Киселев, А.И.Аржаев, М.В.Добров. Оценка несущей способности трубопровода Ду300 КМПЦ РБМК с комбинированным дефектом в кольцевом сварном шве на базе концепции

- «исключения разрушения» // Труды ОАО «НПО ЦКТИ», Вып. 293 «Методы повышения технического уровня и надежности элементов энергооборудования ТЭС и АЭС» С-Пб. 2004
- 43 Б.А.Габараев, И.И.Гроздов, М.Н.Михайлов, О.Ю.Новосельский, А.А.Петров, М.И.Рождественский, А.А.Роменков, Ю.М.Черкашов, Е.В.Бурлаков, А.П.Еперин. Развитие канального направления в отечественном реакторостроении // Международная научно-техническая конференция «Канальные реакторы: проблемы и решения», Москва-Курчатов, 2004, 19-22 октября.
- 44 В.Ф.Цибульский. Системные исследования вероятных вариантов развития Атомной Энергетики России в первой половине 21 столетия // «ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА – ДОВЕРИЕ, ОБРАЗОВАНИЕ, РАЗВИТИЕ» (Санкт-Петербург – Сосновый Бор, 12-14 мая 2004 г.).
- 45 Сараев О.М.. Состояние и перспективы развития атомной энергетики России (IAEA-CN-114/F-1) // Международная конференция МАГАТЭ «50 лет атомной энергетике», г.Москва и г.Обнинск, Россия, 27 июня – 2 июля 2004 г.
- 46 Балдин В.Д., Екимовский А.И., Петров А.А., Сапрыкин Г.Н., Аржаев А.И., Европин С.В., Савченко В.А. Основные итоги реализации концепции продления срока службы применительно к блоку № 1 Ленинградской АЭС // Международный семинар «Ядерная энергетика – доверие, образование, развитие» (Санкт-Петербург – Сосновый Бор, Россия, 11-14 мая 2004 г.).
- 47 Петров А.А., Потапов А.А., Сапрыкин Г.Н., Аржаев А.И., Европин С.В., Киселев В.А., Маханев В.О., Савченко В.А. Обеспечение безопасной эксплуатации элементов КМПЦ энергоблоков АЭС с реакторами РБМК-1000 на базе концепции «исключение разрывов» (IAEA-CN-114/21p) // Международная конференция МАГАТЭ «50 лет атомной энергетике», г.Москва и г.Обнинск, Россия, 27 июня – 2 июля 2004 г.
- 48 Черкашов Ю.М., Петров А.А., Европин С.В., Аржаев А.И., Савченко В.А., Концевой А.А., Быстриков А.А. Проблемы и решения продления срока эксплуатации отечественных канальных реакторов // Сборник Международной научно-технической конференции «Канальные реакторы: проблемы и решения». М., НИКИЭТ, 2004, с. 16-21.
- 49 Baldin, A.Ekimovski, A.Petrov, G.Saprykine, A.Arzhaev, S.Evropin, V.Savchenko. Main results of life extension concept application at LNPP Unit 1 // Int. J. Nuclear Energy Science and Technology, Vol. 1, No. 4, 2005, pp.274-279.
- 50 Габараев Б.А., Черкашов Ю.М., Петров А.А., Европин С.В., Стрелков Б.П., Аржаев А.И., Савченко В.А., Сапрыкин Г.Н. Обоснование продления срока эксплуатации энергоблоков с РБМК // Атомная энергия, т.100, вып.4, апрель 2006, с. 328-335.
- 51 А.П.Еперин. Ядерная энергетика – основа дальнейшего развития промышленного и сельскохозяйственного производства в России // «ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА – ДОВЕРИЕ, ОБРАЗОВАНИЕ, РАЗВИТИЕ» (Санкт-Петербург – Сосновый Бор, 12-14 мая 2004 г.).
- 52 S.H. Bush. Reliability of piping in light water reactors. Paper No.IAEA-SM-218/11, presented in Vienna, Austria, October 10-14, 1977.
- 53 IAEA. Corrosion and Erosion Aspects in Pressure Boundary Components of Light Water Reactors, 1988.
- 54 U.S. NRC. 1983. Stress Corrosion Cracking in Large-Diameter Stainless Steel Recirculation System Piping at BWR Plants. NRC Bulletin No. 83-02, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, D.C.
- 55 U.S. NRC. Residual Life Assessment of Major Light Water Reactor Components-Overview. NUREG/CR-4731, Vol. 1, June 1987.

- 56 Pennelli, W. E. Heavy-Section Steel Technology Program Overview // Presented at the 18th Water Reactor Safety Information Meeting (Holiday Inn Crowne Plaza Hotel, Rockville, Maryland (October 22-24, 1990)).
- 57 Randy K. Nanstad, William R. Corwin, David J. Alexander, Fahmy M. Haggag, Shafik K. Iskander, Donald E. McCabe, Mikhail A. Sokolov and Roger E. Stoller. Heavy-Section Steel Irradiation Program on irradiation effects in light-water reactor pressure vessel materials // DOI:10.2172/86957.
- 58 PISC (Plate Inspection Steering Committee) Full PISC I reports CEC, EUR 6371 en Volumes 1 to 6 (1979-1980) OECD, CSNI Report No. 48.
- 59 S. Crutzen, P. Jehenson, R. Nichols, N.McDonald. The Major Results of the PISC II RRT // Nuclear Engineering and Design 115 (1989) 7-21.
- 60 Joint IAEA, OECD & CEC Specialists' Meeting on Non-Destructive Examination Practice and Results, 8-10 March 1994, Petten, The Netherlands.
- 61 IAEA. Safety Aspects of Nuclear Power Plant Ageing (State of the Art Report), IAEA-TECDOC-540, Vienna, 1990.
- 62 IAEA. Methodology for the Management of Ageing of Nuclear Power Plant Components Important to Safety. Technical Reports Series No.338, Vienna, 1992
- 63 Bugaenko S. PLIM conception for Russian NPPs. — In: Proc. Conf. PLIM+PLEX'99. Plant Life Management and Plant Life Extension in Nuclear Facilities, Madrid, Spain, 2—5 Nov., 1999, p. 39—50.
- 64 Бугаенко С.Е., Аржаев А.И., Европин С.В., Савченко В.А. Управление сроком службы атомных станций // Атомная энергия, т.92, вып.4, апрель 2002, с. 279-286.
- 65 IAEA. Proceedings of International Symposium on Nuclear Power Plant Life Management, 4-8 November, 2002, Budapest, Hungary.
- 66 Лебедев В. И., Гарусов Ю. В., Павлов М. А., Пеунов А. Н., Козлов Е. П. Восстановление графитовой кладки реактора 3-го энергоблока Ленинградской АЭС // Атомная энергия. Том 87, вып. 5. — 1999. — С. 356–359.
- 67 Драгунов Ю.Г., Петров А.А. Решение технических проблем заключительного этапа эксплуатации реакторов РБМК // Девятая международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2014), г. Москва, Россия, май 2014 г.
- 68 M.I. Antonov, A.A. Arzhaev, A.I. Arzhaev, V.O. Kalyutik, Yu.E. Karyakin, Makhanev et al. About leak detection systems in the framework of LBB concept application at Russian NPPs // VIII Международная Конференция СРТ2020 (г.Пущино, Россия, 9-13 ноября, 2020) https://doi.org/10.30987/conferencearticle_5fce27742eb478.63520709
- 69 НП-096-15. Требования к управлению ресурсом оборудования и трубопроводов атомных станций. Основные положения.
- 70 НП-089-15. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.
- 71 НП-084-15. Правила контроля основного металла, сварных соединений и наплавленных поверхностей при эксплуатации оборудования, трубопроводов и других элементов атомных станций.
- 72 НП-071-18. Правила оценки соответствия продукции, для которой устанавливаются требования, связанные с обеспечением безопасности в области использования атомной энергии, а также процессов ее проектирования (включая изыскания), производства, строительства, монтажа, наладки, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации, утилизации и захоронения.
- 73 А.И. Аржаев, А.А. Калютик, В.О. Маханев, В.С. Модестов. Об уроках старения элементов АЭС // В сборнике: Современные технологии и экономика в энергетике. Материалы международной научно-практической конференции. 2023.

- 74 ГОСТ Р 59115.9-2021. Обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Поверочный расчет на прочность.
- 75 ГОСТ 27.002-89. Надежность в технике основные понятия Термины и определения.
- 76 ГОСТ Р 27.101-2021. Надежность в технике. Надежность выполнения задания и управление непрерывностью деятельности. Термины и определения
- 77 ГОСТ Р 27.102-2021. Надежность в технике. Надежность объекта. Термины и определения.
- 78 Ростехнадзор. Стратегический план реализации Концепции совершенствования нормативно-правового регулирования безопасности и стандартизации в области использования атомной энергии на 2021-2031 гг. (утв. 12.03.2021 г.)
- 79 Серия норм безопасности МАГАТЭ No.SSR-2/1. Безопасность атомных электростанций: проектирование. Конкретные требования безопасности. 2012.
- 80 Серия норм безопасности МАГАТЭ No.SSR-2/2. Безопасность атомных электростанций: ввод в эксплуатацию и эксплуатация. Конкретные требования безопасности. 2011.
- 81 Седьмой Национальный Доклад Российской Федерации о выполнении обязательств, вытекающих из Конвенции о ядерной безопасности, 2016.
- 82 Постановление Правительства Российской Федерации от 15.06.2016 N544 «Об особенностях оценки соответствия продукции, для которой устанавливаются требования, связанные с обеспечением безопасности в области использования атомной энергии, а также процессов ее проектирования (включая изыскания), производства, строительства, монтажа, наладки, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации, утилизации и захоронения».
- 83 ГОСТ Р 50.04.07-2018. Система оценки соответствия в области использования атомной энергии. Оценка соответствия в форме испытаний. Аттестационные испытания систем неразрушающего контроля.
- 84 ГОСТ Р 50.05.11-2018. Система оценки соответствия в области использования атомной энергии. Персонал, выполняющий неразрушающий и разрушающий контроль металла. Требования и порядок подтверждения компетентности.
- 85 ФГАОУ ВО СПбПУ, ООО «НПО «ДИАПРОК». Предложения по созданию системы оценки соответствия систем неразрушающего контроля состояния металла оборудования и трубопроводов в обеспечение безопасной эксплуатации атомных станций. Научно-технический отчет. 2017.
- 86 ГОСТ Р 59267-2020. Организации материаловедческие головные в области использования атомной энергии. Виды деятельности/
- 87 H. Schulz. The Evolution of the Break Preclusion Concept for Nuclear Power Plants in Germany. Proceedings of the Seminar on Leak Before Break in Reactor Piping and Vessels. Lyons, France, 9-11 October 1995.
- 88 European Safety Practice on the Application of Leak Before Break (LBB) Concept, European Commission, Report EUR18549EN, 2000.
- 89 U.S. NRC, «Leak-Before-Break Evaluation Procedures», Standard Review Plan (SRP), Section 3.6.3, NUREG-0800.
- 90 Nuclear Safety Standards Commission (KTA), Verification Analysis for Rupture Preclusion for Pressure Retaining Components in Nuclear Power Plants., Safety Standard KTA 3206, 2014.
- 91 ГОСТ Р 58328-2018. Трубопроводы атомных станций. Концепция «течь перед разрушением».
- 92 ФГАОУ ВО СПбПУ, ООО «НПО «ДИАПРОК». О дефицитах применения концепции «течь перед разрушением» к контуру теплоносителя реактора блоков атомных станций разных поколений. Научно-технический отчет, сентябрь 2018г.

- 93 НТЦ ЯРБ. Экспертное заключение по материалам обоснования концепции ТПР для блока №3 САЭС. ДНП-5-5213-2021, 2021.
- 94 Антонов М.И., Аржаев А.А., Аржаев А.И., Ершов Г.А., Калютник А.А., Карякин Ю.Е., Маханев В.О. Пути обеспечения конструкционной целостности элементов технологических систем АС // 11-я Международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» - МНТК-2018 (г. Москва, Россия, 23-24 мая 2018 г.).
- 95 Антонов М.И., Аржаев А.А., Аржаев А.И., Ершов Г.А., Калютник А.А., Карякин Ю.Е., Маханев В.О. Проблемные вопросы обеспечения целостности трубопроводов и корпусов оборудования АС // 11-я Международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (МНТК-2019, г. Подольск, Россия, 21-24 мая 2019 г.).
- 96 Адамов Е.О. Роль реакторов на быстрых нейтронах в стратегии развития ЯЭ России // 11-я международная научно-техническая конференция «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (МНТК-2018), г. Москва, Россия, май 2018 г.
- 97 НТС АО «Концерн Росэнергоатом». Решение заседания от 26.07.2016 по вопросу «Проблемы вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС 1-го и 2-го поколений».
- 98 Зимин В.К., Корнеев И.И. Вывод из эксплуатации как элемент управления сроком службы многоблочной АЭС // <https://www.atomic-energy.ru/articles/2014/11/14/52951>
- 99 Шевалдин В.Н. Опыт снятия с эксплуатации ИАЭС // <http://www.z101359.infobox.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=9497>
- 100 М.И. Завадский, В.Д. Сафутин, В.Х. Тохтаров, Н.П. Шафрова. Предпосылки и безопасность продления сроков службы АЭС с реакторами РБМК // <http://www.proatom.ru/modules.php?name=News&file=article&sid=110>
- 101 Закупка 170511/3894/054. Право заключения договора на выполнение работ по теме: "Технико-экономическое обоснование варианта ВЭ блоков 1,2 Нововоронежской АЭС с учетом перехода на немедленный демонтаж". <https://zakupki.rosatom.ru/1705113894054>.
- 102 АО «Атомэнергoproject». Нововоронежская АЭС. Блоки 1, 2. Предварительные материалы оценки воздействия на окружающую среду на осуществление деятельности в области использования атомной энергии. «Вывод из эксплуатации блоков 1, 2 Нововоронежской АЭС». Пояснительная записка. Книга 1. 210013.1100201.00102.110СЭ.31. 2023. https://rosenergoatom.ru/upload/bezopasnost_ekolog/ПОВОС%20Книга%201.pdf
- 103 Комаров Е.А. Развитие отраслевой системы вывода из эксплуатации ЯРОО. 2017.
- 104 Багрянов О.В. Международный центр по обращению с облученным графитом // Международный общественный форум-диалог и выставка «АтомЭко 2017», г. Москва, Россия, 21-22 ноября 2017 г.
- 105 АО «Атомэнергoproject». Материалы Научно-практической конференции «Проблемы вывода из эксплуатации АЭС с реакторами РБМК», г. Москва, Россия, март 2017 г.
- 106 АО «Концерн Росэнергоатом». Программа вывода из эксплуатации блока №1 Ленинградской АЭС (№ПРГ1.2.2.15.004.0087-2017), 2017.
- 107 Прохоров А., Лысачев М. Цифровой двойник. Анализ, тренды, мировой опыт / Под ред. проф. А. Боровкова – М.: ООО «АльянсПринт», 2020. – 401 с.
- 108 ФГАОУ ВО СПбПУ. Письмо от 23.12.2019 исх. № ОД-21-6-1175.
- 109 ФГАОУ ВО СПбПУ. Письмо от 27.03.2019 исх. № ОД-21-6-212.

/на 15:40 26.06.2023/