

УДК: 621.039.568

DOI: 10.26277/SECNRS.2024.111.1.003

© 2024. Все права защищены.

## МЕТОДИКА ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРОЦЕССА ЗАМЕНЫ КОРПУСА ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКОГО ИМПУЛЬСНОГО РАСТВОРНОГО РЕАКТОРА

Бойкова Т. В.\* (Boykova\_TV@nrcki.ru),  
Кочнов Ю. О.\* (Kochnov\_YO@nrcki.ru),  
Петрунин Н. В.\* (Petrunin\_NV@nrcki.ru),  
Сафронова Н. Н.\*\*, канд. экон. наук (safronova\_nn@accni.ru),  
Тутнов И. А.\*, д-р техн. наук, профессор (Tutnov\_IA@nrcki.ru)

Статья поступила в редакцию 29 февраля 2024 г.

### Аннотация

Большинство исследовательских импульсных ядерных реакторов выработали свой проектный ресурс и требуют либо замены, либо серьезного восстановительного ремонта. Для продления срока службы необходимо провести комплекс мероприятий по обоснованию остаточного ресурса реакторных систем. В статье описывается частный случай продления срока эксплуатации путем восстановительного ремонта. Представлены принципы, научное положение и методика для обоснования безопасности восстановительного ремонта растворного ядерного реактора. Показан тип информационной модели для оценки безопасности комплексного процесса замены корпуса ядерного реактора в виде диаграммы Исикавы. В качестве верификации методики приведены примеры формирования отдельных элементов рабочих программ восстановительного ремонта исследовательского импульсного растворного реактора с учетом измерительной информации о результатах эксплуатационного мониторинга его технического состояния за период длительной эксплуатации. Определен перечень основных факторов, подлежащих учету при подготовке к проведению ядерно- и радиационно опасных работ в общем формате методики, основанной на принципах обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

► **Ключевые слова:** исследовательский импульсный реактор, импульсный растворный реактор, продление остаточного ресурса, верификация методики, ядерно- и радиационно опасные работы, принципы обеспечения безопасности, замена корпуса реактора.

\* НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия.

\*\* Ассоциация организаций строительного комплекса атомной отрасли, Москва, Россия.

## SAFETY JUSTIFICATION METHODOLOGY FOR AQUEOUS HOMOGENEOUS REACTOR VESSEL REPLACEMENT

Boykova T. V.\*,  
Kochnov Yu. O.\*,  
Petrunin N. V.\*,  
Safronova N. N.\*\*, Ph. D.,  
Tutnov I. A.\*, D. Sc., Professor

The article was received by the editors' crew on February 29, 2024.

### *Abstract*

*The majority of pulse aqueous homogeneous reactors have reached the end of their design life and require either replacement or a major overhaul. To extend the service life, it is necessary to carry out a set of measures to substantiate the remaining service life of reactor systems. The article describes a special case of life extension by means of remedial repair. The principles, scientific position and methodology for justifying the safety of repair for pulse aqueous homogeneous reactor are presented. To assess the safety of the replacing vessel process for a nuclear reactor, the type of the information model is presented in the form of an Ishikawa diagram. As verification of the methodology the examples of formation of separate elements of working programs of restorative repair of research pulse aqueous homogeneous reactor are given taking into account the measurement information on the results of operational monitoring of its technical condition for the period of long-term operation. The list of the main factors to be taken into account in preparation for nuclear and radiation hazardous work in the general format of the methodology based on the principles of nuclear and radiation safety is defined.*

► **Keywords:** *research pulse reactor, pulse aqueous homogeneous reactor, extension of residual life, verification of methodology, nuclear and radiation hazardous work, safety principles, replacement of the reactor vessel.*

---

\* NRC "Kurchatov Institute", Moscow, Russia.

\*\* Association of Organizations of the Nuclear Industry Construction Complex, Moscow, Russia.

## Введение

Исследовательские импульсные ядерные реакторы были созданы и массово введены в эксплуатацию в 60–70-х годах прошлого века [1]. Исследования, которые были выполнены на ядерных исследовательских установках с такими реакторами, обеспечили атомной науке и практике значительный прогресс. К настоящему моменту большинство импульсных исследовательских ядерных реакторов выработали свой проектный ресурс и требуют либо замены, либо серьезного восстановительного ремонта.

В большинстве случаев назначенный в проектной документации срок эксплуатации исследовательских ядерных реакторов – 30 лет [1, 2]. В соответствии с действующими требованиями норм и правил в области безопасности ядерных энергетических и исследовательских ядерных установок (ИЯУ) для обоснования дополнительного срока эксплуатации ядерной техники, сверх первоначального проектного, необходимо выполнить ряд инженерных мероприятий. В числе этих мероприятий комплексное инженерно-диагностическое обследование ядерной реакторной установки и формирование свода информации, важной для принятия решения о возможности продолжения эксплуатации исследовательской установки в будущем, а также для последующей разработки программы подготовки реакторной установки к продлению срока эксплуатации, включая рабочие программы для проведения практических работ по подготовке реактора в составе ИЯУ к будущей эксплуатации в течение дополнительного срока, обоснование безопасности и запаса остаточного ресурса систем, оборудования [3].

В нашем случае продление срока службы исследовательского импульсного реактора (ИИР) «Гидра» [2, 4] за пределы его проектного срока эксплуатации достигается путем замены на новое его невосстанавливаемого ремонтom оборудования – корпуса реактора. В ИИР «Гидра» в качестве корпуса реактора использован баллон высокого давления. Корпус баллона представляет собой цилиндрический сварной сосуд, у которого силовая часть выполнена из высокопрочной стали 20ХМ и изнутри плакирована нержавеющей сталью 08Х18Н10Т (3 мм). Силовой корпус представляет собой цилиндр с внутренним диаметром 392 мм и толщиной стенки 30 мм, рассчитанный на рабочее внутреннее давление (импульсное) до 200 кгс/см<sup>2</sup>. В общем случае корпус солевого растворного исследовательского ядерного реактора, который в период эксплуатации подвергается циклическим термомеханической

и радиационной нагрузкам, ударной динамической нагрузке в момент импульса делений ядерного топлива, коррозионным повреждениям при нагревании солевого топливного раствора, динамическому воздействию химического взрыва гремучей смеси в период физического эксперимента, является опасным конструктивным элементом. Корпус ИИР «Гидра» является наиболее нагруженным компонентом исследовательской установки и приоритетно определяет ее общую ядерную и радиационную безопасность, противоаварийную устойчивость к возможным событиям разрушительного и пожароопасного характера. Корпус ИИР представлен на рис. 1 [1, 4].



Рис. 1. Ремонтный резерв корпуса исследовательского импульсного реактора «Гидра»  
[Fig. 1. The repair reserve of the vessel for Hydra reactor]

Особенностью Методики обоснования безопасности процесса замены корпуса ИИР «Гидра» (далее – Методика), основные служебные характеристики которого подробно представлены в публикации [2], является акцентирование внимания на возможных опасностях технологических процессов и процедур продления сроков эксплуатации ИИР «Гидра», а также на процедуры сбора, систематизации и анализа информации как важной компоненты комплексного мероприятия оценки качества практической инженерной деятельности по продлению сроков эксплуатации ИИР. Поэтому разработка

концептуального замысла и информационной модели данной Методики является своевременной и необходимой на текущий момент.

### Основные положения обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора

Исходным событием для замены корпуса исследовательского ядерного реактора является исчерпание его проектного ресурса безопасности. В связи с тем, что назначенный срок эксплуатации ИЯУ истекает и существует социально-экономическая необходимость оптимизации затрат на проведение будущих исследований, то актуальной является задача продления срока проектной эксплуатации таких реакторов. Для продления срока эксплуатации ИЯУ существенное значение имеют сведения о ее остаточном ресурсе. Ресурс полностью заменяемого оборудования ИЯУ определяется технологическими возможностями, в частности наличием необходимого резерва запасных частей, технологического оборудования и приборов. Если же элемент оборудования ИЯУ является невосстанавливаемым в рамках программ технического обслуживания и ремонта, то осуществляется его замена на новое изделие. В общем случае такая замена элементов оборудования ИЯУ выполняется, когда продление проектного ресурса этих элементов невозможна. В частности, из-за факта достижения ими предельных параметров технического состояния ИЯУ по критериям безопасности и надежности, экологической приемлемости. Корпус и его элементы являются невосстанавливаемым оборудованием реактора. Поэтому со всей очевидностью замена такого оборудования ИЯУ должна иметь соответствующее документированное обеспечение, включая оригинальную методику, важную для валидированного обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора, которая содержит хорошо апробированное практикой научное положение – проектно-целевое описание главных и вспомогательных процессов при выполнении практических работ.

Основными факторами опасностей при замене корпуса исследовательского реактора являются деградация физико-механических свойств конструкционных материалов, которая может вызвать внезапное разрушение конструкций [3–5], а также высокая степень радиоактивной загрязненности металлоконструкций, которые подлежат демонтажу

и замене. Основными эксплуатационными факторами деградации служебных элементов и увеличения опасностей при дальнейшей работе ядерного импульсного реактора, влияющими на работоспособность его корпуса, а следовательно, и на условия безопасности, а также на работоспособность самого реактора и ИЯУ в целом, являются воздействия:

- внешней и внутренней агрессивной среды, в первую очередь ядерного, радиационного и коррозионного характера;
- ионизирующего реакторного излучения;
- внутренних термомеханических напряжений;
- процессов деградации структуры и физико-механических свойств конструкционных материалов реактора;
- механических и иных повреждений в результате ошибок обслуживающего персонала или других воздействий в периоды практической эксплуатации и возможных чрезвычайных ситуаций.

Вместе с тем на условия безопасности процесса ремонта и замены корпуса ИЯУ влияют такие обстоятельства, как изменения законодательства и официального текста нормативных документов, уточнение существующих и появление новых требований регулятора по безопасности ИЯУ в период длительных сроков эксплуатации реактора [5].

В рабочие периоды эксплуатации ИЯУ, например в момент номинального импульса мощности установки, корпус исследовательского растворного реактора испытывает значительные кратковременные динамические нагрузки, обусловленные изменением давления внутри корпуса, и коррозионное воздействие от топливного раствора. Цилиндрическая форма корпуса реактора [2, 4] со свободным объемом над раствором для расширения топлива во время импульса позволяет снизить влияние динамического инерционного давления до приемлемых и допустимых пределов возникающих механических напряжений. Корпус реактора, его внутри-корпусные элементы ИЯУ испытаны давлением 250 кгс/см<sup>2</sup>. При проведении экспериментальных работ в период эксплуатации внутреннее давление в корпусе реактора не превышало 200 кгс/см<sup>2</sup>. Согласно расчетам набранный флюенс быстрых нейтронов ИИР «Гидра» не превышает  $3,0 \cdot 10^{18}$  нейтр./см<sup>2</sup>, в то время как максимальный проектный флюенс нейтронов с энергией более 0,1 МэВ на наиболее напряженный элемент конструкции (каналы корпуса) не превысил значения  $6,0 \cdot 10^{19}$  нейтр./см<sup>2</sup>.

В 50–60-е гг. при проектировании корпуса ИЯУ [1, 2, 4] еще не принималось во внимание

изменение физико-химических свойств материала силового корпуса под действием реакторного излучения из-за прогнозируемого тогда недостаточного интегрального эффекта в течение кампании таких ИЯУ [3]. Со временем влияние терморadiационной деградации свойств конструкционных материалов на прочность, безопасность эксплуатации ИЯУ стало значимым фактором опасности [4, 5]. Поэтому в числе приоритетных критериев для оценки возможности продления сроков эксплуатации ИЯУ будет количественное диагностирование запаса остаточного ресурса. В этой связи первый критерий – обоснование наличия запаса остаточного ресурса корпуса реактора – учитывает соответствие результатов проведения расчетных исследований плотности потока быстрых нейтронов и их интегральных значений на наиболее уязвимых элементах корпуса реактора в зависимости от характера работы реактора (мощности и времени работы) показателям норм и правил по ядерной и радиационной безопасности и прочности конструкций. Известно, что радиационное повреждение стали может быть существенным при флюенсах быстрых нейтронов более  $10^{21}$  нейтр./см<sup>2</sup> [3–7]. Этот предел определяет границы запаса ресурса прочности и безопасности корпуса реактора. При сверхвысоких нейтронных дозах материал корпуса – сталь – подвержена радиационному распуханию и радиационной ползучести. Нейтронное облучение, сопровождающееся радиационным распуханием материала, может приводить к снижению пластичности материала и резкому снижению трещиностойкости [6, 7] и, как следствие, вызовет гильотинное разрушение корпуса.

Второй критерий – адекватное обоснование целостности и герметичности корпуса реактора. При работе ИЯУ происходит радиолиз воды, входящей в топливный раствор. Основной продукт радиолиза – гремучий газ, стехиометрическая смесь водорода и кислорода ( $2\text{H}_2 + \text{O}_2$ ). При импульсах с большим энерговыделением  $\sim 40$  МДж (и больше) выделение гремучих газов носит взрывной характер, что приводит к разлету топливного раствора, его динамическому удару по корпусу и значительным кратковременным механическим напряжениям в материале корпуса, способным вызвать остаточные деформации. Количественное выделение гремучих газов является ключевым фактором при расчетах прочностных характеристик корпусов исследовательских реакторов и при установлении их ресурсных показателей [2, 3]. Данные характеристики определяются ежедневным контролем

за разряжением вакуумной плотности корпуса реактора и поврежденным состоянием сварных швов методами неразрушающих испытаний с определенной периодичностью согласно нормативным документам и рабочим программам технического обслуживания и ремонта. В случае с ИИР «Гидра» основные положения обоснования безопасности процесса замены его корпуса определяются условиями и нормативными требованиями продления срока эксплуатации ИЯУ [2, 5, 6], в первую очередь по общим критериям качества и критериям терморadiационной, механической и коррозионной прочности корпуса [3, 5, 8].

В краткой форме концептуальная информационная модель Методики может быть представлена в виде диаграммы Исикавы, которая отражает научную сущность алгоритма поиска оптимальных путей решения проблемы замены корпуса с целью продления срока эксплуатации реактора, формирования оптимального плана, технологических приемов, средств и способов, позволяющих решить проблему с минимальными социальными рисками и экономическими затратами. Однако пока в проектах ремонтов и замены оборудования ИЯУ не было уделено достаточного внимания вопросам безопасности процесса ремонта, в частности таким важным, как:

- обоснование рисков выполнения ремонтных работ при продлении назначенного проектного срока эксплуатации ИЯУ;
- проектирование и верификация методов обоснования и определения остаточного ресурса ИЯУ и ИИР после замены его корпуса;
- выявление факторов опасностей и обоснование рисков безопасности процессов замены оборудования импульсного реактора, выработавшего свой ресурс, с облученным ядерным топливом;
- формирование программы управления качеством вывода реактора из эксплуатации.

К настоящему времени, когда фактический срок эксплуатации импульсных реакторов составляет 50 и более лет, решение указанных выше проблем и научных вопросов при длительной эксплуатации реакторов имеет большое практическое и социально-экономическое значение. Таким образом, основным элементом методики для обоснования безопасности комплексного процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора приоритетно является оценка социально-экономической потребности и технической возможности в проведении перспективных исследовательских работ за пределами проектного ресурса ИЯУ.

## Формирование Методики

Учитывая накопленный опыт в сфере обращения с ядерной техникой и энергетическими установками, представленная Методика является интегральной схемой состава научно-технических методов, информационных и инструментальных средств, а также способов организации и практической реализации деятельности по замене корпуса и его внутреннего оборудования при продлении сроков эксплуатации ядерного реактора и ИЯУ в целом. В ее основе лежат использование базовых принципов технического регулирования безопасности работ (НП-033-11, НП-024-2000, НП-048-03) [9–11], программ управления качеством (ISO 9000-2015, ISO 19443:2018, НП-090-11) [12–14] и программно-целевая детализация в описании процессов (оценка воздействия, технология работ и другие). Для практической реализации указанной Методики необходимо учитывать деятельность в области научных исследований, результаты которых формируют критерии оптимизации основного процесса – замену корпуса ИИР, а также деятельность по верификации и апробации с последующей валидацией информационных и инструментальных средств. Главной особенностью данной Методики является акцентирование внимания на результаты эксплуатационного мониторинга за его техническим состоянием, осуществлением технологических процессов и процедур сбора, систематизацией и анализом диагностической информации, важной для безопасности окружающего мира.

Методику можно представить в виде диаграммы Исикавы, которая отражает специфику и особенности основного процесса при продлении срока эксплуатации реактора – замены корпуса по отношению к инженерно-техническому и физико-технологическому знанию и накопленному опыту по продлению сроков эксплуатации ядерной техники [2, 3, 5]. Диаграмма Исикавы представляет собой схему, на основе которой можно исследовать и определить основные причинно-следственные связи последствий, а также предупредить возникновение нежелательных факторов (рис. 2). Суть Методики состоит в достижении цели – продлении срока эксплуатации реактора и ИЯУ в целом в аспектах минимизации затрат и возможных ущербов при выполнении технологических работ, снижении радиационного воздействия на персонал реактора до минимально возможного уровня, экологической приемлемости и целесообразности при выполнении практических работ по замене корпуса реактора,

а также управлении рисками главного процесса – замены корпуса ИИР. Формирование Методики, обеспечивающей безопасность при замене корпуса ИИР с использованием диаграммы Исикавы, включает в себя свод последовательных научно-технических мероприятий, диагностических исследований и испытаний, мероприятий по созданию соответствующих материальных, инструментальных и информационных ресурсов и резервов, подготовку персонала и в итоге – лицензирование деятельности по продлению сроков службы ИЯУ.

## Описание Методики

Методика (рис. 2) включает в себя конечное число поэтапных действий. Первым этапом Методики является определение условий поставленной задачи – уточнение исходных данных и событий, связанных с предысторией функционирования реактора и его состоянием на момент продления назначенного срока эксплуатации. В числе таких исходных данных и событий за время эксплуатации должны быть исследованы:

- диаграммы эксплуатации реактора в режимах пуска и работы на мощности;
- архивные сведения о наличии отказов в работе ИЯУ, влияющих на безопасность;
- архивные сведения о выявленных за предыдущий период эксплуатации нарушениях пределов безопасного технического состояния ИЯУ, в т. ч. выявленных отклонениях по критериям нормальной эксплуатации;
- наличие и состояние проектной, технологической и эксплуатационной документации, программ и руководств по управлению качеством процессов для всех этапов жизненного цикла ИЯУ;
- укомплектованность необходимым персоналом с учетом требований к его профессиональным навыкам;
- наличие действующих разрешительных документов на эксплуатацию реактора (лицензия на право эксплуатации ИИР, санитарно-эпидемиологическое заключение на право работы с радиоактивными веществами и источниками излучения, паспорт ИИР и другие).

Статистические данные, порученные при реализации первого этапа, служат исходным материалом для обеспечения расчетных исследований необходимой информацией. На данном этапе также проводится комплексное инструментальное диагностическое обследование реакторной установки методами неразрушающих испытаний с целью уточнения

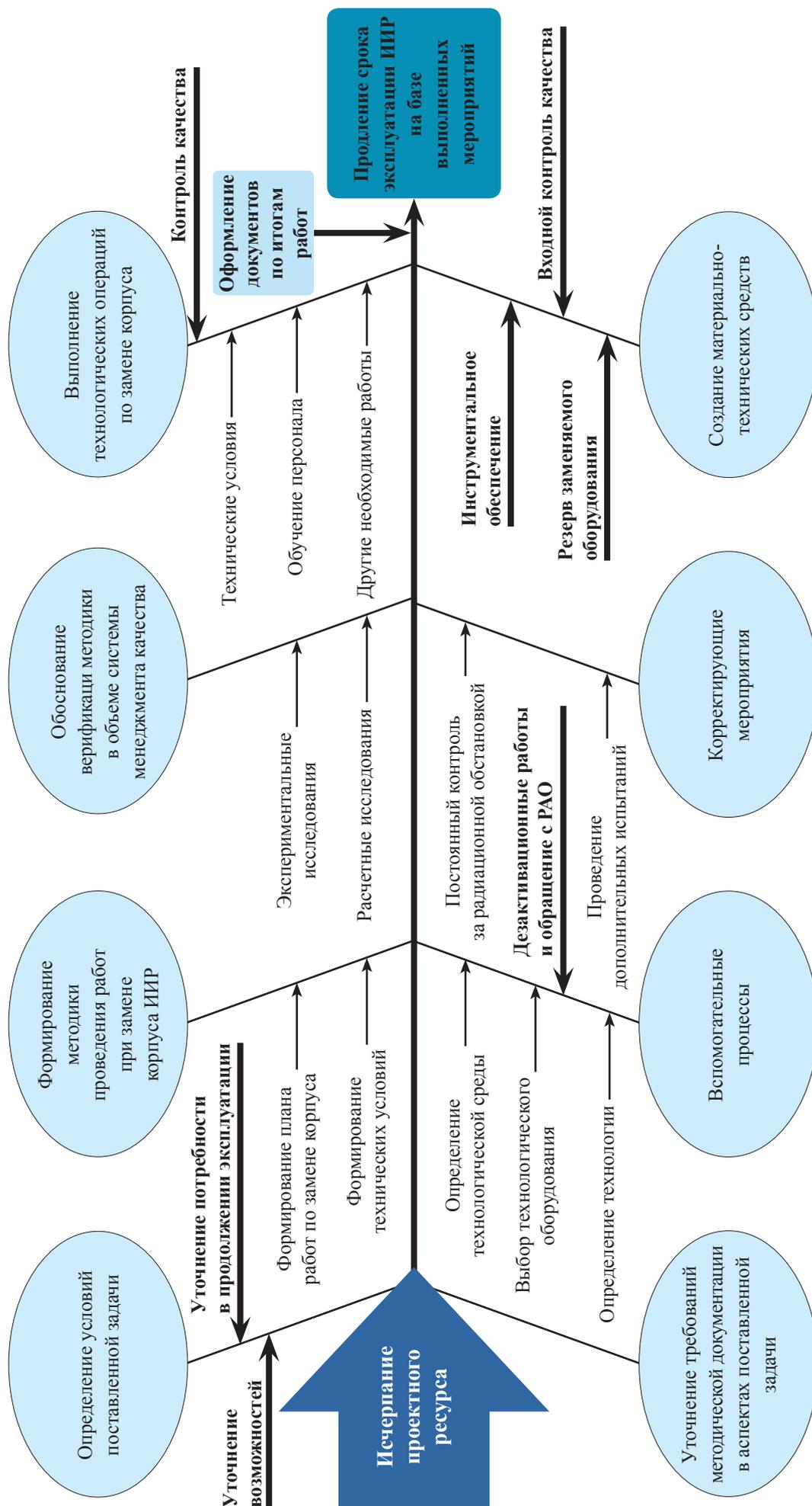


Рис. 2. Диаграмма Исикавы [Fig. 2. The Ishikawa diagram]

возможности и необходимости ее дальнейшей эксплуатации. Целью обследования является оценка фактического технического состояния корпуса реактора, расчетное определение его остаточного ресурса, а также установление дефицитов безопасности для оценки возможности формирования мероприятий для исключения дефицита безопасности и продолжения эксплуатации.

Вторым этапом является уточнение требований методической документации, необходимой для проведения работ по замене корпуса реактора. В соответствии с требованиями нормативных актов и правовых норм по безопасности, действующих в области использования атомной энергии [9–11], [15–17] должны быть установлены требования к организационно-техническим мероприятиям, направленным на обеспечение безопасности при проведении ядерно- и радиационно опасных работ.

Реализуемые на этом этапе организационно-технические мероприятия должны обеспечивать:

- непревышение основных пределов доз облучения персонала ИЯУ и нормативов радиоактивных выбросов, регламентируемых нормами радиационной безопасности;
- снижение радиационного воздействия при проведении ядерно- и радиационно опасных работ на персонал реактора и окружающую среду до минимально возможного;
- безопасность и экологическую приемлемость при проведении ядерно опасных работ и недопущение возникновения аварийной ситуации.

Третий этап Методики – это формирование плана проведения работ при замене корпуса ИИР.

Он основывается на принятых технических условиях функционирования ИИР в данный период. План работ формируется на основании разработанной проектно-сметной документации. Общая схема разрабатываемого плана и программно-методической документации представлена на рис. 3.

Работа по замене корпуса ИИР состоит из разных главных и вспомогательных процессов производственно-технологической деятельности для основного этапа жизненного цикла ядерной техники – эксплуатации, технического обслуживания и ремонта, включая деятельность по модернизации и улучшению. Для каждого такого процесса требуется выбрать технологию проведения работ, а также перечень необходимых для его осуществления технических средств, инструментов, в том числе информационных, а также необходимого оборудования, резерва запасных частей, изделий и приборов. Главными индикаторами и параметрами основного процесса являются качество и полнота определения факторов опасностей и особенностей технологической среды проведения работ по замене корпуса.

Перечень основных факторов, подлежащих учету при подготовке к проведению ядерно- и радиационно опасных работ в общем формате Методики, основанной на принципах обеспечения ядерной и радиационной безопасности, представлен в таблице. Верификация и апробация Методики в объеме системы управления качеством будут осуществляться на основе практического опыта и связаны с заменой и модернизацией корпусов растворных ядерных реакторов.

Таблица

**Основные факторы, влияющие на безопасность проведения работ  
Main factors affecting work safety**

Фактор	Влияние на безопасность		
	ядерную	радиационную	экологическую
радиоактивное загрязнение помещений реактора	–	+	+
радиационная нагрузка на персонал	–	+	+
деградация конструкционных материалов	+	+	–
отказы (ошибки персонала) при проведении перегрузочных работ и хранении «свежего» и облученного топливного раствора	+	+	–
ограничение в пространстве при производстве демонтажных и монтажных работ при замене корпуса	–	+	–
крупногабаритные радиоактивные отходы	–	+	+

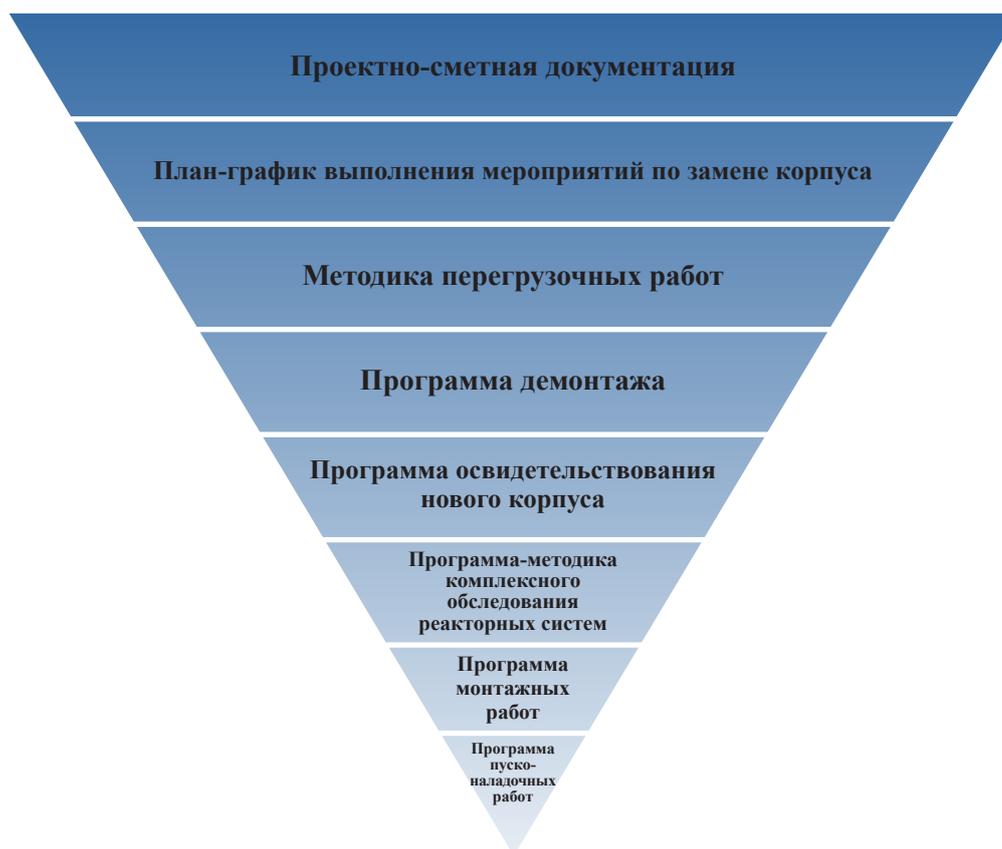


Рис. 3. Схема разрабатываемой программно-методической документации  
 [Fig. 3. The scheme of the developed methodological documentation]

Замена корпуса ИЯУ относится к производственному процессу эксплуатации реактора и является объектом применения «Программы обеспечения качества эксплуатации исследовательского импульсного реактора» [14]. Данная программа является обязательным для исполнения регламентирующим документом, действие которого распространяется на все этапы жизненного цикла эксплуатации реактора.

При проведении работ по замене корпуса реактора проводятся те или иные корректирующие мероприятия, связанные с обеспечением ядерной и радиационной безопасности персонала, в случае возможного превышения уровней радиационной безопасности, а также в нештатных ситуациях при замене корпуса. Для выявления необходимости проведения корректирующих мероприятий при замене корпуса ИЯУ учитываются:

- предварительное радиационное обследование реакторного помещения для выявления наиболее интенсивно излучающих элементов ИЯУ. Решение о последовательности действий при демонтаже корпуса реактора принимается в зависимости от распределения дозовых полей в реакторном помещении;
- постоянный контроль за радиационной обстановкой в помещениях реакторного зала, а также дозовый контроль персонала. Для снижения дозовых

нагрузок на персонал при проведении демонтажных работ необходимо учитывать высокую плотность компоновки оборудования в реакторном зале и габаритные ограничения технологических помещений, а также проведение грузоподъемных операций по извлечению корпуса из биологической защиты, перемещение контейнеров с радиоактивными отходами с помощью штатного мостового крана.

Результатом работ данного этапа пошаговых действий названной выше Методики является плановая последовательность технологических операций, оптимальная по интегральному критерию безопасного проведения работ по замене корпуса и минимизации дозовых нагрузок на персонал.

Основные составляющие последовательности технологических операций включают:

- проведение перегрузочных работ;
- слив топливного раствора;
- обеспечение безопасного обращения и хранения топливного раствора;
- залив топливного раствора в новый корпус;
- демонтаж старого корпуса реактора.

Демонтаж корпуса реактора сопровождается формированием определенного количества твердых и жидких радиоактивных отходов, по этой причине данная технологическая операция дополняется специальной процедурой, связанной с обращением

и временным хранением таких отходов, а также выполнением действий по учету и контролю за их состоянием.

Заключительным этапом Методики является работа по монтажу резервного (нового) корпуса ИЯУ. Данная деятельность включает также процедуры тестирования и проверки параметров ИЯУ с новым корпусом по критерию их соответствия проектным показателям. Итогом этой деятельности является соответствующее оформление разрешительных документов на эксплуатацию ИЯУ с новым корпусом.

Постоянной и одной из главных вспомогательных технологических операций при замене корпуса реактора является проведение дезактивационных работ.

Таким образом, поэтапное выполнение всех задач, указанных в информационной модели Методики, приводит к адекватному решению основной проблемы современного лабораторного исследования в области ядерных испытаний – продлению назначенного срока эксплуатации ИИР.

## Заключение

Предложена Методика обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора, основанная на поэтапной деятельности по ремонту и модернизации исследовательских ядерных реакторов, включая этап по разработке документации, проведения исследований для обеспечения безопасности и экологической приемлемости ядерно- и радиационно опасных работ при продлении проектных сроков эксплуатации ИЯУ. Информационная модель Методики сформирована в виде диаграммы Исикавы, которая имеет открытую архитектуру и при необходимости может быть дополнена другими элементами. В основе Методики лежат принципы обеспечения ядерной, радиационной и экологической безопасности, социальной необходимости и реализуемости. Предложенная выше оригинальная Методика обладает свойством инвариантности к различным модификациям корпусных импульсных растворных ядерных реакторов.

## Литература

1. Бать Г. А., Кабанов Л. П., Коченов А. С. Исследовательские ядерные реакторы. – М.: Атомиздат, 1972. – 62 с.
2. Пономарёв-Степной Н. Н. Уникальные разработки и экспериментальная база Курчатовского института / Под общ. ред. акад. РАН Н. Н. Пономарева-Степного. – М.: ИздАТ, 2008. – 184 с.
3. Горлинский Ю. Е., Былкин Б. К., Кутьков В. А., Павленко В. И. Учет зарубежного опыта вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок // Атомная техника за рубежом. 2014. № 1. С. 3–18.
4. Бойкова Т. В., Кочнов Ю. О., Мясников С. В., Петрунин Н. В., Терашкевич С. С. Эксплуатационный контроль состояния металла корпусов растворных реакторов в НИЦ «Курчатовский институт» // Вопросы материаловедения. 2022. № 4 (112). С. 191–198.
5. Ageing Management for Research Reactors (SSG-10). 2023, IAEA Vienna. ISBN 978-92-0-102810-5.
6. Васина Н. К., Марголин Б. З., Гуленко А. Г., Курсевич И. П. Радиационное распухание нержавеющей сталей: влияние различных факторов. Обработка экспериментальных данных и формулировка определяющих уравнений // Вопросы материаловедения. 2006. № 4 (48). С. 69–89.
7. Черепанов Г. П. Механика хрупкого разрушения. – М.: Наука, 1974. – 640 с.
8. Бойкова Т. В., Кочнов Ю. О. Методика проведения ядерно- и радиационно опасных работ при замене импульсного растворного реактора [Электронный ресурс]. URL: <https://cdn.rosatomtech.ru/web/files/Methodika-provedeniya-yaderno-i-radiatsionno-opasnykh-rabot-961ef45d1179afcc5e84.pptx> (дата обращения: 29.02.2024).
9. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии. НП-024-2000: утв. постановлением Госатомнадзора России от 28.12.2000 № 16.
10. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок. НП-033-11: утв. приказом Ростехнадзора от 30.06.2011 № 348.
11. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила ядерной безопасности импульсных исследовательских ядерных реакторов. НП-048-03: утв. постановлением Госатомнадзора России от 31.12.2003 № 9.
12. ISO 9000:2015 “Quality management systems – Fundamentals and vocabulary”, 2015.
13. ISO 19443:2018 “Quality management systems – Specific requirements for the application of ISO 9001:2015 by organizations in the supply chain of the nuclear energy sector supplying products and services important to nuclear safety (ITNS)”, 2018.

14. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к программам обеспечения качества для объектов использования атомной энергии. НП-090-11: утв. приказом Ростехнадзора от 07.02.2012 № 85.

15. СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010): утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 26.04.2010 № 40 (с изм. от 16.09.2013).

16. СанПиН 2.6.1.2523-09. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009): утв. постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 07.07.2009 № 47.

17. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Требования к управлению ресурсом элементов систем, важных для безопасности исследовательских ядерных установок. Основные положения. НП-042-23: утв. приказом Ростехнадзора от 30.10.2023 № 391.

## References

1. Bat G. A., Kabanov L. P., Kochenov A. S. (1972). Issledovatel'skie yadernye reaktory [Research nuclear reactors]. Moscow: Atomizdat. [in Russian].

2. Ponomarev-Stepnoi N. N. (2008). Unikal'nye razrabotki i ehksperimental'naya baza Kurchatovskogo instituta [Unique developments and experimental base of the Kurchatov Institute]. Moscow: IzdAT. [in Russian].

3. Gorlinsky Yu. E., Bylkin B. K., Kutkov V. A., Pavlenko V. I. (2014). Uchet zarubezhnogo opyta vyvoda iz ehkspluatatsii issledovatel'skikh yadernykh ustanovok [Accounting for foreign experience in decommissioning research nuclear installations]. Atomnaya tekhnika za rubezhom – Atomic technology abroad, No. 1, pp. 3–18. [in Russian].

4. Boikova T. V., Kochnov Y. O., Myasnikov S. V., Petrunin N. V., Terashkevich S. S. (2022). Ehkspluatatsionnyi kontrol' sostoyaniya metalla korpusov rastvornykh reaktorov v NITS “Kurchatovskii institut” [Operational monitoring of the metal of solution pressure vessel reactors at NRC “Kurchatov institute”]. Voprosy materialovedeniya, No. 4 (112), pp. 191–198. [in Russian].

5. Ageing Management for Research Reactors (SSG-10). 2023, IAEA Vienna. ISBN 978-92-0-102810-5.

6. Vasina N. K., Margolin B. Z., Gulenko A. G., Kursevich I. P. (2006). Radiatsionnoe raspukhanie nerzhavayushchikh stalei: vliyanie razlichnykh faktorov. Obrabotka ehksperimental'nykh dannykh i formulirovka opredelyayushchikh uravnenii [Radiation swelling of stainless steels: the influence of various factors. Processing of experimental data and formulation of governing equations]. Voprosy materialovedeniya, No. 4 (48), pp. 69–89. [in Russian].

7. Cherepanov G. P. (1974). Mekhanika khрупkogo razrusheniya [Mechanics of brittle fracture]. Moscow: Nauka. [in Russian].

8. Boykova T. V., Kochnov Yu. O. Metodika provedeniya yaderno- i radiatsionno opasnykh rabot pri zamene impul'snogo rastvornogo reaktora [Methodology for conducting nuclear and radiation work when replacing a pulsed solution reactor]. URL: <https://cdn.rosatomtech.ru/web/files/Methodika-provedeniya-yaderno-i-radiatsionno-opasnykh-rabot-961ef45d1179afcc5e84.pptx> (reference date: 29.02.2024).

9. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii “Trebovaniya k obosnovaniyu vozmozhnosti prodleniya naznachennogo sroka ehkspluatatsii ob"ektov ispol'zovaniya atomnoi ehnergii” (NP-024-2000) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use “Requirements for justifying the possibility of extending the designated service life of nuclear energy facilities” (NP-024-2000)]. 2000.

10. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii “Obshchie polozheniya obespecheniya bezopasnosti issledovatel'skikh yadernykh ustanovok” (NP-033-11) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use “General safety provisions of nuclear research installations” (NP-033-11)]. 2011.

11. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii “Pravila yadernoi bezopasnosti impul'snykh issledovatel'skikh yadernykh reaktorov” (NP-048-03) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use “Nuclear safety regulations for pulsed research nuclear reactors” (NP-048-03)]. 2003.

12. ISO 9000:2015 “Quality management systems – Fundamentals and vocabulary”, 2015.

13. ISO 19443:2018 “Quality management systems – Specific requirements for the application of ISO 9001:2015 by organizations in the supply chain of the nuclear energy sector supplying products and services important to nuclear safety (ITNS)”, 2018.

14. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii “Trebovaniya k programmam obespecheniya kachestva dlya ob'ektov ispol'zovaniya atomnoi ehnergii” (NP-090-11) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use “Requirements to quality assurance programs for nuclear facilities” (NP-090-11)]. 2011.

15. SP 2.6.1.2612-10 “Osnovnye sanitarnye pravila obespecheniya radiatsionnoi bezopasnosti” (OSPORB-99/2010) [SP 2.6.1.2612-10 “Basic sanitary rules for radiation safety” (OSPORB-99/2010)]. 2010.

16. SanPiN 2.6.1.2523-09 “Normy radiatsionnoi bezopasnosti” (NRB-99/2009) [SanPiN 2.6.1.2523-09 “Radiation safety standards” (NRB-99/2009)]. 2009.

17. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoi ehnergii “Trebovaniya k upravleniyu resursom ehlementov sistem, vazhnykh dlya bezopasnosti issledovatel'skikh yadernykh ustanovok. Osnovnye polozheniya” (NP-042-23) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use “Requirements to lifetime management of system elements important to safety of nuclear research installations. General provisions” (NP-042-23)]. 2023.

### Сведения об авторах

*Бойкова Татьяна Владимировна*, начальник лаборатории физических исследований, НИЦ «Курчатовский институт» (123098, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1).

*Кочнов Юрий Олегович*, начальник смены комплекса растворных реакторов, НИЦ «Курчатовский институт» (123098, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1).

*Петрунин Николай Васильевич*, начальник комплекса растворных реакторов (123098, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1).

*Сафронова Наталья Николаевна*, заместитель Генерального директора, Ассоциация организаций строительного комплекса атомной отрасли (117485, Москва, ул. Обручева, д. 30/1).

*Тутнов Игорь Александрович*, начальник лаборатории исследования старения и продления ресурса ядерных энергетических установок, НИЦ «Курчатовский институт» (123098, Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1).

### Authors credentials

*Boykova Tatyana Vladimirovna*, Head of the Laboratory of Physical Research, NRC “Kurchatov Institute” (1, Academician Kurchatov Square, Moscow, 123098), e-mail: Boykova\_TV@nrcki.ru.

*Kochnov Yuriy Olegovich*, AHR Complex Shift Supervisor, NRC “Kurchatov Institute” (1, Academician Kurchatov Square, Moscow, 123098), e-mail: Kochnov\_YO@nrcki.ru.

*Petrinin Nikolay Vasil'evich*, Head of AHR Complex, NRC “Kurchatov Institute” (1, Academician Kurchatov Square, Moscow, 123098), e-mail: Petrunin\_NV@nrcki.ru.

*Safronova Nataliya Nikolaevna*, Deputy General Director, Association of Organizations of the Nuclear Industry Construction Complex (30/1, Obrucheva str., Moscow, 117485), e-mail: safronova\_nn@accni.ru.

*Tutnov Igor Aleksandrovich*, Head of the Laboratory for Research on Aging and Prolongation of the Life of Nuclear Power Plants, NRC “Kurchatov Institute” (1, Academician Kurchatov Square, Moscow, 123098), e-mail: Tutnov\_IA@nrcki.ru.

### Для цитирования

*Бойкова Т. В., Кочнов Ю. О., Петрунин Н. В., Сафронова Н. Н., Тутнов И. А.* Методика для обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора. 2024. № 1 (111). С. 36–47. DOI: 10.26277/SECNRS.2024.111.1.003.

### For citation

*Boykova T. V., Kochnov Yu. O., Petrunin N. V., Safronova N. N., Tutnov I. A.* Safety justification methodology for aqueous homogeneous reactor vessel replacement. Nuclear and Radiation Safety Journal, 2024, No. 1 (111), pp. 36–47. [in Russian]. DOI: 10.26277/SECNRS.2024.111.1.003.