

**ЭКСПЛУАТАЦИЯ ОБЪЕКТОВ
АТОМНОЙ ОТРАСЛИ**
OPERATION OF FACILITIES
NUCLEAR INDUSTRY

УДК 621.039.56

<https://doi.org/10.26583/gns-2024-01-08>

EDN JFRMGR

Оригинальная статья / Original paper



**Методика конверсии исследовательских ядерных реакторов
на этапе вывода из эксплуатации**

Д.Ю. Байдаров¹, Т.В. Бойкова²  , Ю.О. Кочнов² ,
Н.Н. Сафронова³, И.А. Тутнов²

¹ ГК «Росатом», г. Москва, Российская Федерация

² Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», г. Москва, Российская Федерация

³ Ассоциация организаций строительного комплекса атомной отрасли (АСКАО), Москва, Российская Федерация

 Boykova_TV@nrcki.ru

Аннотация. В статье рассматривается проблема формирования научно-технических программ конверсии исследовательских ядерных установок на этапе вывода из эксплуатации, возникшая в аспекте обоснования возможности продления назначенного срока эксплуатации всех действующих исследовательских ядерных реакторов в России. Для решения данной проблемы предлагается методика, в состав которой входит информационная модель и процессное описание необходимых пошаговых действий, а также свод приложений в виде документов, обосновывающих наиболее оптимальные пути формирования проекта управления качеством процессов конверсии ИЯУ применительно к особым условиям жизненного цикла конкретных ядерных реакторов. Описывается общий вид методики: принципы и методы построения, структура. Приводится пример применения данной методики при конверсии исследовательского солевого растворного импульсного исследовательского реактора «Гидра» для этапа вывода из эксплуатации. Целью конверсии реактора «Гидра» является продление назначенного срока эксплуатации путем замены невосстанавливаемого оборудования – корпуса. Сформулированы основные критерии обоснования остаточного ресурса корпуса, которыми являются наличие запаса прочности материала корпуса с учетом набранного флюенса на более уязвимые участки и обоснование целостности и герметичности корпуса. Для наглядности концептуальная информационная модель обоснования безопасности процесса замены корпуса реактора «Гидра» представлена в виде диаграммы Исикавы. Методика представляет собой проведение ряда последовательных научно-технических мероприятий, исследований и конечное число поэтапных действий для достижения конечной цели – продления срока эксплуатации. Описываются этапы методики обоснования безопасности замены корпуса реактора «Гидра» такие, как «уточнение исходных данных», «выполнение расчетных исследований и лабораторных экспериментов», «уточнение требований методической документации» и «формирование плана работ» и «оформление лицензионных документов на эксплуатацию».

Ключевые слова: Методика, исследовательский ядерный реактор, вывод из эксплуатации, ремонт, конверсия, остаточный ресурс, проектный срок эксплуатации, реактор «Гидра», импульсный ядерный реактор, замена корпуса реактора.

Для цитирования: Байдаров Д.Ю., Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Сафронова Н.Н., Тутнов И.А. Методика конверсии исследовательских ядерных реакторов на этапе вывода из эксплуатации. *Глобальная ядерная безопасность*. 2024;14(1):58-67 <https://doi.org/10.26583/gns-2024-01-08>

For citation: Baidarov D.Yu., Boykova T.V., Kochnov Yu.O., Safronova N.N., Tutnov I.A. The method of research nuclear installation conversion at the decommissioning stage. *Global nuclear safety*. 2024;14(1):58-67 (In Russ.) <https://doi.org/10.26583/gns-2024-01-08>

The method of research nuclear installation conversion at the decommissioning stage

Dmitriy Yu. Baidarov¹, Tatyana V. Boykova²  , Yuriy O. Kochnov² ,
Nataliya N. Safronova³, Igor A. Tutnov²

¹ Rosatom State Corporation, Moscow, Russian Federation

² National Research Centre «Kurchatov Institute», Moscow, Russian Federation

³ Association of Nuclear Industry Construction Organisations (ASCAO), Moscow, Russian Federation

 Boykova_TV@nrcki.ru

Abstract. The article examines the problem of forming scientific and technical programs for the conversion of research nuclear installations at the decommissioning stage, which arose in the aspect of justifying the possibility of extending the designated service life of all existing research nuclear reactors in Russia. To solve this problem, a methodology is proposed, which includes an information model and a process description of the necessary step-by-step actions, as well as a set of appendices in the form of documents justifying the most optimal ways to form a project for managing the quality of nuclear reactor conversion processes in relation to

special life cycle conditions of specific nuclear reactors. The general view of the methodology is described: principles and methods of construction, structure. An example of the application of this technique in the conversion of the Hydra salt solution pulsed research reactor for the decommissioning stage is given. The purpose of the conversion of the Hydra reactor is to extend the designated service life by replacing non-repairable equipment the vessel. The main criteria for justifying the residual life of the housing are formulated, which are the presence of a safety margin of the housing material, taking into account the accumulated fluence on more vulnerable areas and the justification of the integrity and tightness of the housing. For clarity, the conceptual information model of the methodology for justifying the safety of the process of replacing the Hydra reactor vessel is presented in the form of an Ishikawa diagram. The methodology represents a series of sequential scientific and technical activities, research and a finite number of step-by-step actions to achieve the final goal – extending the service life. The stages of the methodology for justifying the safety of replacing the Hydra reactor vessel are described, such as «clarification of initial data», «performing computational studies and laboratory experiments», «clarification of the requirements of methodological documentation» and «formation of a work plan» and «registration of licensing documents for operation».

Keywords: Methodology, research nuclear reactor, decommissioning, repair, conversion, residual life, design life, Hydra reactor, pulsed nuclear reactor, reactor vessel replacement.

Введение

Исследовательские ядерные установки (далее – ИЯУ) для проведения научных экспериментов в области использования атомной энергии в своем большинстве представлены уникальными ядерными реакторами, различного типа с относительно малой установленной мощностью¹. На длительном жизненном цикле ИЯУ с момента их пуска в эксплуатацию выполняются работы, связанные с реализацией научно-технических программ различных исследований и одновременно работы, направленные на расширение экспериментальных возможностей, улучшения уровня безопасности [1,2] таких установок, повышения их экологической приемлемости и эффективности.

Большинство ИЯУ были спроектированы и созданы в 60-70-х гг. прошлого века. Тогда в их проектах не было уделено достаточного внимания вопросам безопасности и противоаварийной устойчивости ядерных реакторов при длительной эксплуатации. В частности, таким важным вопросам, как обоснование рисков эксплуатации [1]; проектирования и верификации методов мониторинга технического состояния; обоснования и определения остаточного ресурса реактора, его незаменимых конструкций; выявления факторов опасностей; обоснование приемлемости рисков безопасности для процессов эксплуатации и ремонта заменяемого оборудования реактора, выработавшего свой ресурс; безопасности и экологической приемлемости обращения с облученным ядерным топливом и радиоактивными отходами; формирование программы управления качеством эксплуатации и вывода ИЯУ из эксплуатации; другим.

К текущему моменту подавляющее большинство ИЯУ исчерпали свой ресурс и должны быть подвергнуты процедуре конверсии [1,3], в аспекте обоснования возможности продления их проектного срока службы, проведения капитального ремонта или реконструкции, либо замены на новые установки.

За долгий период эксплуатации ИЯУ требования нормативных документов по обеспечению безопасности при эксплуатации исследовательских реакторов неоднократно менялись в сторону ужесточения. Для удовлетворения строгих требований современных нормативных документов регулятора и получения новых лицензионных разрешений для использования ИЯУ за пределами проектного ресурса, а также, для прогнозирования поведения ядерного реактора в штатных и в аварийных ситуациях, обоснования достаточности различных систем безопасности и вспомогательного оборудования, устройств для превентивного предупреждения возможных аварий, со всей очевидностью, необходимо на проектно-целевой основе выполнить формирование научно-технических программ конверсии ИЯУ для этапа вывода из эксплуатации.

Учитывая широкий круг задач, стоящих перед ГК «Росатом» [3], становится важным объединение усилия множества научных и проектных организаций, заводов изготовителей ядерной техники в едином векторе развития и конверсии ИЯУ. Вместе с этим в общей системе проектирования, создания и эксплуатации ИЯУ образовалось большое количество вертикальных и горизонтальных связей функционального и информационного характера. Поэтому задача анализа сложившихся отношений, наведения в них системного порядка, подчинения деятельности всех элементов жизненного цикла ИЯУ единой цели – эффективности и безопасности, экологической приемлемости таких установок, является чрезвычайно актуальной научно-практической проблемой текущего момента, требующей неотложного решения. Необходимость разработки в едином формате научно-технических программ конверсии ИЯУ для этапа вывода из эксплуатации вызвана стремлением: научно обосновать систему исследовательских экспериментальных задач ГК «Росатом» и как следствие, повысить эффективность НИР и ОКР; исключить дублирование многих научно-исследовательских и конструкторских разработок; исключить переориентирование финансирования, выделяемого на НИОКР; повысить эффективность реализации научных достижений и передовых инженерных решений в новых разработках; исключить необоснованное расширение номенклатуры проектов ИЯУ при недостаточной их стандартизации и унификации. Таким образом, определяется актуальность

¹ Калыгин В.В., Гремячкин В.А., Святкин М.Н. [и др. Опыт эксплуатации комплекса исследовательских реакторов ГНЦ РФ НИИЯР. – XII ежегодная Международная научно-техническая конференция Ядерного общества в России «Исследовательские реакторы: наука и высокие технологии»: Сборник докладов. – Дмитровград: ФГУП ГНЦ РФ НИИЯР, 2001. – Т. 1. – С.49–70.

разработки и верификации методики формирования научно-технических программ конверсии ИЯУ для этапа вывода из эксплуатации, которая будет инвариантной к проектным особенностям и условиям практического использования конкретного исследовательского ядерного реактора, в т.ч. и реакторов, важных для решения актуальных проблем получения полезных изотопов и специальных медицинских препаратов.

Научные положения, принципы и методы решения проблемы конверсии ИЯУ

Разработка методики формирования научно-технических программ конверсии ИЯУ основывалась на использовании методологии и рекомендаций программно-целевого метода [2,3]. Однако, программно-целевой метод лишен универсальности и в общем случае процессы главные и вспомогательные, алгоритмы и процедуры метода не могут быть разработаны и определены таким образом, чтобы их можно было применить для решения любой задачи на проектирование, эксплуатацию и вывод из эксплуатации ИЯУ, ввиду индивидуальной оригинальности и специфики последних. Поэтому, целью разработки названной методики в нашем случае ставится формирование общих процессов, процедур, приемов и документированного порядка формирования целевых научно-технических программ конверсии ИЯУ для этапа вывода из эксплуатации, для общего случая в удобной форме проекта управления качеством процессов конверсии ядерной техники. Разработка методики формирования научно-технических программ конверсии ИЯУ для этапа вывода из эксплуатации (далее – Методика) в целом должна завершаться выпуском программной документации, в состав которой входит информационная модель и процессное описание необходимых пошаговых действий, а также свод приложений в виде документов, обосновывающих наиболее оптимальные пути формирования проекта управления качеством процессов конверсии ИЯУ применительно к особым условиям жизненного цикла конкретных установок.

Основные пошаговые действия Методики состоят из: поиска и анализа информационных материалов и сведений о жизненном цикле ИЯУ; постановки целей и задач программы управления качеством процессов конверсии ИЯУ (далее – Конверсии); организации и проведения НИОКР по решению функциональных задач Конверсии; ресурсного обеспечения практических работ Конверсии; применения организационно-экономических механизмов реализации Конверсии; способов организационного управления (самооценки и аудита качества) в период реализации программы Конверсии. В основе настоящей Методики использована общепринятая логическая схема программно-целевого метода: «цели программы – пути достижения программных целей – средства, необходимые для практической реализации программы» [4]. Согласно данной схеме, программные цели Конверсии ИЯУ должны быть реализованы в рамках системы НИОКР с предоставлением необходимых инструментов и

ресурсов, в т.ч. инженерных и интеллектуальных. При этом программа Конверсии должна обладать следующими характеристиками:

- системность, характеризующаяся наличием плана реализации скоординированных и взаимосвязанных исследований в целях конверсии ИЯУ;
- ориентация на потребности ГК «Росатом», определяемая тенденцией выполнения НИОКР для достижения поставленной задачи в рамках проблемы конверсии ИЯУ;
- комплексность и интеграции разнообразных научных подходов и методов, обеспечивающих решение программной проблемы конверсии ИЯУ;
- достаточное обеспечение необходимыми ресурсами в рамках программы Конверсии ИЯУ в интересах ГК «Росатом».

Для общего случая информационную модель Методики поясняет рисунок 1.

В основе предлагаемой Методики лежат апробированные практикой принципы:

- Целеустремленность. В соответствии с этим принципом формирование научно-технических программ конверсии ИЯУ для этапа вывода из эксплуатации должна иметь направленность на достижение генеральной цели деятельности ГК «Росатом», решение задач, определенных на основе долгосрочного прогноза (стратегии) развития атомной отрасли России. Сквозное планирование; планирование «от задач к ресурсам» с охватом всех стадий жизненных циклов ИЯУ, с учетом всех необходимых мероприятий и требований регулятора, связанных с этим затрат. Этот принцип в сочетании с использованием критерия «эффективность-стоимость» создает основу для объективного решения задач сравнительного анализа альтернатив процессов конверсии ИЯУ, особенно для периода за пределами первоначального проектного ресурса этих установок и вывода их из эксплуатации.

- Принцип вариантности. Разработку программ Конверсии ИЯУ следует осуществлять в нескольких вариантах, отбирая затем рациональный, в идеале оптимальный вариант по критерию «цена-качество». При вариантной разработке варьированию подлежат не только работы и ресурсы, но и целевые показатели служебных характеристик ИЯУ. Разработка программы не должна проводиться по однократному циклу последовательных операций. Процесс разработки должен представлять собой совокупность итерационных последовательно-параллельных операций. При разработке программ не исключено возникновение циклов обратных связей локального и общего характера. Локальные циклы обратных связей способствуют лучшей взаимосвязи и координации близлежащих главных и вспомогательных процессов конверсии ИЯУ и разработки документированной рабочей программы приоритетных действий, оптимизации показателей. Циклическое поэтапное развитие всей программы дает возможность уточнять цели и задачи на каждом витке спирали качества жизненного цикла ИЯУ, а также определять потребность в ресурсах и потенциал реализации программы в целом. В итоге это обеспечивает лучшую перспективу для вариант-

ного верификационного анализа и системного подхода, крайне необходимого, чтобы построить оптимизированную и высокоэффективную программу Конверсии. Содержательная структура целевой программы

должна отражать логическую схему программно-целевого планирования и может быть представлена в виде отдельных разделов (блоков): целевой, функциональный, исполнительный, ресурсный и др.

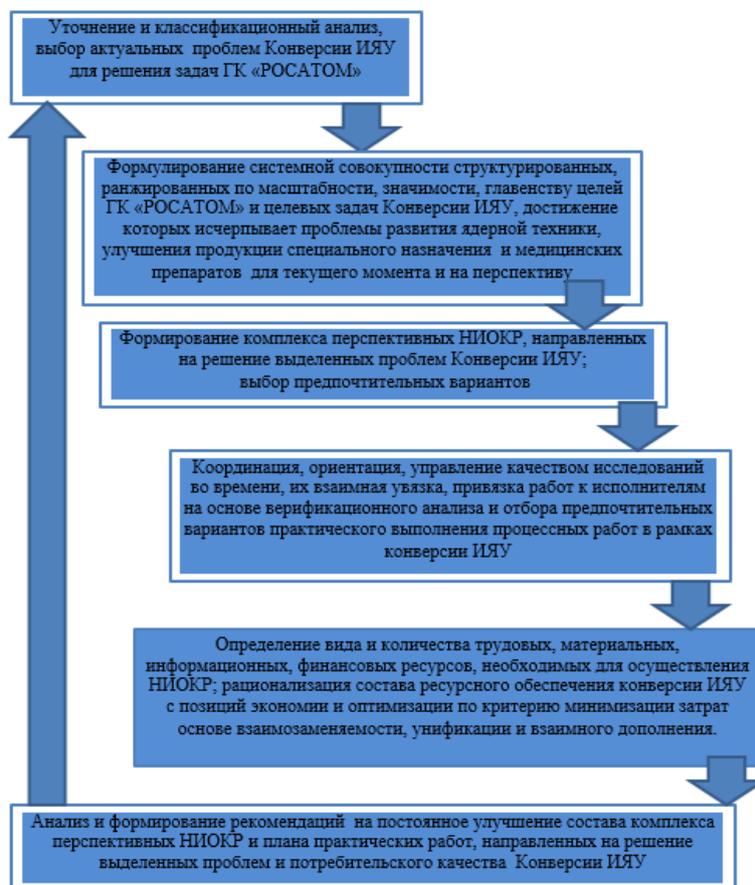


Рисунок 1. Информационная модель Методики
Figure 1. Methodology information model

В частности, целевой блок Методики содержит характеристику генеральной цели программы формирование научно-технических программ конверсии ИЯУ для этапа вывода из эксплуатации и подцелей разных уровней, определяющих в совокупности директивную установку программы. В целевой блок входят заявленные показатели программы и определяющие их целевые нормативы. Содержание целевого блока призвано, с одной стороны, отразить направленность, векторную ориентацию программы, с другой – представить модель «дерева целей» [4] программы Конверсии ИЯУ. Функциональный блок Методики представляет собой ряд скоординированных во временных рамках мероприятий по выполнению НИОКР, целью которых является реализация программы Конверсии ИЯУ. Комплекс исследований должен обладать, свойством полной достаточности в смысле включения в него всех видов мероприятий, необходимых для осуществления директивной установки Методики. Степень детализации пошаговых действий Методики зависит от требуемого уровня глубины исследований и обеспечения безопасности при осуществлении практических работ при конверсии ИЯУ. В рамках функциональных действий необходимо рассматривать не

только основные мероприятия, направленные на достижение цели Методики, но и сопутствующие мероприятия, необходимые для реализации основных. Вместе с тем в конкретный рабочий вариант программы конверсии ИЯУ для этапа вывода из эксплуатации в рамках предлагаемой Методики следует включать пошаговые вспомогательные процессы и действия, без которых трудно гарантировать качественное осуществление Конверсии ядерного реактора в целом. Исполнительный раздел формируется для связи НИОКР с исполнителями в лице центрального аппарата и предприятий ГК «Росатом», контролирующими и управляющими государственными органами и пр., тем или иным образом участвующих в осуществлении программы конверсии ИЯУ, включая ее финансирование [4]. При оформлении исполнительной структуры программы работы детализируются и конкретизируются применительно к адресатам, образующим исполнительную структуру.

Ресурсный блок характеризуется объемами и видами материальных, трудовых, информационных, финансовых ресурсов, необходимых для реализации программы, и источниками их получения. Важно, чтобы свод целей формирования научно-технических

программ конверсии ИЯУ для этапа вывода из эксплуатации был определен исходя, с одной стороны, из характера решаемой проблемы конверсии конкретной ИЯУ, а с другой – ресурсных возможностей ее решения с учетом ограничений, накладываемых наличием ряда проблем риска в атомной отрасли и общей ограниченностью ресурсного потенциала [1,3,4]. Разработка целевой программы конверсии конкретной ИЯУ обусловлена постепенным уточнением задач этой программы, исходя из основных потребностей общества и ГК «Росатом», и цели в дальнейшей работе этой установки, своду требований для будущего функционирования ИЯУ, а также последующему их представлению в виде иерархической системы. Построение «дерева целей» конверсии конкретной ИЯУ, как ключевого элемента целевой программы предполагает регулярную детализацию, осуществляемую в векторе программы управления качеством Конверсии. Такая детализация базируется на функционально-содержательном принципе, где каждый элемент делится на элементы, схожие по природе с первоначальным, только более дифференцированные. Результатом завершеного процесса детализации является установление иерархии элементов, которая и декларируется как «дерево целей» программы.

Таким образом, сказанное выше определяет перспективу удобного применения названной выше Методики для решения практических задач конверсии существующих ИЯУ на этапе их вывода из эксплуатации в векторе уже накопленного мирового и отечественного опыта по выводу из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов ²[5].

Пример формирования программы конверсии исследовательского растворного ядерного реактора «Гидра»

В нашем случае конверсии исследовательского реактора «Гидра» (рис. 2.) целевое продление его проектного срока эксплуатации основано на главном процессе – замене его невосстанавливаемого оборудования, корпуса реактора [6].

Корпус этого исследовательского ядерного реактора в период эксплуатации подвергается циклическим термо-механической и радиационной нагрузкам в момент импульса делений ядерного топлива, коррозионным повреждениям при нагревании раствора, динамическому воздействию химического взрыва гремучей смеси в период физического эксперимента. Корпус реактора является критическим конструктивным элементом ИЯУ, определяющим приоритетно ресурс, ядерную и радиационную безопасность, противоаварийную устойчивость установки в целом.



Рисунок 2. Исследовательский реактор «Гидра»
Figure 2. Hydra research reactor

Особенностью обоснования безопасности процесса замены корпуса импульсного реактора «Гидра» является акцентирование внимание на возможных опасностях технологических процессов и процедур при продлении его проектных сроков эксплуатации. Поэтому стартовыми действиями на основе названной выше Методики является сбор и анализ служебной информации, как важной компоненты комплексного мероприятия оценки качества практической инженерной деятельности по продлению сроков эксплуатации данного импульсного реактора.

Исходным событием для замены корпуса ИЯУ «Гидра» является исчерпание его проектного ресурса безопасности. Ресурс полностью заменяемого оборудования ИЯУ определяется наличием запасных частей технически необходимого резерва. Если же элемент установки является невосстанавливаемым, то тогда главным процессом продления ресурса является процесс замены такого критического элемента при достижении предельных параметров по критериям безопасности и надежности, противоаварийной устойчивости Корпус и его внутрикорпусные элементы ИЯУ «Гидра» являются невосстанавливаемым оборудованием. Поэтому, со всей очевидностью, замена такого оборудования исследовательской установки должна иметь соответствующие документированные методические обеспечение – программу, включая оригинальную методику, важную для валидированного обоснования безопасности самого процесса замены корпуса реактора.

Основными факторами опасностей при замене корпуса исследовательского реактора является деградация физико-механических свойств конструктивных материалов, которое может вызвать внезапное разрушение конструкций, а также высокая степень радиоактивной загрязненности металлоконструкций, которые подлежат демонтажу и замене. Эксплуатационными факторами деградации служебных элемен-

² Требования к обоснованию возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии. – Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии НП-024-2000. – Госатомнадзор РФ. – Режим доступа: <https://base.garant.ru/12129621/>

тов и увеличения рисков опасностей при дальнейшей работе ядерного импульсного реактора, влияющими на работоспособность его корпуса, следовательно, и на условия безопасности, и на работоспособность всей ИЯУ, являются: вредные воздействия агрессивной среды и ионизирующего реакторного излучения; внутренние механические напряжения и деградация структуры и физико-механических свойств конструкционных материалов реактора; механические и иные повреждения в результате ошибок обслуживающего персонала или иных воздействий в период чрезвычайных ситуаций и пр. Вместе с этим на условия безопасности процесса ремонта и замены корпуса ИЯУ оказывают существенные ограничения из-за современных изменений законодательства и нормативных документов, в части требования норм и правил регулятора при длительных сроках эксплуатации исследовательского ядерного реактора (НП-024-2000).

В период эксплуатации при работе корпус ИЯУ «Гидра» испытывает импульсные нагрузки, обусловленные инерционным давлением, и коррозионное воздействие от топливного раствора. Цилиндрическая форма корпуса реактора со свободным объемом над раствором для расширения топлива во время импульса позволяет снизить влияние инерционного давления. В 50-60-ые года при проектировании корпуса реактора еще не принималось во внимание временное изменение физико-химических свойств материала корпуса под действием реакторного излучения. Со временем влияние терморadiационной деградации свойств конструкционных материалов на прочность, безопасность эксплуатации исследовательских ядерных реакторов стало значимым фактором опасностей [1,5]. Поэтому, в числе приоритетных критериев для оценки возможности продления сроков эксплуатации ИЯУ является количественное диагностическое прогнозирование запаса прочности и остаточного ресурса корпуса реактора. В этой связи первый критерий обоснования наличия запаса остаточного ресурса корпуса реактора – соответствие результатов проведения расчетных исследований плотности потока быстрых нейтронов и их интегральных значений на наиболее уязвимых элементах корпуса в зависимости от характера работы реактора (мощности и фактического времени работы) показателям норм и правил по ядерной и радиационной безопасности. Известно, что радиационное повреждение стали может быть существенным при флюенсах быстрых нейтронов более 10^{21} нейтр./см² [5] (НП-024-2000).

Этот предел определяет границы запаса ресурса прочности и безопасности корпуса реактора. При сверхвысоких нейтронных дозах материал корпуса – сталь подвержена радиационному набуханию и радиационной ползучести. Нейтронное облучение, сопровождающееся радиационным набуханием материала, может приводить к снижению пластичности материала и трещиностойкости, как следствие вызовет гильотинное разрушение корпуса.

Второй критерий – адекватное обоснование целостности и герметичности корпуса реактора. При работе исследовательской импульсной ядерной уста-

новки происходит радиолиз воды, входящей в топливный раствор. Основным продуктом радиолиза – гремучий газ, стехиометрическая смесь водорода и кислорода ($2H_2+O_2$). При импульсах с энергией ~ 40 МДж и больше выделение гремучих газов носит взрывной характер. Это приводит к динамическому разлету топливного раствора, и силовым ударами по корпусу, вызывает значительные кратковременным механические напряжения в материале корпуса, заметные остаточные деформации. Данные характеристики определяются мониторингом технического состояния ИЯУ, в частности путем наблюдательного контроля за разряжением вакуумной плотности корпуса реактора и диагностическим контролем состояния сварных швов [6,7].

В краткой форме концептуальная информационная модель методики для обоснования безопасности процесса замены корпуса ИЯУ «Гидра» может быть представлена в виде диаграммы Исикавы (рис. 3). Она наиболее полно отражает многогранность специфики основного процесса при продлении срока эксплуатации реактора – замены его корпуса по отношению к инженерно-техническому и физико-технологическому знанию и накопленному опыту по продлению сроков эксплуатации ядерной техники [3,5]. С научной точки зрения, данная модель описывает алгоритм поиска оптимальных путей решения проблемы замены корпуса, с целью продления срока эксплуатации ИЯУ «Гидра», формирования оптимального плана, технологических приемов и методов, позволяющих решить проблему с минимальными социально значимыми рисками и экономическими затратами.

Формирование методики обоснования безопасности замены корпуса исследовательского импульсного реактора

Учитывая накопленный опыт в сфере обращения с ядерной техникой, ядерными энергетическими установками методика обоснования безопасности замены корпуса исследовательского импульсного реактора является интегральной схемой научно-технических методов, информационных и инструментальных средств, а также способов организации и практической реализации деятельности по его замене при продлении сроков эксплуатации ядерного реактора. В основе данной методики лежит использование базовых принципов технического регулирования безопасности радиационно-ядерных опасных работ, согласно нормам НП-033-11, НП-024-2000, НП-048-03, ISO 9000-2015, ISO 19443:2018, а также детализация главных и вспомогательных процессов на базе вероятностной оценки опасностей воздействия, экологической приемлемости технологии выполнения работ и др.

Для практической реализации данной методики необходимо учитывать деятельность в области научных исследований, результаты которых формируют критерии оптимизации основного процесса – замену корпуса импульсного реактора, а также деятельность по верификации и апробации с последующей валидацией информационных и инструментальных средств.

Главной особенностью методики обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского ядерного реактора (далее – Методика) в жизненном цикле ядерных исследовательских установок, как продление назначенного срока эксплуатации, является акцентирование на методах и процедурах проведения технологических процессов, информационном анализе, как важной компоненты комплексного мероприятия и оценки качества практической инженерной деятельности. Методика (рис. 3) демонстрирует

совокупность взаимосвязанных действий, на основе которой можно исследовать и определить основные причинно-следственные связи факторов и последствий инженерно-технологических воздействий на ИЯУ, а также предупредить возникновение нежелательных факторов и причин опасностей при выполнении практических работ при замене корпуса исследовательского импульсного ядерного реактора «Гидра» (ИИР).

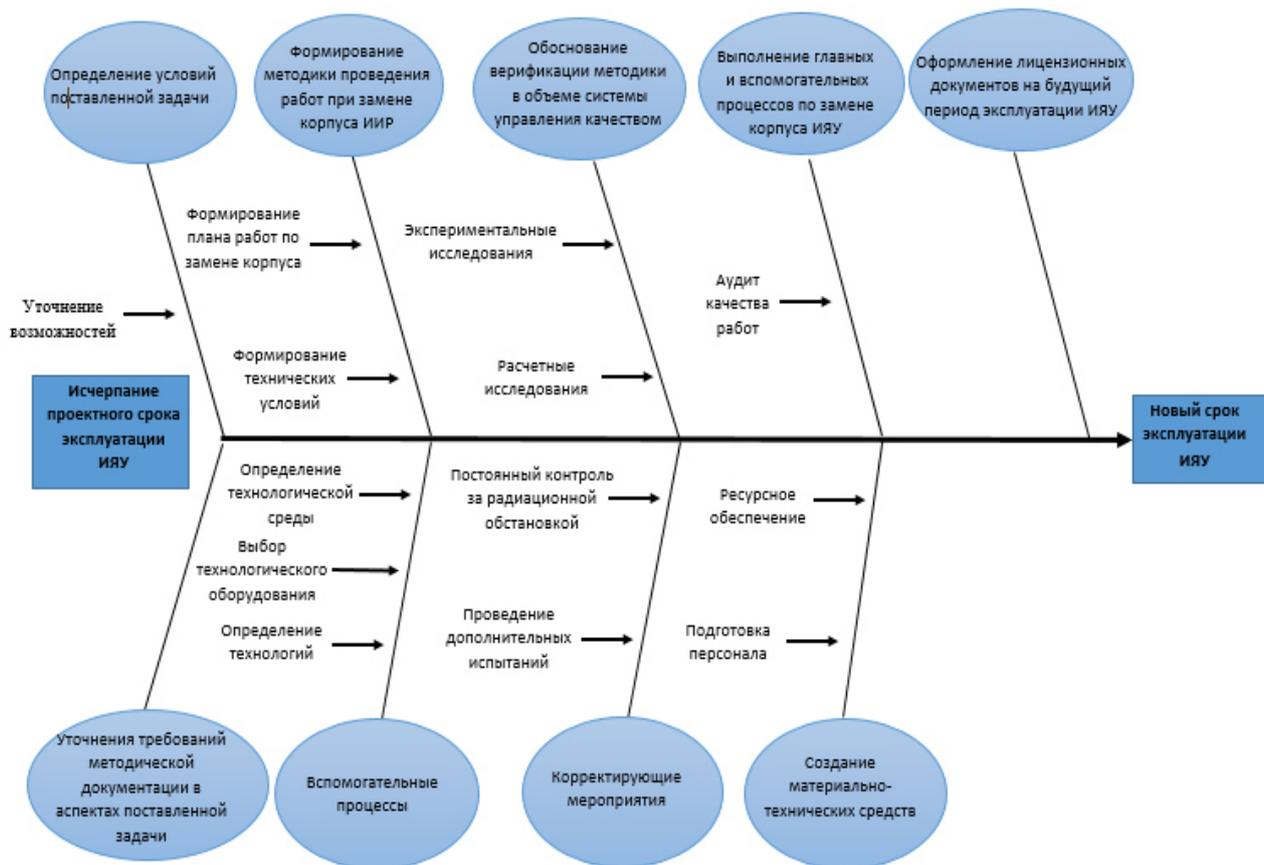


Рисунок 3. Концептуальная информационная модель методики для обоснования безопасности процесса замены корпуса ИЯУ «Гидра»

Figure 3. Conceptual information model of the methodology for safety justification of the Hydra vessel replacement process

Суть Методики обоснования безопасности процесса замены корпуса ИИР состоит в достижении цели – продления срока эксплуатации реактора путем снижения экономических затрат и возможных ущербов при проведении технологических работ, минимизации радиационного воздействия на персонал реактора, а также эффективного управления рисками главного процесса – замены корпуса импульсного исследовательского ядерного реактора. Формирование методики, обеспечивающей безопасность при замене корпуса исследовательского реактора с использованием диаграммы Исикавы, включает в себя проведение последовательных научно-технических мероприятий, исследований и конечное число поэтапных действий. Первым действием методики является определение условий поставленной задачи – уточнение исходных данных и исходных событий, связанных с предыдущим

функционирования реактора и его состоянием на момент начала продления назначенного ранее срока эксплуатации. В числе таких исходных данных и исходных событий за время эксплуатации должны быть изучены: рабочие диаграммы эксплуатации реактора в режимах пуска и работы на мощности; сведения о наличии отказов, влияющих на безопасность ИЯУ; выявленные в долгий период эксплуатации отклонения от условий нормальной проектной эксплуатации; наличие в текущем состоянии проектной, технологической и эксплуатационной документации недостатков и дефицитов по обоснованию безопасности функционирования ИЯУ «Гидра» для будущего периода; сведения, касающиеся оценки компетентности и надежности персонала [8]; а также действующих разрешительных документов на эксплуатацию реактора (лицензия на право эксплуатации ИИР, санитарно-

эпидемиологическое заключение на право работы с радиоактивными веществами, паспорт ИЯУ и др.).

Статистические данные, порученные при реализации данного этапа, служат информационной основой для качественного выполнения расчетных исследований необходимых лабораторных экспериментов. На данном этапе так же проводится комплексное инструментальное обследование реакторной установки методами неразрушающих испытаний и современного материаловедения с целью уточнения возможности его дальнейшей эксплуатации при социальной потребности и инженерной необходимости. Основной целью обследования является оценка фактического технического состояния корпуса реактора в аспектах накопленных повреждений, деформаций, определение его прочностного остаточного ресурса, а также установление дефицитов безопасности для оценки возможности формирования компенсирующих мероприятий для исключения дефицита безопасности и продолжения эксплуатации в будущем.

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, в том числе: «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок (НП-033-11)»; «Требования к возможности продления назначенного срока эксплуатации объектов использования атомной энергии (НП-024-2000)»; «Правила ядерной безопасности импульсных исследовательских ядерных реакторов (НП-048-03)»; СП 2.6.1.2612-10 «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)»; СанПиН 2.6.1.2523-09 «Нормы радиационной безопасности (НРБ-99/2009)» и пр. – должны быть установлены требования к организационно-техническим мероприятиям, направленным на обеспечение безопасности при проведении ядерно- и радиационно-опасных работ. Организационно-технические мероприятия должны обеспечивать: не превышение контрольных уровней доз облучения персонала исследовательской установки 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 экологическая приемлемость при проведении ядерно-опасных работ и недопущении возникновения аварийной ситуации.

Третий этап: формирование плана проведения работ при замене корпуса исследовательского реактора. Формирование плана проведения работ при замене корпуса основывается на принятых технических условиях функционирования исследовательской установки в данный период. План работ формируется на основании разработанной проектно-сметной документации. Общая схема разрабатываемых плана и программно-методической документации представлена на рисунке 4.

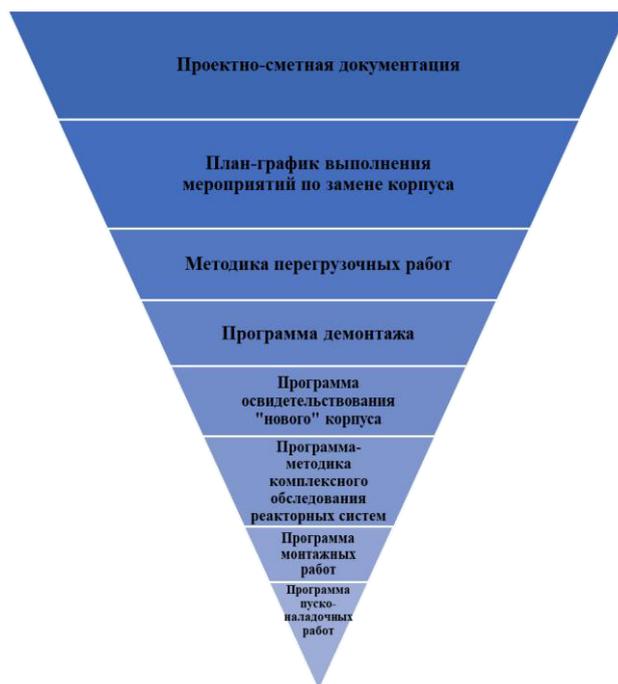


Рисунок 4. Состав разрабатываемой программно-методической документации

Figure 4. Composition of programme and methodological documentation to be developed

Работа по замене корпуса ИЯУ «Гидра» состоит из разных главных и вспомогательных процессов производственно-технологической деятельности для основного этапа жизненного цикла ядерной техники – эксплуатации, техническое обслуживание и ремонт, включая деятельность по модернизации и улучшению. Для каждого процесса необходимо выбрать и верифицировать технологию проведения работ, а также перечень технических средств и необходимого оборудования. Замена корпуса исследовательской установки относится к производственному процессу и является объектом применения «Программы обеспечения качества эксплуатации ИЯУ «Гидра», для текущего периода уже является обязательным для исполнения регламентирующим документом. При проведении практических работ по замене корпуса реактора реализуются корректирующие мероприятия, связанные с обеспечением ядерной и радиационной безопасности персонала. Для их формирования проводится радиационная разведка реакторного зала с целью определения наиболее интенсивно излучающих элементов ИЯУ. Затем выполняется постоянный контроль за радиационной обстановкой в помещении реакторного зала, а также дозовый контроль персонала.

Результатом работ пошаговых действий в рамках названной выше Методики является оптимальный по критерию безопасности план проведения работ при замене корпуса реактора, основанный на минимизации дозовых нагрузок на персонал выбранной последовательности технологических операций: проведение перегрузочных работ; слив топливного раствора; безопасного обращения и хранения топливного раствора; залив топливного раствора в «новый» корпус; демонтаж «старого» корпуса реактора и установка

нового. Заключительным этапом Методики является работа по оформлению лицензионных разрешительных документов на будущую эксплуатацию ИЯУ с новым корпусом реактора. Постоянной и одной из главных вспомогательных технологической операцией при замене корпуса реактора является проведение дезактивационных работ и утилизация радиоактивных отходов. Таким образом, поэтапное выполнение всех задач, указанных в информационной модели Методики приводит к адекватному решению основной проблемы современного лабораторного исследования в области ядерных испытаний на ИЯУ – продлению первоначально назначенного срока их эксплуатации.

Заключение

Предложена методика обоснования безопасности процесса замены корпуса исследовательского импульсного растворного реактора «Гидра», основанная на поэтапной деятельности по ремонту и модернизации ИЯУ и верифицированная путем натурального эксперимента – выполнения практических работ в НИЦ «Курчатовский институт». Данная оригинальная методика обладает свойством инвариантности к различным модификациям ИЯУ и может найти свое применение в работах по конверсии и выводу из эксплуатации ядерной техники ГК «Росатом».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ / REFERENCES

1. Хамаза А.А. Рискоориентированный подход в регулирующей деятельности в области ядерной и радиационной безопасности. *Радиация и риск*. 2015;24(4):87–97. Режим доступа: <http://radiation-and-risk.com/year2015/4/1189-8>
Khamaza A.A. Application of integrated risk for making decision on nuclear and radiation safety management. *Radiation and Risk*. 2015;24(4):87–97. (In Russ.) Available at: <http://radiation-and-risk.com/en/year2015-en/issue4/952-8> (accessed: 30.01.2024).
2. Северцев Н.А., Юрков Н.К. Безопасность динамических систем на этапах жизненного цикла. Монография. Пенза: Изд-во ПГУ, 2023. 568 с. Режим доступа: <https://elib.pnzgu.ru/library/1699606807> (дата обращения: 30.01.2024).
Severtsev N.A., Yurkov N.K. Safety of dynamic systems at the stages of life cycle. Monograph. Penza: Publishing house of Penza State University, 2023. 568 p. (In Russ.) Available at: <https://elib.pnzgu.ru/library/1699606807> (accessed: 30.01.2024).
3. Файков Д.Ю., Байдаров Д.Ю. Диверсификация в атомной отрасли: современное состояние, особенности, перспективы. *Научный вестник оборонно-промышленного комплекса России*. 2021;2:41–48. Режим доступа: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=46289137> (дата обращения: 30.01.2024).
Faykov D.Yu., Baidarov D.Yu. Diversification in the nuclear industry: current state, features, prospects. *Scientific bulletin of the military-industrial complex of Russia*. 2021;2:41–48. (In Russ.) Available at: <https://www.elibrary.ru/item.asp?id=46289137> (accessed: 30.01.2024).
4. Сафронова Н.Н. Трансформация механизма управления энергетическими корпорациями в условиях становления рынка электроэнергетических ресурсов. Диссертация кандидата экономических наук по специальности 08.00.05. РГГУ. Москва, 2008. 147 с. Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01004251370> (дата обращения: 30.01.2024).
Safronova N.N. Transformation of the mechanism of management of power corporations in the conditions of formation of the market of electric power resources. Dissertation. Moscow, 2008. 147 p. (In Russ.) Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01004251370> (accessed: 30.01.2024).
5. Горлинский Ю.Е., Былкин Б.К., Кутков В.А., Павленко В.И. Планирование вывода из эксплуатации исследовательских ядерных установок (Учет зарубежного опыта и рекомендаций МАГАТЭ). Москва: НИЦ «Курчатовский институт», 2014. 69 с. Режим доступа: <https://search.rsl.ru/ru/record/01006808122> (дата обращения: 30.01.2024).
Gorlinsky Y.E., Bylkin B.K., Kutkov V.A., Pavlenko V.I. Planning for decommissioning of research nuclear facilities (Taking into account foreign experience and IAEA recommendations). Moscow: NRC «Kurchatov institute», 2014. 69 p. (In Russ.) Available at: <https://search.rsl.ru/ru/record/01006808122> (accessed: 30.01.2024).
6. 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):191–198. <https://doi.org/10.22349/1994-6716-2022-112-4-191-198>
Boikova T.V., Kochnov Y.O., Myasnikov S.V., Petrunin N.V., Terashkevich S.S. Operational monitoring of the metal of solution pressure vessel reactors at NRC «Kurchatov institute». *Voprosy Materialovedeniya*. 2022;4(112):191–198. (In Russ.) <https://doi.org/10.22349/1994-6716-2022-112-4-191-198>
7. Антонов А.Ю., Васильева С.В., Рубцов В.С., Тутнов И.А., Шпара И.А. Метод схематизации дефектов в кольцевых сварных соединениях трубопроводов. *Наука и техника в газовой промышленности*. 2022;4:82–89. Режим доступа: https://elibrary.ru/download/elibrary_50001041_15889718.pdf (дата обращения: 30.01.2024).
Antonov A.Yu., Vasilieva S.V., Rubtsov V.S., Tutnov I.A., Shpara I.A. Method of schematization of defects in annular welded joints of pipelines. *Science and technology in the gas industry*. 2022;4:82–89. (In Russ.) Available at: https://elibrary.ru/download/elibrary_50001041_15889718.pdf (accessed: 30.01.2024).
8. Соболев А.В., Тутнов И.А., Царев В.С., Украинцев В.Ф. Метод интегральной оценки надежности оборудования и персонала энергоблока АЭС при длительном сроке эксплуатации. *Атомная энергия*. 2021;130(3):152–158. Режим доступа: <https://www.j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/4279/4857> (дата обращения: 30.01.2024).
Sobolev A.V., Tutnov I.A., Tsarev V.S., Ukraintsev V.F. Method of integral reliability assessment of equipment and personnel of long-operating NPP power unit. *Atomic Energy*. 2021;130(3):161–166. (In Russ.) Available at: <https://elibrary.ru/item.asp?id=47521153> (accessed: 30.01.2024).

ВКЛАД АВТОРОВ:

Байдаров Д.Ю. – концепция и качественная разработка исследования;

Бойкова Т.В. – изучение тематического материала, систематизация информации;

Кочнов Ю.О. – выявление и исследование факторов, требующих дополнительных исследований и принятия компенсирующих мер для решения проблем;

Сафронова Н.Н. – разработка методической части исследований;

Тутнов И.А. – концепция и написание текста статьи.

ИСТОЧНИКИ ФИНАНСИРОВАНИЯ:

Работа выполнена без внешних источников финансирования.

КОНФЛИКТ ИНТЕРЕСОВ:

Конфликт интересов отсутствует.

ИНФОРМАЦИЯ ОБ АВТОРАХ:

Дмитрий Юрьевич Байдаров, кандидат юридических наук, директор департамента поддержки новых бизнесов, ГК «Росатом», г. Москва, Российская Федерация.

e-mail: baydarov@mail.ru

Татьяна Владимировна Бойкова, начальник лаборатории физических исследований, НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Российская Федерация.

ORCID: <https://orcid.org/0009-0003-7378-0968>

e-mail: Boykova_TV@nrcki.ru

Юрий Олегович Кочнов, начальник смены комплекса растворных реакторов, НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Российская Федерация.

ORCID: <https://orcid.org/0009-0005-0595-8933>

e-mail: Kochnov_YO@nrcki.ru

Наталья Николаевна Сафронова, кандидат экономических наук, заместитель генерального директора, Ассоциация организаций строительного комплекса атомной отрасли, г. Москва, Российская Федерация.

e-mail: safronova_nn@accni.ru

Игорь Александрович Тутнов, доктор технических наук, профессор, начальник лаборатории исследования старения и продления ресурса ЯЭУ, НИЦ «Курчатовский институт», г. Москва, Российская Федерация.

e-mail: Tutnov_IA@nrcki.ru

AUTHORS' CONTRIBUTION:

Baidarov D.Yu. – the concept and qualitative development of the research;

Boykova T.V. – study of thematic material, information systematization;

Kochnov Yu.O. – identification and investigation of factors requiring additional research and taking compensatory measures to solve problems;

Safronova N.N. – development of the methodological part of the research;

Tutnov I.A. – the concept and writing of the text of the article.

FUNDING:

The study had no external funding.

CONFLICT OF INTEREST:

No conflict of interest.

INFORMATION ABOUT THE AUTHORS:

Dmitriy Yu. Baidarov, Cand. Sci. (Law), Director of the Department of New Businesses Support, Rosatom State Corporation, Moscow, Russian Federation.

e-mail: baydarov@mail.ru

Tatyana V. Boykova, Head of the Physical Research Laboratory, SIC «Kurchatov Institute», Moscow, Russian Federation.

ORCID: <https://orcid.org/0009-0003-7378-0968>

e-mail: Boykova_TV@nrcki.ru

Yurii O. Kochnov, Shift Supervisor of the solution reactor complex, SIC «Kurchatov Institute», Moscow, Russian Federation.

ORCID: <https://orcid.org/0009-0005-0595-8933>

e-mail: Kochnov_YO@nrcki.ru

Nataliya N. Safronova, Cand. Sci. (Econ.), Deputy General Director, Association of Organizations of the Nuclear Industry Construction Complex, Moscow, Russian Federation.

e-mail: safronova_nn@accni.ru

Igor A. Tutnov, Dr. Sci. (Engn.), Professor, Head of the Laboratory for Research on Aging and Prolongation of nuclear power plant life, SIC «Kurchatov Institute», Moscow, Russian Federation.

e-mail: Tutnov_IA@nrcki.ru

Поступила в редакцию 29.12.2023

После доработки 08.02.2024

Принята к публикации 15.02.2024

Received 29.12.2023

Revision 08.02.2024

Accepted 15.02.2024