

Оценка эксплуатационной надежности импульсного исследовательского реактора

Evaluating the operational dependability of a pulse research reactor

Бойкова Т.В.^{1*}, Кочнов Ю.О.¹, Петрунин Н.В.¹, Тутнов И.А.¹

Boykova T.V.^{1*}, Kochnov Yu.O.¹, Petrunin N.V.¹, Tutnov I.A.¹

¹Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт», Москва, Российская Федерация

¹National Research Centre Kurchatov Institute, Moscow, Russian Federation

*Boykova_TV@nrcki.ru



Бойкова Т.В.



Кочнов Ю.О.



Петрунин Н.В.



Тутнов И.А.

Резюме. Цель. Для обоснования безопасности дальнейшего функционирования исследовательского ядерного импульсного растворного реактора ИИН-1 за пределами проектного ресурса выполнена оценка его надежности для будущего периода эксплуатации. **Цель статьи** – описание критериев и примера оценки надежности корпуса ИИН-1. **Метод.** На этапе проектирования ИИН-1 критерии его надежности не были определены, поэтому на основе общих норм безопасности исследовательских ядерных реакторов НП-009-17 был выбран оригинальный критерий надежности – герметичность корпуса. Корпус реактора, который в период эксплуатации подвергается циклическим термомеханической и радиационной нагрузкам в момент импульса делений ядерного топлива, коррозионным повреждениям при нагревании раствора, динамическому воздействию химического микровзрыва гремучей смеси в период физического эксперимента, является опасным конструктивным элементом ИИН-1, наиболее нагруженным в части противоаварийной устойчивости и приоритетно определяет общую ядерную и радиационную безопасность данной исследовательской установки. Герметичность корпуса ИИН-1 и его надежность в целом определяют эффективность его барьеров безопасности для окружающего мира и персонала на длительном этапе эксплуатации исследовательской установки. Для оценки надежности корпуса ИИН-1 применяются экспериментальные методы неразрушающих испытаний для контроля его герметичности и состояния металла под действием агрессивной среды, такие как металлографические исследования образцов-свидетелей, механические испытания и пр. Определение прочностных и пластических свойств металла корпуса проводилось методом статического растяжения. **Результаты.** Определены временное сопротивление, предел текучести, ударная вязкость и относительное удлинение материала корпуса в условиях временной деградации его служебных свойств в период эксплуатационного старения. По результатам испытаний образцов составлены таблицы и сделаны выводы о противоаварийной устойчивости корпуса реактора для будущего периода эксплуатации ИИН-1. Металлографические исследования на склонность к межкристаллитной коррозии проводились по методу АМ ГОСТ 6032-58. Определены основные факторы, влияющие на старение материала корпуса импульсного реактора: поток быстрых нейтронов и их интегральных значений на наиболее уязвимых элементах корпуса реактора и образование гремучей смеси (состоящей из водорода и кислорода), которая носит взрывной характер, приводит к мгновенному вскипанию топлива, и, как следствие, к значительным циклическим напряжениям в материале корпуса, которые способны вызвать остаточные деформации. В итоге нарушить герметичность корпуса и разрушить реактор. Для оценки надежности корпуса данного реактора периодически проводится эксплуатационный контроль деградации свойств его металла, в т.ч. на коррозионную стойкость и механическую прочность путем исследования образцов-свидетелей. В статье приводится описание образцов-свидетелей и процедуры их исследований. **Заключение.** Предлагаемый в статье подход позволяет выполнять прогнозную оценку эксплуатационной надежности растворного ядерного реактора при его длительной эксплуатации. Предложены основные критерии для оценки характеристик состояния безопасности и надежности корпуса, на основании которых возможно уточнить ресурс безопасности исследовательского ядерного реактора и верифицировать возможность продления его проектного срока эксплуатации.

Abstract. Aim. For the purpose of substantiating the safety of further operation of the IIN-1 pulsed solution research reactor beyond the design service life, its dependability has been evaluated for the future operation period. The paper aims to describe the criteria and show an example of IIN-1 vessel dependability evaluation. **Method.** At the stage of IIN-1 design, no dependability criteria were defined, therefore, based on the NP-009-17 general norms of research nuclear reactor safety, an original dependability criterion, the vessel seal, has been

chosen. A reactor vessel that, over the period of operation, is subject to cyclic thermomechanical and radiation loads at the moments of nuclear fuel fission pulse, corrosion damage at the moments of solution heating, dynamic forces of chemical microexplosion of the explosive mix during physical experiments, is a hazardous structural element of IIN-1 that is exposed to the highest loads in terms of emergency tolerance and a priority contributor to the overall nuclear and radiation safety of the research installation. The IIN-1 vessel seal and its general dependability define the efficiency of its safety barriers for the environment and personnel over the long operation of the research installation. IIN-1 vessel dependability is evaluated using experimental methods of non-destructive testing aimed at verifying the seal and state of the metal exposed to corroding media, such as metallographical observation of surveillance specimens, mechanical testing, etc. The strength and plastic properties of the vessel's metal were tested by static tension. **Results.** The ultimate stress limit, yield strength, impact resistance and percent elongation of the vessel's material under temporal degradation of its service properties in the course of life ageing have been defined. Based on the results of specimen tests, tables have been drawn up and conclusions have been made regarding the emergency tolerance of the reactor vessel for the future operation period of IIN-1. Metallographic research in terms of the tendency to intercrystalline corrosion were conducted using the AM method according to GOST 6032-58. The key factors have been defined that affect the ageing of the vessel material of a pulsed reactor: fast neutron flux and their integral values in the reactor vessel's most vulnerable elements and formation of explosive mix (consisting of hydrogen and oxygen) that causes immediate boiling of the fuel and, subsequently, significant cyclic stress in the vessel's material that can cause permanent deformation. They can eventually disrupt the vessel seal and destroy the reactor. The dependability of the vessel of such nuclear reactor is evaluated through recurrent in-service inspections of the degradation of the metal's properties, including in terms of corrosion resistance and mechanical strength by examining surveillance specimens. The paper describes the surveillance specimens and the procedure of their examination. **Conclusion.** The approach suggested in the paper enables predictive assessment of the operational dependability of a solution nuclear reactor in the course of a long operation. The authors suggest key criteria for evaluating the characteristics of a vessel's safety and dependability state that allow accurately defining the safe life of a research nuclear reactor and verifying the extendibility of its design life.

Ключевые слова: надежность, эксплуатационный контроль, импульсный реактор «Гидра», уранил сульфат, образцы-свидетели, межкристаллитная коррозия, металлографические исследования, коррозионная стойкость, оценка надежности.

Keywords: dependability, in-service inspection, Gidra pulse reactor, uranyl sulphate, surveillance specimens, grain-boundary attack, metallographical observations, corrosion resistance, dependability evaluation.

Для цитирования: Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Петрунин Н.В., Тутнов И.А. Оценка эксплуатационной надежности импульсного исследовательского реактора // Надежность. 2023. №3. С. 14-22. <https://doi.org/10.21683/1729-2646-2023-23-3-14-22>

For citation: Boykova T.V., Kochnov Yu.O., Petrunin N.V., Tutnov I.A. Evaluating the operational dependability of a pulse research reactor. Dependability 2023;3:14-22. <https://doi.org/10.21683/1729-2646-2023-23-3-14-22>

Поступила: 11.04.2023 / **После доработки:** 04.07.2023 / **К печати:** 15.09.2023

Received on: 11.04.2023 / **Revised on:** 04.07.2023 / **For printing:** 15.09.2023

Введение

С начала 1950-х годов в различных областях науки и техники в качестве мощных источников гамма- и нейтронного излучений используются исследовательские ядерные реакторы, обеспечивающие многократное получение контролируемых мощных импульсов делений тяжелых атомных ядер. Такие реакторы получили название импульсных.

Импульсные растворные реакторы используются как интенсивные источники нейтронов в научных областях техники и медицины, в первую очередь, для выполнения необходимых исследований различных

короткоживущих радиоактивных процессов, изучения эффектов радиационных повреждений и пр. Высокая чувствительность радиационного активационного анализа и точность, отсутствие необходимости в разрушении образца, а также быстрота исследовательского процесса перспективны для научных и иных исследований в геологоразведочной практике, металлургии, химической и нефтяной отраслях промышленности, на обогащательных горнорудных предприятиях и в промышленности редких и сверхчистых материалов. Импульсный режим работы реактора для активационного анализа имеет преимущества для моделирования влияния радиации на материалы,

электронные приборы и биологические объекты по сравнению с режимом стационарным [1].

Парк импульсных исследовательских ядерных реакторов (ИИР) сосредоточен, главным образом, в США, России и ряде других стран. При этом объем публикаций о конструкции, физических характеристиках, особенностях управления, безопасности, тематике проводимых исследований результатах работ ИИР достаточно ограничен [2]. В России весной 1965 года были введены в эксплуатацию два импульсных растворных реактора: реактор ВИР-1 во ВНИИЭФ (г. Саров) и реактор ИИН-1 в Институте атомной энергии (г. Москва). Данные типы импульсных реакторов имеют ряд уникальных служебных свойств: хорошо удовлетворяют требованиям исследователей к активационному анализу; относительно просты и по физике реактора, и по конструкции, поэтому их было возможно создать и ввести в эксплуатацию быстрее, чем реакторы других типов; они безопасны и надежны в эксплуатации. Данные исследовательские установки актуальны для современных научных работ в текущий момент и имеют устойчивую перспективу для их практического применения в будущем. Поэтому важна задача продления эксплуатации реактора ИИН-1 за пределы проектного ресурса с соблюдением всех действующих норм по ядерной, радиационной и промышленной безопасности.

Постановка задачи

Процедура продления проектного ресурса для объектов использования атомной энергии требует представления верификационных обоснований ее надежности в аспектах противоаварийной устойчивости и безопасности. К текущему моменту пока нет полноты нормативных рекомендаций и инструментов для выполнения практических работ по обоснованию возможности продления проектного ресурса для ИИР. Поэтому в нашем случае для определения фактического ресурса ИИН-1 было необходимо предложить метод и выполнить оценку эксплуатационной надежности импульсного исследовательского реактора при длительном периоде эксплуатации, и дополнительно с учетом рекомендаций работы [3], норм и правил ядерной безопасности исследовательских ядерных реакторов (НП-009-17, НП-048-03) сформулировать свод критериев эксплуатационной надежности ИИН-1 в формате предлагаемого метода.

Оценка эксплуатационной надежности импульсного исследовательского реактора

Для формирования метода и выполнения оценки эксплуатационной надежности ИИР при длительном периоде эксплуатации первоначально необходимо уточнить, какие характеристики состояния ИИН-1 определяют его надежность, сформулировать понятийное определение эксплуатационной надежности ИИР.

ГОСТ Р 27.102-2021 «Надежность в технике. Надежность объекта. Термины и определения» определяет надежность, как свойство объекта сохранять во времени в установленных пределах значения всех параметров, характеризующих способность объекта выполнять требуемые функции в заданных режимах, условиях применения, и т.д. Тогда в нашем случае эксплуатационная надежность ИИР – свойство ИИР сохранять во времени в установленных пределах значения всех параметров, характеризующих способность выполнять требуемые функции в заданных режимах эксплуатации и условиях применения, технического обслуживания, ремонта и пр. Для ИИР основная функция – ядерная безопасность (НП-009-17, НП-048-03). Она обеспечивается выполнением норм и правил безопасности, требований проекта ИИР, культурой безопасности, качеством и полнотой экспериментальных исследований нейтронно-физических характеристик при физическом и энергетическом пусках ИИР, системой организационно-технических мероприятий, уменьшающих вероятность проявления опасных событий, в т.ч. из-за ошибок персонала и отказов оборудования при эксплуатации ИИР в периоды работы реактора в режиме пуска, на мощности и в других режимах. Таким образом, в нашем случае под термином эксплуатационная надежность ИИН-1 следует понимать безопасность, т.е. такое состояние этого реактора на любом моменте его жизненного цикла, когда за установленными барьерами нет опасности для персонала, окружающего мира в аспектах проявления ядерной, радиационной, иной техногенной аварии или инцидента. Корпус растворного импульсного реактора является основным барьером безопасности. Он, в общем и целом, определяет безопасность и надежность ИИН-1 и представляет собой сварной баллон, который заполнен раствором уранил-сульфата, который характеризуется хорошей химической стабильностью. Объем раствора обеспечивает возможность создания мощного импульса нейтронов длительностью в несколько миллисекунд. Генерирование импульса производится путем быстрого вывода из зоны поглощающего стержня. Самогашение ядерной цепной реакции в реакторе происходит в результате термического и пустотного расширения активной зоны связанных с образованием в растворе пузырьков газа. Создаваемые в реакторе импульсы позволяют решать задачи научных экспериментов: длительность 1-2 миллисекунды, спектр нейтронов, близкий к спектру нейтронов реакции деления, а интегральный поток нейтронов (флюенс) – 10^{15} нейтрон/см².

Метод оценки эксплуатационной надежности импульсного исследовательского реактора при длительным периоде эксплуатации

Этот метод состоит из совокупности взаимосвязанных действий, в результате которых прогнозируется вре-

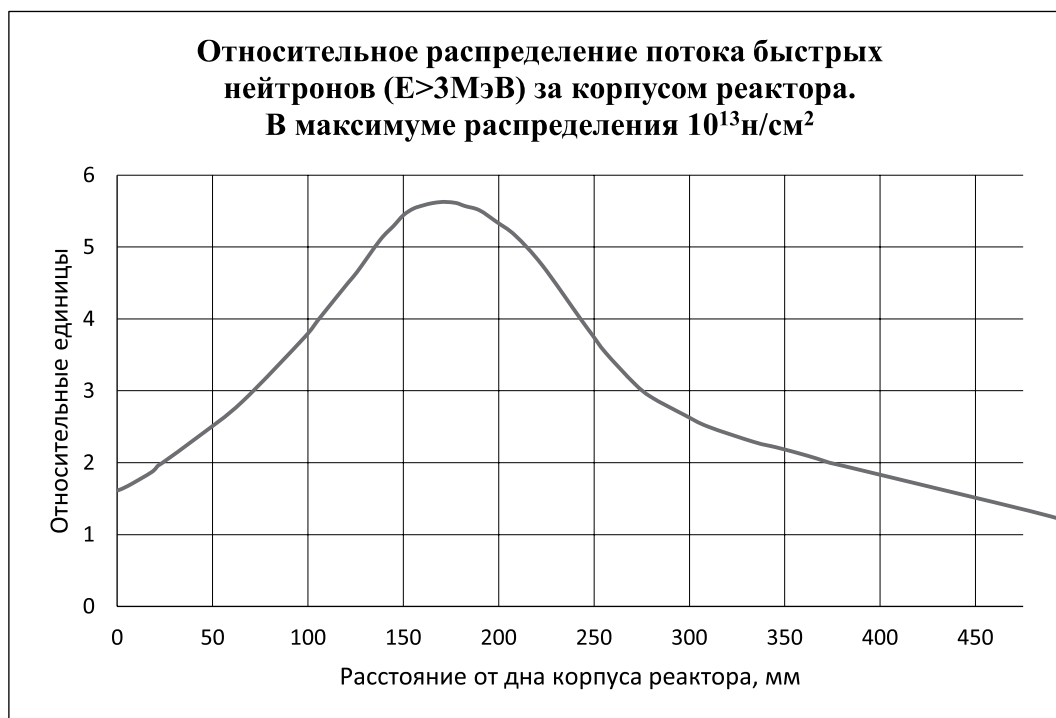


Рис. 1. Кривая распределения потока быстрых нейтронов

мя наступления возможного события – разгерметизация и разрушение (появление течи раствора, образования сквозных коррозионных повреждений или усталостных трещин, разрыв) корпуса. Основные действия и процедуры метода: исследование физико-механических свойств материала корпуса способами неразрушающих испытаний; сбор и систематизация данных об истории термомеханических, радиационных и иных силовых нагрузок на материал корпуса, условий эксплуатации, включая сведения о профилактических и восстановительных ремонтах на реакторе; прочностной расчет напряженно-деформированного состояния корпуса для разных этапов эксплуатации с выявленными в процессе эксплуатации методами неразрушающего контроля дефектами; прогнозирование физико-технологической долговечности корпуса реактора, определение остаточного безопасного ресурса корпуса по критериям механики и физики разрушения материалов при их радиационном, коррозионном и усталостном повреждении; верификация результатов инструментальных исследований и расчетов.

Исследование материала корпуса ИИН-1

В прошлые годы при проектировании корпуса ИИР не принималось во внимание изменение физико-химических свойств материала силового корпуса под действием реакторного излучения из-за априорного предположения – незначительный интегральный эффект в течение топливной кампании ядерного реактора. Совокупное воздействие на материалы корпуса и исследовательских каналов, которые работают в условиях агрессивной сре-

ды, радиационного облучения и импульсных нагрузок, и влияние такого воздействия на надежность реактора на тот момент было мало изучено. Отсутствие методов и приборов контроля неразрушающими методами качества реакторных узлов, высокой радиационной активности вблизи реактора по факту не позволял в рамках профилактических ремонтных работ выявлять и изучать возможное развитие опасных дефектов в конструкциях реактора. Поэтому для проведения исследований возможной опасности из-за воздействия термомеханической нагрузки, влияния нейтронного излучения и агрессивной коррозионной среды других негативных факторов воздействия на техническое состояние реактора, его противоаварийную устойчивость и безопасность и определения показателей критериев надежности корпуса для новых проектов ИИР, корпус ИИН-1 был демонтирован и исследован.

ИИН-1 находился в эксплуатации с апреля 1965 года по май 1970. За время работы было произведено около 300 импульсов, при среднем энерговыделении 7 МДж/импульс. Импульсное давление при вспышке не превышало 50-70 кгс/см², которое создавало кольцевое напряжение в стенке корпуса реактора около 5,9 кг/мм². Разогрев топливного раствора во время импульса – не более 100°C.

Относительное распределение потоков нейтронов по высоте за корпусом реактора показано на рис. 1.

После двухгодичной выдержки корпуса реактора фактический уровень уменьшения наведенной активности материала уже позволил приступить к работам по его вскрытию и резки заготовок для изготовления исследуемых образцов (рис. 2).

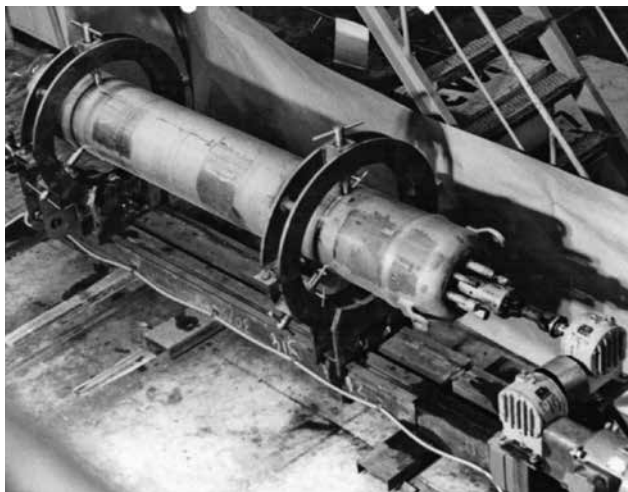


Рис. 2. Общий вид станка для вскрытия и резки корпуса ИИН-1

Программа и методика исследования ИИН-1, помимо тщательного визуального осмотра внутренней поверхности обечайки корпуса (после вскрытия) включала в себя металлографические исследования, в т.ч. для выявления очагов межкристаллитной коррозии, и механические испытания материалов корпуса и исследовательских каналов. После вскрытия корпуса реактора ИИН-1 был проведен визуальный осмотр внутренней поверхности «защитной» обечайки и наружной поверхности труба-



Рис. 3. Полость реактора после отрезки дна (видна граница уровня раствора)

тых каналов из коррозионностойкой стали 0X18H10T: в зоне постоянного нахождения раствора; в зоне уровня (ватерлинии) раствора; в зоне над поверхностью раствора, смачиваемой агрессивной средой во время импульса мощности. Осмотр показал, что поверхность материала чистая и визуально не отличается от исходного состояния, но имеется отличие в отражательной способности поверхности материала, находившегося в растворе, от поверхности над раствором. Видна граница уровня раствора (рис. 3).

Следов коррозии на всех участках поверхности корпуса не было обнаружено. Основные геометрические размеры деталей активной зоны реактора не изменились и находятся в пределах технологических допусков на изготовление корпуса. На поверхности дна обечайки корпуса обнаружен тонкий слой пастообразной массы серого цвета, легко удаляемый с поверхности. Данный осадок являлся результатом смыва раствором в процессе эксплуатации остатков шлака из корней сварных швов.

Экспериментальные исследования и их результаты

Определение прочностных и пластических свойств металла силовой части корпуса проводилось методом статического растяжения на малых гагаринских образцах (диаметр рабочей части 3 мм, длина – 15 мм). Испытания на ударную вязкость проводились на образцах типа I по ГОСТ 9454-60. Все образцы делались из материала корпуса реактора ИИН-1 из разных контрольных проб. Испытания проводились при температуре 20°C. Характеристики механических свойств, полученные при испытании, сравнивались с паспортными данными на готовое изделие – корпус ИИН-1.

Результаты механических испытаний образцов, представленные в табл. 1, 2 и 3, показали, что основные характеристики корпусного металла (временное сопротивление, предел текучести, ударная вязкость и относительное удлинение) практически не изменились и находятся в допустимых пределах в соответствии с техническими требованиями на изготовление. Таким образом, для указанных условий работы в материалах корпусных конструкций и центрального канала не наблюдается фактов радиационного упрочнения и охрупчивания. Учитывая, что в материале корпуса реактора заложен весьма низкий уровень проектного напряжения-растяжения (5,9 кг/мм² по сравнению с $\sigma_{0,2} = 56$ кг/мм²), исключая возможность возникновения хрупкого разрушения корпуса, а также очень малую величину интегральной дозы облучения быстрыми нейтронами перлитной стали 20ХМ, ресурс работы корпуса реактора, с точки зрения механической прочности, практически неограничен.

Механические испытания показали, что временное сопротивление, предел текучести, ударная вязкость и относительное удлинение практически не изменились и находятся в допустимых пределах. Металлографические

Табл. 1. Результаты испытаний на растяжение и ударную вязкость образцов, вырезанных из основного металла силовой корпуса (сталь 20ХМ)

Механические свойства по паспорту				Механические свойства при испытании			
σ_B , кг/см ²	$\sigma_{0,2}$, кг/см ²	δ , %	α_K , Дж/см ²	σ_B , кг/см ²	$\sigma_{0,2}$, кг/см ²	δ , %	α_K , Дж/см ²
72,5÷77,5	60,5÷63,0	16÷18	148÷150	69÷72	58÷61	17÷22	140÷160

Табл. 2. Результаты испытаний на растяжение и ударную вязкость образцов, вырезанных из металла шва силовой части корпуса.

Механические свойства по паспорту				Механические свойства при испытании			
σ_B , кг/см ²	$\sigma_{0,2}$, кг/см ²	δ , %	α_K , Дж/см ²	σ_B , кг/см ²	$\sigma_{0,2}$, кг/см ²	δ , %	α_K , Дж/см ²
60÷67	-	-	120÷140	56÷62	31÷34	42÷53	130÷150

Табл. 3. Результаты испытаний на растяжение материала наконечника центрального канала корпуса (Д16Т).

Механические свойства по паспорту				Механические свойства при испытании			
σ_B , кг/см ²	$\sigma_{0,2}$, кг/см ²	δ , %	α_K , Дж/см ²	σ_B , кг/см ²	$\sigma_{0,2}$, кг/см ²	δ , %	α_K , Дж/см ²
45	30	11	—	44,5÷45,1	28,5÷30,5	9,3÷11,2	—

исследования включали анализ состояния внутренней рабочей поверхности обечайки корпуса, центрального канала из стали 0Х18Н10Т и поверхности основного металла силовой части корпуса из стали 20ХМ и их сварных швов. Металлографические исследования металла образцов из обечайки корпуса и центрального канала не выявили на рабочей поверхности каких-либо дефектов коррозионного характера.

При исследовании сварных соединений обечайки корпуса на двух из 10 образцах обнаружены незначительные поверхностные дефекты глубиной до 100 мкм, что соответствует средней скорости местной коррозии 0,02 мм/год. Такая скорость коррозии говорит о хорошей коррозионной стойкости сварных швов обечайки корпуса. Металлографические исследования поверхности металла силовой части корпуса (сталь 20ХМ) и его сварного шва в зоне установки рубашки охлаждения обнаружили местное поверхностное эрозионное повреждение (разъ-

едание) стали на глубину 35 мкм, что свидетельствует о вполне удовлетворительной стойкости металла силового корпуса в зоне охлаждения водой.

Испытаниям на склонность к межкристаллитной коррозии (МКК) проводились по методу АМ ГОСТ 6032-58 путем кипячения в сернокислом растворе медного купороса в присутствии медной стружки в течение 24 часов. Состав раствора: $\text{CuSO}_4 \cdot 5\text{H}_2\text{O} + 1000 \text{ мл}^3 \text{H}_2\text{SO}_4$ (Плотность 1,835 г/см³) + медная стружка. По окончании кипячения образцы извлекались и загибались на угол 90° с последующим просмотром места изгиба на наличие трещин. Ни после изгиба образцов на угол 90°, ни после дополнительного металлографического исследования наличие трещин на рабочих поверхностях не обнаружено (рис. 4), что свидетельствует об отсутствии склонности к межкристаллитной коррозии.

Применение методик на действующем реакторе «Гидра»

С учетом проведенных исследований в 1971 году в Институте атомной энергии был введен в эксплуатацию импульсный растворный реактор второго поколения ИИР «Гидра», который может эксплуатироваться в импульсном режиме или на стационарной мощности. В качестве корпуса реактора (рис. 5) был использован с небольшими доработками серийный баллон высокого давления, выполненный из высокопрочной коррозионностойкой стали, паспортные данные которого удовлетворяли предъявляемым проектным требованиям. Через крышку корпуса проходят пять вертикальных трубок: центральный экспериментальный канал и четыре канала контроля, в которых размещаются поглощающие органы. Качество изготовления корпуса контролировалось не только обычными испытаниями

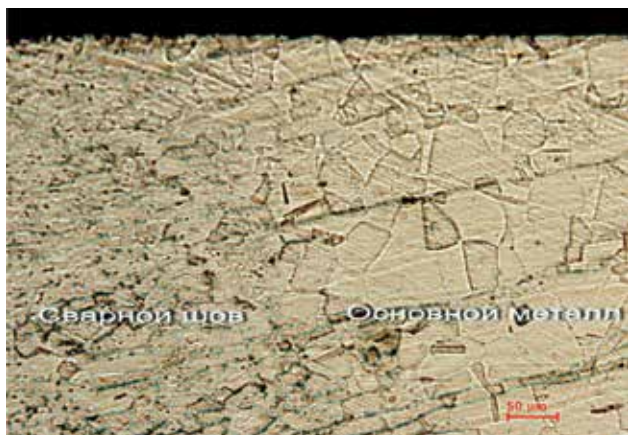


Рис. 4. Структура приповерхностного слоя контролируемой поверхности сварного образца, вырезанного из корпуса реактора, в месте перехода от основного металла к сварному шву

на механическую прочность и герметичность, но осуществлялся также ультразвуковой, рентгеновский и гамма-контроль [4].

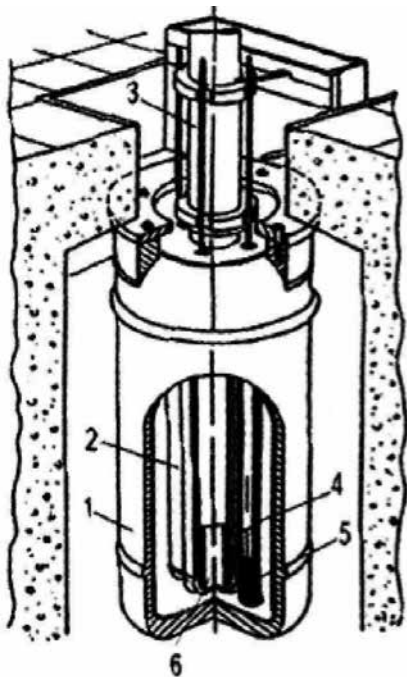


Рис. 5. Схема реактора «Гидра» в разрезе: 1 – корпус реактора; 2 – каналы регулирующих стержней; 3 – пневмопривод пускового устройства; 4 – пусковой стержень; 5 – регулирующие стержни; 6 – центральный исследовательский канал

Предэксплуатационный контроль состояния основного металла и сварных соединений корпуса реактора проводился для получения данных фактического состояния основного металла и сварных соединений после окончания этапов, предшествующих вводу в эксплуатацию и явился основанием для принятия решения о готовности ИИР к дальнейшей эксплуатации. В связи с особенностями работы ИИР в импульсном режиме корпус реактора испытывает импульсные нагрузки, обусловленные инерционным давлением, и коррозионное воздействие от топливного раствора. Поэтому до ввода в эксплуатацию были проведены комплексные испытания корпуса со связанными с ним системами на герметичность. В связи с тем, что корпус при эксплуатации становится недоступным для осмотра по конструктивным особенностям ИИР и проведения испытаний на герметичность с учетом условий радиационной обстановки, эксплуатационный контроль основного металла и сварных соединений корпуса проводится на основании ежедневного контроля изменения его размеров (разряжения) в свободном над раствором объеме с помощью штатных приборов. Для оценки надежности корпусов растворных реакторов проводится эксплуатационный контроль металла корпусов на коррозионную стойкость и механическую прочность путем исследования образцов-свидетелей из стали марки 08X18H10T. В связи с невозможностью установки образцов-свидетелей на реакторе «Гидра» они были

установлены в более жестких условиях на стационарном растворном реакторе «Аргус». Характеристики условий на реакторах представлены в табл. 4.

Табл. 4. Характеристика условий эксплуатации реакторов

ИЯУ	Набранный флюенс с начала эксплуатации реактора, нейтрон/см ²
ИИР «Гидра»	$1,2 \cdot 10^{17}$
ИР «Аргус»	$3,1 \cdot 10^{18}$

Образцы-свидетели установлены в трех специальных обоймах (рис. 6), закреплены в единый блок на вертикальном штоке при помощи резьбовых соединений и установлены на растворном реакторе «Аргус». В нижнюю обойму блока (обойма 3), расположенную в растворе, устанавливали 12 образцов, вырезанных из стыкового шва и дна корпуса. В среднюю обойму (обойма 2), расположенную на границе между раствором и зоной паровоздушной смеси (на ватерлинии), и в верхнюю обойму (обойма 1), расположенную целиком в зоне паровоздушной смеси, устанавливали по 12 образцов, вырезанных из обечайки корпуса.



Рис. 6. Обоймы с образцами-свидетелями

При проверке из каждой обоймы изымаются по 3 образца. Интервал энерговыделения между испытаниями образцов-свидетелей должен составлять

(5...10)·10⁵ кВт·час. При испытаниях образцов-свидетелей проводится: визуальный осмотр; замеры по толщине; испытания на межкристаллитную коррозию (по ГОСТ 6032–2017 методом АМУ без провоцирующего разогрева); металлографические исследования.

Учитывая факт, что радиационное повреждение стали может быть заметным при флюенсах быстрых нейтронов, начиная со значения 10¹⁹ нейтр./см², при которых материал корпуса – сталь – подвержена радиационному набуханию и радиационной ползучести, проводится периодический расчет флюенса с помощью аттестованной программы MCU-RFFI/A для ЭВМ [4, 5]. Также по аттестованной программе для ЭВМ «Ресурс-КМ» был выполнен расчет напряженно-деформированного состояния корпуса реактора и установлено, что интенсивность действующих механических напряжений и уровень возможных деформаций для всего жизненного проектного цикла функционирования реактора не оказывают существенного влияния на его надежность. Фактически прогнозируемые механические напряжения корпуса реактора не являются критическими для надежности и безопасности будущего функционирования ИИР с точки зрения снижения его противоаварийной устойчивости. В то же время значимым фактором для эксплуатационной надежности ИИР является коррозия. В этой связи периодическая диагностика коррозионных повреждений корпусных деталей ИИР и количественное определение параметров эрозионно-коррозионного повреждения корпуса становятся важным и значимым параметром для общей эксплуатационной надежности данной исследовательской ядерной установки.

Заключение

На основании данных выполненных исследований были предложены следующие критерии оценки надежности корпуса импульсного растворного реактора. Первым критерием является соответствие результатов расчетных исследований долговечности, прочности, плотности потока быстрых нейтронов и их интегральных значений на наиболее уязвимых элементах корпуса реактора в зависимости от характера работы реактора (мощности и времени работы) требований норм и правил по ядерной и радиационной безопасности. Эксплуатационная надежность ИИР подтверждается на основании результата расчета набранного флюенса нейтронов, прочностного расчета и испытания образцов-свидетелей. Вторым критерий – верификационное обоснование надежности ИИР путем диагностического прогнозирования возможного момента нарушения герметичности корпуса ИИР-1 за счет деградиационного повреждения материала корпуса реактора в период его длительной эксплуатации. Герметичность корпуса ИИР диагностируется в аспектах выявления возможной утечки раствора, допустимости выявленных методами неразрушающих испытаний дефектов (поверхностных трещин, микропор, очагов коррозии). При работе ИИР

происходит радиолиз воды, входящей в топливный раствор. Основным продуктом радиолиза – гремучий газ, стехиометрическая смесь водорода и кислорода (2H₂+O₂). При импульсах с большим энерговыделением ~ 40 МДж (и больше) выделение гремучих газов носит взрывной характер, что приводит к разлету топливного раствора, его удару по корпусу и значительным кратковременным динамическим механическим напряжениям в материале корпуса, способным вызвать остаточные деформации, развитие и рост дефектов, трещин.

Таким образом, сказанное выше демонстрирует перспективный метод оценки эксплуатационной надежности для исследовательских импульсных ядерных реакторов.

Библиографический список

1. Бать Г.А., Коченов А.С., Кабанов Л.П. Исследовательские ядерные реакторы. М: Атомиздат, 1972. 272 с.
2. Павшук В.А., Талызин В.М. и др. Обзор результатов исследований импульсного реактора ИГР // Известия Челябинского научного центра. 2004. Вып. 1(22). С. 37-61.
3. Ершов Г.А., Семериков В.Н., Семериков Н.В. О системе стандартов «Надежность в технике» // Стандарты и качество. 2018. № 8. С. 14-19.
4. Высокотемпературная ядерная энергетика. Уникальные разработки и экспериментальная база Курчатова института / Под общ. ред. акад. РАН Н.Н. Пономарева-Степного. М.: ИздАТ, 2008. 184 с.
5. Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О., Мясников С.В. и др. Эксплуатационный контроль состояния металла корпусов растворных реакторов в НИЦ «Курчатовский институт» // Вопросы материаловедения. 2022. № 4(112). С. 191-198.
6. Колесов В.Ф. Аперiodические импульсные реакторы: монография: в 2 томах. Саров: Изд-во РФЯЦ-ВНИИЭФ, 2007. Т. 1: 552 с. Т. 2: 556 с.

References

1. Bat G.A., Kochenov A.S., Kabanov L.P. [Research nuclear reactors]. Moscow: Atomizdat; 1972. (in Russ.)
2. Pavshuk V.A., Talyzin V.M. et al. A review of the results of the IGR pulse reactor research. *Proceedings of the Chelyabinsk Scientific Center* 2004;1(22):37-61. (in Russ.)
3. Yershov G.A., Semerikov V.N., Semerikov N.V. On the Dependability in engineering system of standards. *Standarty i kachestvo* 2018;8:14-19. (in Russ.)
4. Ponomarev-Stepnoy N.N., editor. [High-temperature nuclear energy. Unique developments and experimental facilities of the Kurchatov Institute]. Moscow: IzdAT; 2008.
5. Boykova T.V., Kochnov Yu.O., Miasnikov S.V. et al. [In-service inspection of the state of the metals of solution reactor vessels in the Kurchatov Institute]. *Voprosy Materialovedeniya* 2022;4(112):191-198. (in Russ.)
6. Kolesov V.F. [Aperiodic pulsed reactors: a monograph in 2 volumes. Volume 1]. Sarov: Izd-vo RFIA-Ts-VNIIEF; 2007.

Сведения об авторах

Бойкова Татьяна Владимировна – начальник лаборатории физических исследований НИЦ «Курчатовский институт», пл. Академика Курчатова д. 1, Москва, Российская Федерация, 123182, e-mail: Boykova_TV@nrcki.ru

Кочнов Юрий Олегович – ведущий инженер комплекса растворных реакторов НИЦ «Курчатовский институт», пл. Академика Курчатова д. 1, Москва, Российская Федерация, 123182, e-mail: Kochnov_YO@nrcki.ru

Петрунин Николай Васильевич – начальник комплекса растворных реакторов НИЦ «Курчатовский институт», пл. Академика Курчатова д. 1, Москва, Российская Федерация, 123182, e-mail: Petrunin_NV@nrcki.ru

Тутнов Игорь Александрович – доктор технических наук; профессор, начальник лаборатории исследования старения и продления ресурса ЯЭУ НИЦ «Курчатовский институт», пл. Академика Курчатова д. 1, Москва, Российская Федерация, 123182, e-mail: Tutnov_IA@nrcki.ru

About the authors

Tatiana V. Boykova, Head of Laboratory for physical research, Kurchatov Institute, 1 Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182, Russian Federation, e-mail: Boykova_TV@nrcki.ru.

Yuri O. Kochnov, Lead Engineer, Solution Reactor Facilities, Kurchatov Institute, 1 Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182, Russian Federation, e-mail: Kochnov_YO@nrcki.ru.

Nikolay V. Petrunin, Head of Solution Reactor Facilities, Kurchatov Institute, 1 Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182, Russian Federation, e-mail: Petrunin_NV@nrcki.ru.

Igor A. Tutnov, Doctor of Engineering; Professor, Head of Laboratory for NPP Ageing and Lifetime Extension, Kurchatov Institute, 1 Akademika Kurchatova sq., Moscow, 123182, Russian Federation, e-mail: Tutnov_IA@nrcki.ru.

Вклад авторов

Бойкова Т.В., Кочнов Ю.О. провели анализ литературных источников и известных методик. Систематизировали доступные знания о реакторах «Гидра» и др.

Тутнов И.А. оформил целостность статьи. Сформировал критерии прочности корпуса

Петрунин Н.В. разработал методику определения оценки состояния корпуса по образцам-свидетелям применительно к данным видам реакторов.

Конфликт интересов

Авторы заявляют об отсутствии конфликта интересов.