

УДК: 621.039.58

DOI: 10.26277/SECNRS.2022.103.1.001

© 2022. Все права защищены.

РЕКОМЕНДАЦИИ ПО ПРОВЕДЕНИЮ УЛУЧШЕННОЙ РАСЧЕТНО-ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ОЦЕНКИ ПАРАМЕТРОВ РАДИАЦИОННОЙ НАГРУЗКИ НА ОБОРУДОВАНИЕ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР

Бородкин П. Г.* (pborodkin@secnrs.ru),
Хренников Н. Н.*, к. ф.-м. н. (khrennikov@secnrs.ru)

Статья поступила в редакцию 11 февраля 2022 г.

Аннотация

Важным условием обоснования продления срока службы незаменимого оборудования АЭС (корпуса реактора, опорных конструкций реактора) с реакторами типа ВВЭР является подтверждение достоверности параметров радиационной нагрузки (флюенс быстрых нейтронов, число смещений на атом), используемых для обоснования ресурса оборудования. Оценка значений параметров радиационной нагрузки в характерных точках оборудования основывается на результатах расчета характеристик поля нейтронов, проведенного инженерным методом расчета. Другим важным моментом является необходимость получения надежных экспериментальных данных для подтверждения расчетных методик по определению параметров радиационной нагрузки на оборудовании ВВЭР.

В настоящей статье рассмотрены подходы по расчетно-экспериментальной оценке параметра радиационной нагрузки с учетом всех неопределенностей расчета и эксперимента. Оценка основана на результатах проведенных нейтронно-активационных измерений на внешней поверхности корпусов реакторов ВВЭР. С использованием предлагаемого расчетно-экспериментального анализа получена улучшенная оценка параметра, которая может быть использована при оценках состояния оборудования.

В работе приведены оценки параметров радиационной нагрузки ВВЭР и выявлены основные закономерности формирования поля нейтронов на различное оборудование реакторов ВВЭР. По результатам проведенных исследований предложены рекомендации по дополнительным подходам в части проведения мониторинга радиационной нагрузки на оборудование ВВЭР.

► **Ключевые слова:** оборудование ВВЭР, радиационная нагрузка, неопределенность, расчет, измерения.

* Федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности», Москва, Россия.

RECOMMENDATIONS FOR IMPROVED CALCULATIONAL-EXPERIMENTAL EVALUATION OF RADIATION LOAD PARAMETERS ON VVER REACTOR TYPE EQUIPMENT

Borodkin P. G.*,
Khrennikov N. N.*, Ph. D.

Article is received on February 11, 2022

Abstract

An important condition for justification and extension of VVER non-restorable equipment (reactor pressure vessel, reactor support structures) lifetime is to confirm the reliability of radiation load parameters (neutron fluence, number of displacements per atom) used to justify the residual life-time. Estimation of the radiation load parameters on the equipment is based on the results of the neutron-transport calculations, carried out by the engineering methods. Another important issue is to get reliable experimental data to confirm the calculation methods used for estimation of the radiation load parameters on the VVER equipment.

This paper shows approaches of the calculational-experimental estimation of the radiation load parameters taking into account all uncertainties of the calculation and measurements. Such estimation is based on the results of neutron activation ex-vessel measurements. The proposed calculational-experimental analysis allows to get improved estimation of the parameter which can be used in the equipment conditions assessment.

The paper presents new estimation of the radiation load parameters on VVER equipment and shows the neutron field parameters distributions on different VVER equipment. Based on the results of such investigations some recommendations are proposed for additional approaches in radiation load monitoring on the VVER equipment.

► **Keywords:** *VVER equipment, radiation load, uncertainty, calculations, measurements.*

* Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety, Moscow, Russia.

Введение

Важным условием обоснования продления срока службы незаменимого оборудования ВВЭР (корпус реактора (КР), опорные конструкции реактора (ОКР)) является подтверждение достоверности оценок параметров радиационной нагрузки, используемых для обоснования ресурса оборудования. Оценка состояния оборудования основана на оценке запаса до достижения оборудованием критического состояния. При этом используются консервативные оценки параметров радиационной нагрузки (флюенса и скорости накопления флюенса быстрых нейтронов (ФБН), спектра нейтронов и гамма-квантов) на оборудование ВВЭР, которые сравниваются с предельными значениями. Эксплуатирующая организация разрабатывает обосновывающие материалы, содержащие оценки параметров радиационной нагрузки на оборудование ВВЭР на основе расчетных и экспериментальных исследований характеристик поля нейтронов (ХПН), для учета требований нормативных документов [1, 2] по контролю ХПН на КР и другом незаменимом оборудовании (ОКР). Для корректной оценки обосновывающих материалов используются независимые экспертные оценки характеристик поля нейтронов в характерных точках оборудования ВВЭР.

В свою очередь, основной целью мониторинга радиационной нагрузки является достоверная оценка параметра с обоснованной степенью консерватизма на основе имеющихся расчетных и экспериментальных данных. Для достижения поставленных целей необходимо проведение расчетно-экспериментальной оценки параметров радиационной нагрузки на оборудование ВВЭР с оценкой неопределенности на каждом этапе, а также выбор параметра, использование которого позволит получить консервативную оценку остаточного радиационного ресурса оборудования.

1. Обзор основных подходов к мониторингу параметров радиационной нагрузки

В настоящее время для многих реакторов ВВЭР приближается или уже превышен срок службы, обоснованный на стадии проектирования, что приводит к необходимости проведения дополнительных оценок состояния оборудования. При этом в первую очередь рассматривается возможность обоснования дальнейшей эксплуатации КР как основного незаменимого элемента реакторной установки ВВЭР.

Требования к контролю радиационного охрупчивания металла оборудования, которое является основным процессом старения, лимитирующим срок службы оборудования, приведены в приложении № 3 к НП-084-15 [2]. Так, под действием нейтронного облучения КР происходит сдвиг температуры хрупко-вязкого перехода в область более высокой температуры, что повышает вероятность хрупкого разрушения корпуса. Эффект радиационного охрупчивания исследуется уже в течение многих десятков лет [3], получены эмпирические формулы, описывающие кинетику охрупчивания в зависимости от параметров радиационной нагрузки (флюенс, число смещений на атом (СНА)) и содержания легирующих и примесных элементов [4]. Таким образом, обоснование и продление срока службы КР ВВЭР возможно с учетом оценки темпа радиационного охрупчивания металла и применения достоверных методик оценок сопротивления хрупкому разрушению (СХР) [5]. Для оценки свойств металла КР используются как обоснованные дозозависимые зависимости [6], так и непосредственно данные испытаний образцов-свидетелей (ОС), относящихся к рассматриваемым элементам КР [7]. Согласно [2] одной из задач оценки радиационного охрупчивания металла является контроль текущего значения параметров нейтронного облучения в зонах контроля, полученного в результате мониторинга.

Следует отметить, что для определения радиационного ресурса оборудования [8] требуются проведение прогнозных оценок параметров радиационной нагрузки (например, проектного ФБН – $F_{пр}$) и их сравнение с предельно допустимым значением – $[F]$ для КР, оцененным по результатам расчета на СХР. На рис. 1 приведена принципиальная схема определения радиационного ресурса оборудования на основе консервативной оценки параметра. Так, например, радиационный ресурс КР определяется как прогнозируемое время работы реактора на номинальной мощности, в течение которого выполняются условия, при которых обеспечивается сохранение свойств материала КР в зависимости от степени радиационного повреждения при условии недостижения оцененного значения параметра радиационной нагрузки (ФБН) своего предельного значения (предельно допустимого значения – при проектировании, проектного значения – при эксплуатации).

С целью прогнозирования ФБН при проектировании топливных циклов, в том числе при продлении срока службы до 60 лет, в эксплуатирующей

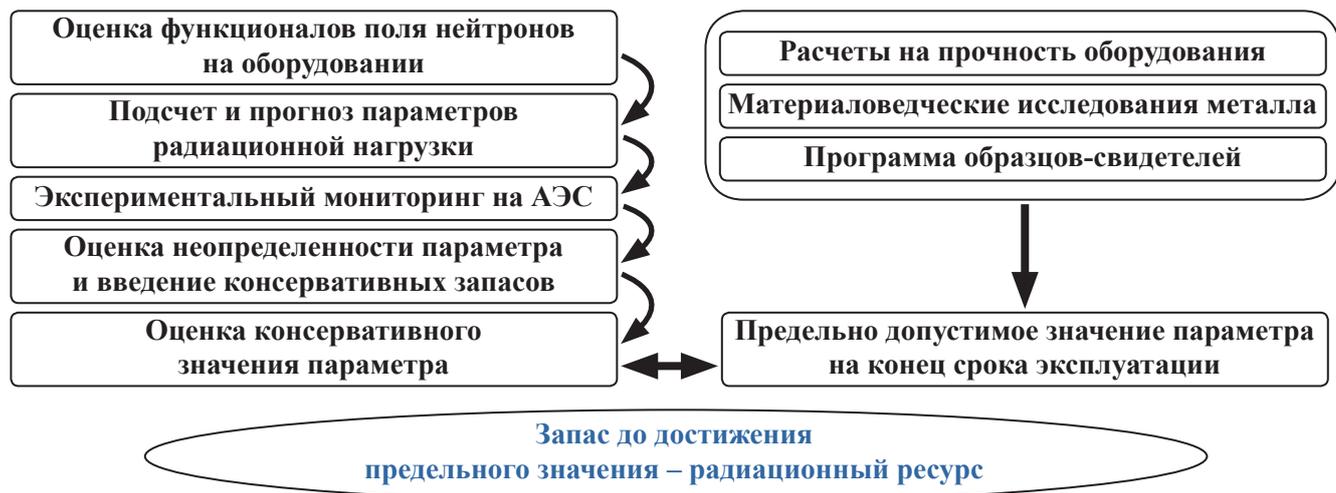


Рис. 1. Принципиальная схема определения радиационного ресурса оборудования на основе консервативной оценки параметра
 [Fig. 1. Principal scheme for determination of the radiation lifetime of equipment based on a conservative estimation of the parameter]

организации разработана и применяется методика [9] (аналогичные подходы используются при оценках ФБН на КР ВВЭР-440). В [9] отмечено, что консервативное значение ФБН основано на расчетном значении ФБН с учетом оцененной неопределенности расчета. Для проверки консервативности результатов расчета следует проводить сравнение с экспериментальными данными, имеющимися для данного энергоблока. Полученное в результате оценки консервативное значение ФБН является проектным и сравнивается с предельно-допустимым значением, определенным из расчетов на СХР. Согласно [9] суммарная относительная неопределенность расчета ФБН на внутренней поверхности КР составляет 19 %, но может быть снижена до 11 % при наличии достаточных экспериментальных данных.

Для учета положений нормативных документов [10, 11] при организации учета ФБН на КР ВВЭР разработан документ эксплуатирующей организации [12], регламентирующий процедуру учета и прогноза ФБН на АЭС с ВВЭР. В соответствии с [12] при учете и прогнозе ФБН на КР оценка параметра проводится на основе расчетной оценки с учетом консервативных коэффициентов запаса (от 15 до 30 %). Полученное в результате оценки значение ФБН является прогнозным и сравнивается с проектным значением, определенным в соответствии с [9].

Определение и прогнозирование величины параметров радиационной нагрузки на оборудование реакторов типа ВВЭР в российской и мировой практике осуществляется с применением как расчетных, так и экспериментальных методов. Можно выделить следующие, наиболее

широко распространенные в мировой практике нейтронной дозиметрии КР, экспериментальные методы:

- проведение нейтронно-активационных измерений у внешней поверхности КР (как с целью подтверждения значений ФБН на КР, так и при сопровождении программ образцов-свидетелей (ОС)) [10];
- отбор и исследование проб металла с внутренней поверхности КР (вырезка темплетов, отбор проб наплавки КР) [13];
- результаты исследований ОС и нейтронно-активационных индикаторов (НАИ), установленных непосредственно на внутренней поверхности КР [14].

Наиболее приемлемым методом измерений у внешней поверхности КР является нейтронно-активационный метод. Методика, основанная на этом методе, рекомендована к использованию на АЭС с ВВЭР [11]. Критерием приемлемости результатов сравнения расчетных и измеренных данных считается отличие не более чем на 15 %.

Для контроля ФБН на внутренней поверхности КР рекомендован метод [13] для определения ФБН на основе реакции $^{93}\text{Nb}(n,n')^{93\text{m}}\text{Nb}$ с применением процедуры радиохимического выделения ниобия из проб антикоррозионной наплавки КР. Получаемые данные могут использоваться как для прямого расчетно-экспериментального определения ФБН в точках отбора на внутренней поверхности КР, так и для сравнения с расчетами для оценки корректности расчетного определения ФБН на внутренней поверхности. Обоснование возможности использования метода проведено дополнительными экспериментами, в том числе на исследовательских реакторах, а ожидаемая величина относительной

погрешности определения ФБН с энергией $E > 0,5$ МэВ составляет $\pm 12,0$ %.

Нейтронно-дозиметрическое сопровождение облучения комплектов ОС [14] осуществляется с помощью НАИ, а также измерения активности изотопа ^{54}Mn в пробах металла ОС. С целью компенсации возможных методических погрешностей расчета ФБН на КР необходимо обеспечить постоянное нейтронно-дозиметрическое сопровождение облучения внешней поверхности КР. Сопровождение должно выполняться для элементов КР, подлежащих контролю радиационного охрупчивания, и реализуется посредством размещения НАИ у внешней поверхности КР и их периодического снятия для измерений.

Таким образом, можно выделить следующие основные тенденции при использовании расчетных и экспериментальных результатов при оценках состояния оборудования:

- оценкой состояния оборудования является оценка запаса до достижения оборудованием критического состояния;
- оценка состояния оборудования проводится на основе анализа критического или нормативного параметра, используемого в оценке состояния;
- при определении искомого параметра используется расчетно-экспериментальный метод;
- оценка параметра должна быть проведена с приемлемой степенью консервативности;
- неопределенность оценки параметра может быть учтена в конечном результате исходя из принципа консервативного подхода.

Используемая процедура по мониторингу ХПН, реализуемая в отношении основного незаменимого оборудования – КР, базируется на экспериментальном методе и сопровождается расчетами. Исходными предпосылками для постановки измерений и проведения расчетов являются положения [10]. В качестве методической основы к проведению измерений функционалов нейтронного поля использовались положения [11]. Реализуемая в настоящее время процедура мониторинга апробирована для КР разных энергоблоков с ВВЭР при различных условиях эксплуатации [15]. В случае наличия экспериментальных данных, полученных на конкретном энергоблоке в каждую кампанию, рекомендуется при оценке ХПН использовать подход по улучшенной оценке параметров с учетом неопределенности расчетных и экспериментальных методов [8].

В соответствии с [8] улучшенная оценка критического параметра проводится с учетом расчетных и экспериментальных неопределенностей. Результаты экспериментальных данных характеризуются неопределенностью результата измерений в сторону больших или меньших значений, соответственно (« U^{E+} »). Каждая часть отмеченной неопределенности может быть выражена через: статистическую неопределенность результата измерений; неопределенность, обусловленную представительностью контроля; неопределенности, обусловленные погрешностями средств измерений и методики измерений. Результаты расчетных исследований характеризуются неопределенностью расчета (« U^C »), которая может быть выражена через: неопределенность, связанную с методической погрешностью расчетного средства (программы для ЭВМ); неопределенность, обусловленную погрешностями в исходных данных; неопределенность, связанную с неточностями расчетной модели. Улучшенная консервативная оценка параметра может быть выражена через некоторый фактор, который зависит от выявленных расчетных и экспериментальных неопределенностей с учетом сопоставления расчетных и экспериментальных результатов.

При имеющихся сравнениях расчетных и экспериментальных результатов в [8] рекомендуется использовать следующий подход: выражение для консервативной поправки выбирается в зависимости от соотношения расчетных и экспериментальных данных.

2. Результаты расчетно-экспериментальных исследований на оборудовании ВВЭР

В рамках настоящего рассмотрения в качестве экспериментальных результатов использованы имеющиеся данные нейтронно-активационных измерений на внешней поверхности КР ВВЭР. В таблицах № 1, 2 представлены результаты сопоставления расчета и эксперимента для энергоблоков с реакторами ВВЭР-1000 и ВВЭР-440, для которых уже проведены расчетно-экспериментальные исследования ХПН на КР [16–18]. Актуальность работы по расчетно-экспериментальному мониторингу радиационной нагрузки КР действующих энергоблоков с ВВЭР связана с рассмотрением вопроса обоснования продления эксплуатации сверх проектного срока службы, а также с возможными изменениями конфигураций активной зоны в процессе эксплуатации.

Таблица № 1

Отношения расчетных активностей нейтронно-активационных детекторов к экспериментальным для внешней поверхности корпуса реактора ВВЭР-1000 (на уровне максимума характеристик поля нейтронов)

Ratios of calculated to measured neutron-activation detectors activities in ex-vessel cavity of the VVER-1000 reactor pressure vessel (at the level of the parameter maximum)

Энергоблок	Реакция				
	⁵⁴ Fe(n,p)	⁵⁸ Ni(n,p)	⁴⁶ Ti(n,p)	⁶³ Cu(n,α)	⁹³ Nb(n,n')
БалАЭС-1	1,10	1,01	-	0,89	0,94
БалАЭС-2	1,06	1,01	0,96	0,97	0,94
БалАЭС-3	1,04	1,04	0,93	0,96	0,92
БалАЭС-4	1,11	1,06	1,00	1,01	0,98
КлиАЭС-1	1,05	1,01	0,92	1,03	1,13
КлиАЭС-2	1,08	0,93	-	0,98	0,98
КлиАЭС-3	1,10	1,06	-	1,08	0,98
КлиАЭС-4	1,03	0,99	-	1,05	0,91
НВАЭС-5	0,99	0,95	1,16	0,99	0,94
РстАЭС-1	0,99	1,00	0,96	1,01	1,03
РстАЭС-2	1,01	-	-	1,14	1,00
Неопределенность результата измерения					
<i>U^{E±}</i>	3,8 %	4 %	7 %	3,6 %	5,3 %

Таблица № 2

Отношения расчетных активностей нейтронно-активационных детекторов к экспериментальным для внешней поверхности корпуса реактора ВВЭР-440 (на уровне максимума характеристик поля нейтронов)

Ratios of calculated to measured neutron-activation detectors activities in ex-vessel cavity of the VVER-440 reactor pressure vessel (at the level of the parameter maximum)

Энергоблок	Реакция				
	⁵⁴ Fe(n,p)	⁵⁸ Ni(n,p)	⁴⁶ Ti(n,p)	⁶³ Cu(n,α)	⁹³ Nb(n,n')
КолАЭС-3	1,06	1,04	0,98	1,05	1,07
	1,09		1,07	1,11	1,11
КолАЭС-2	0,98	0,92	-	1,02	0,95
	0,99	0,93	-	1,03	0,99
КолАЭС-1	1,02	1,02	0,99	0,98	0,94
	1,09	1,14	1,08	1,05	1,16
КолАЭС-4	0,97	0,98	-	1,14	0,97
	0,99	1,00	-	1,06	0,96
НВАЭС-4	0,97	0,94	0,85	0,89	1,10
	0,98	0,95	0,85	0,93	1,10
Неопределенность результата измерения					
<i>U^{E±}</i>	3,8 %	4 %	7 %	3,6 %	5,3 %

По результатам исследований проведена оценка неопределенностей в рассматриваемом расчетно-экспериментальном методе. В таблицах № 1, 2 также приведены неопределенности результата измерений U^{E+-} для различных нейтронно-активационных детекторов. Исходя из опыта проведенных исследований, неопределенности оценки параметров радиационной нагрузки составляют:

- для результата измерений с использованием нейтронно-активационного метода U^{E+-} : статистическая неопределенность результата измерений: 7 %, неопределенность, обусловленная представительностью контроля, 10 %, неопределенности, обусловленные погрешностями средств измерений и методики измерений, 15 % (общая неопределенность результата измерений в сторону больших или меньших значений составляет от 5 до 9 % для различных детекторов);

- для результатов расчета U^C : неопределенность, связанная с методической погрешностью программных средств (ПС): от 10 (для КР) до 25 % (для ОКР); неопределенность, обусловленная погрешностями в исходных данных, 15 %; неопределенность, связанная с неточностями расчетной модели, 8 % (общая неопределенность расчета составляет от 10 до 25 % для различных позиций оборудования), соответственно.

Показано, что достоверность определения ФБН по используемой расчетной методике может характеризоваться неопределенностью $\pm 10-15\%$ в местах проведенного контроля. При сравнении отношения R (расчет)/ Δ (эксперимент) с неопределенностью результата измерений U^{E+-} видно, что в ряде случаев соотношение R/Δ превышает U^{E+-} . Из таблиц № 1, 2 видно, что для различных кампаний, различных типов реакторов и разных энергоблоков при эксплуатации в различные кампании в большинстве случаев расчет превышает измеренные значения (значение отношения R/Δ больше единицы), соответственно, расчет дает консервативное значение. Таким образом, в соответствии с приложением № 5 [8], в качестве улучшенной консервативной оценки параметра радиационной нагрузки рекомендуется использовать консервативную поправку к оценке расчетного значения, равной неопределенности, связанной с методической погрешностью ПС – оцененной как 10 % для позиций по высоте на уровне активной зоны (по сравнению с 19 %, согласно [9]), 20 % для КР в позициях выше и ниже активной зоны, 25 % для области ОКР. На рис. 2, 3 показаны результаты оценок величины накопления

флюенса нейтронов за 60 лет на КР с учетом улучшенной оценки параметров радиационной нагрузки. Таким образом, используя улучшенную оценку параметра, радиационный ресурс, например КР, может быть увеличен до 9 %. Следует отметить, что предложенный подход может быть использован при наличии достаточных расчетных и экспериментальных данных с подтверждением их достоверности для различных позиций на оборудовании ВВЭР.

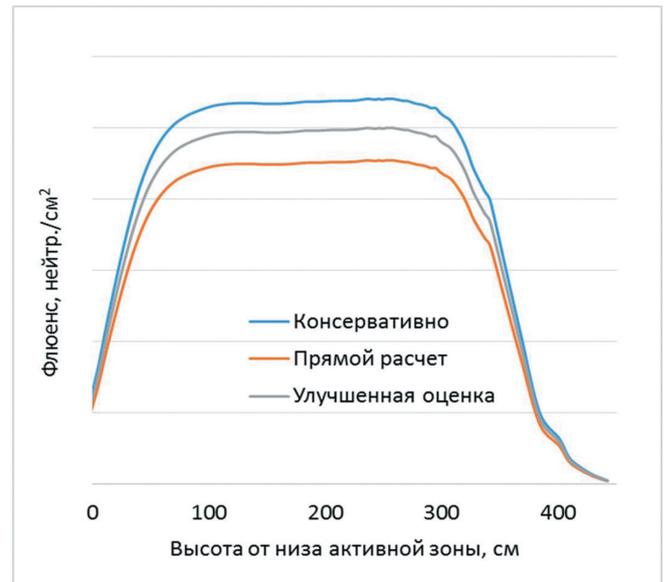


Рис. 2. Оценки флюенса быстрых нейтронов на внутренней поверхности корпуса реактора ВВЭР-1000 в азимутальном максимуме за срок эксплуатации 60 лет [Fig. 2. Fast neutron fluence estimates on the inner surface of the VVER-1000 reactor pressure vessel in the azimuthal maximum for a service lifetime of 60 years]

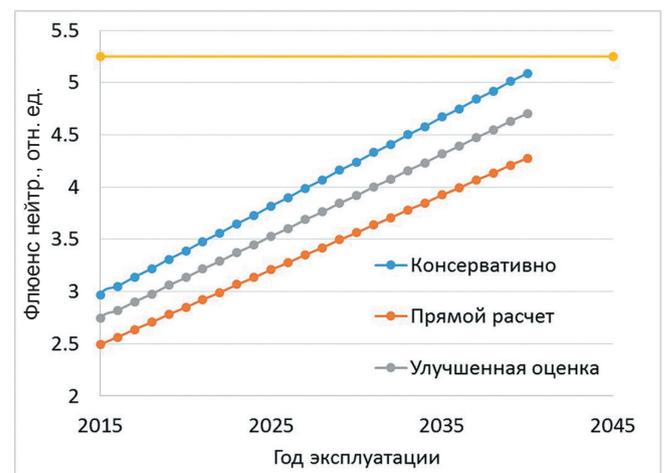


Рис. 3. Накопление флюенса на внутренней поверхности корпуса реактора ВВЭР-1000 за срок эксплуатации 60 лет [Fig. 3. Accumulation of fluence on the inner surface of VVER-1000 reactor pressure vessel over a service lifetime of 60 years]

3. Анализ закономерностей формирования поля нейтронов на оборудовании ВВЭР

По результатам расчетно-экспериментальных исследований выявлены закономерности формирования поля нейтронов на оборудовании ВВЭР и определены критические (с точки зрения радиационного повреждения металла) элементы оборудования ВВЭР, а также определены характерные позиции на оборудовании для проведения мониторинга.

Степень деградации оборудования зависит от параметров радиационного повреждения металла (ФБН, СНА). Достоверность расчетных оценок параметров радиационной нагрузки на незаменимое оборудование зависит от учета всех факторов, влияющих на расчетные оценки с учетом неопределенности используемых расчетных процедур.

Согласно [8], в соответствии с принципом оценки деградации свойств металла оборудования ВВЭР под действием радиационной нагрузки, критическому свойству ставится в соответствие параметр радиационной нагрузки. Например, в соответствии с расчетами на сопротивление хрупкому разрушению КР, критической температуре хрупкости ставится в соответствие ФБН ($E > 0,5$ МэВ). Однако параметр СНА является более физически обоснованной величиной нейтронного повреждения материалов на основе железа. Если распределение СНА в оборудовании реактора более консервативно, чем ФБН, это следует учитывать при оценках радиационной нагрузки на оборудование ВВЭР. Таким же образом можно поставить в соответствие другой критерий радиационного повреждения, который неразрывно связан с ним по физическому смыслу, то есть там, где есть ФБН, есть и СНА от нейтронов и гамма-квантов. Зависимость СНА от нейтронов может быть выражена через ФБН в следующем виде:

$$D = F(> 0) \cdot \int_0^{\infty} \sigma_d(E) \cdot f(E) dE =$$

$$= F(\geq 0,5) \cdot \frac{F(> 0)}{F(\geq 0,5)} \cdot \int_0^{\infty} \sigma_d(E) \cdot f(E) dE = F(\geq 0,5) \cdot SP$$

где $F(\geq 0,5)$ – ФБН с энергиями выше 0,5 МэВ; SP – фактор, учитывающий вклад спектра нейтронов или гамма-квантов в повреждение металла.

По результатам проведенных расчетов были определены все необходимые функционалы нейтронного поля, которые используются при анализе критериев радиационной повреждаемости. Искомыми в настоящем рассмотрении параметрами являются: спектр нейтронов, скорость накопления флюенса,

ФБН для различных энергетических диапазонов (больше 0,1; 0,5; 1,0; 3,0 МэВ), флюенс тепловых нейтронов, СНА.

На рис. 2–6 приведено изменение отношения числа СНА к ФБН в зазоре между корпусом и теплоизоляцией в зависимости от высоты и радиуса, а также форма спектра нейтронов и гамма-квантов для различных позиций оборудования.

Оценочные результаты расчетов радиационной нагрузки на оборудование ВВЭР показывают (рис. 2–6), что фактор «спектра» может быть больше единицы для критических позиций ОКР, а также для позиций внутрикорпусных устройств. Пример оценок спектрального индекса по отношению к числу СНА для различных позиций на оборудовании ВВЭР приведен в таблице № 3.

По результатам проведенного анализа предложен подход к оценке радиационного ресурса оборудования с использованием результатов мониторинга радиационной нагрузки.

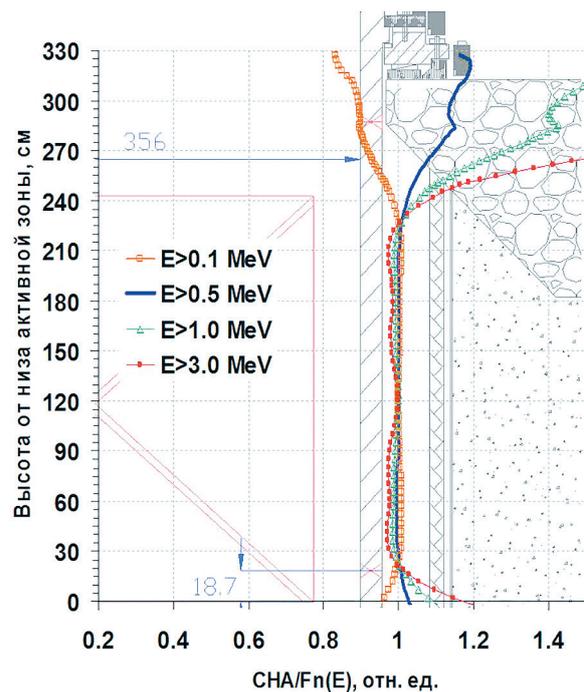
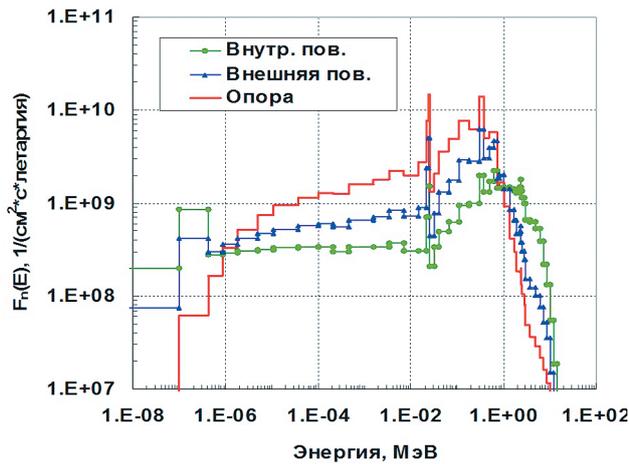
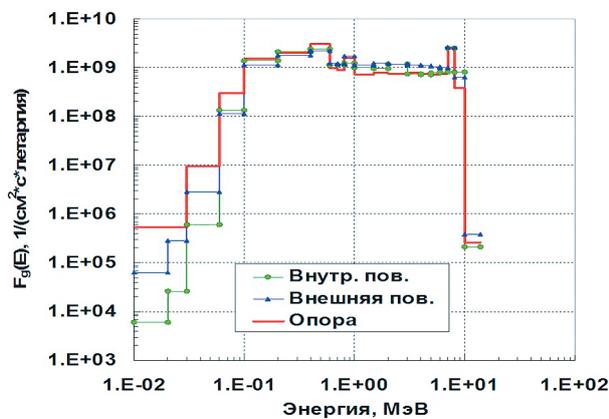


Рис. 4. Изменение отношения числа смещений на атом к флюенсу быстрых нейтронов в зазоре между корпусом и теплоизоляцией в зависимости от высоты реактора ВВЭР-440

[Fig. 4. Distribution of the ratio of the number of displacements per atom to the fast neutron fluence in the gap between the vessel and thermal insulation depending on the height of the VVER-440 reactor]



а)



б)

Рис. 5. Расчетные спектры нейтронов (а) и гамма-квантов (б) для разных уровней по радиусу и высоте околокорпусного пространства реактора ВВЭР-1000 [Fig. 5. Calculated neutron (a) and gamma (b) spectra for different levels along the radius and height of the ex-vessel cavity of the VVER-1000 reactor]

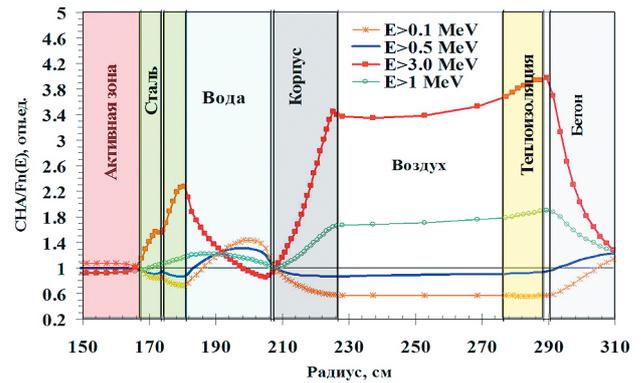


Рис. 6. Изменение отношений числа смещений на атом к флюенсу быстрых нейтронов на уровне центра активной зоны в зависимости от радиуса реактора ВВЭР-1000, нормированных на значения на внутренней поверхности корпуса реактора [Fig. 6. Distribution of the ratio of the number of displacements per atom to the fluence of fast neutrons at the level of the center of the core, depending on the radius of the VVER-1000 reactor, normalized to the values on the inner surface of reactor pressure vessel]

Сравнение спектральных характеристик нейтронов и гамма-квантов (рис. 2–6) по радиусу и высоте реактора ВВЭР показывает их значительное отличие, что отражается в оценках СНА для данных позиций. Из сравнения спектра нейтронов (рис. 5) видно, что для области опорных конструкций наблюдается более мягкий спектр, по сравнению с областью КР, как для быстрых нейтронов (для диапазона энергий нейтронов более 2 МэВ), так и для нижних групп тепловых нейтронов. Такое отличие в форме спектра нейтронов прямым образом отражается в отличии оценок СНА для рассматриваемых позиций. На рис. 4 видно, что отношение СНА к ФБН (с энергией более 0,5 МэВ)

Таблица № 3

Расчетные спектральные индексы для флюенса быстрых нейтронов в различном энергетическом диапазоне по отношению к числу смещения на атом на элементах оборудования реактора ВВЭР-1000
Calculated spectral index for the fluence of fast neutrons in different energy ranges in relation to the number of displacements per atom on the VVER-1000 reactor equipment

Позиция	Флюенс быстрых нейтронов (E > 0,1 МэВ)	Флюенс быстрых нейтронов (E > 0,5 МэВ)
Шов № 3 КР	1,00	1,00
Шов № 5 КР	0,58	1,08
Выгородка	1,08	1,00
Шахта	0,84	0,94
Опора	0,48	1,12
Ферма	0,57	1,18

может достигать 20–40 % в области ОКР. Для ВКУ ВВЭР-1000 (рис. 6) наиболее приемлемое соотношение достигается для ФБН с энергией 0,5 МэВ и СНА. С точки зрения консервативного подхода, там, где ослабление флюенса больше, чем ослабление СНА, более разумно использовать коэффициенты ослабления, полученные по СНА. Из рис. 4, 6 и таблицы № 3 видно, например, что отношение значений СНА между внутренней поверхностью корпуса и корзиной активной зоны более консервативно, чем отношение значений флюенса. В корпусе наблюдается обратная картина: флюенс более консервативен, чем СНА. Из рис. 4–5 и таблицы № 3, где показаны расчетные распределения отношения СНА к флюенсу по высоте у КР, включая область ОКР, видно, что отношение растет. Это свидетельствует, что СНА более консервативный параметр при оценке охрупчивания для ОКР ВВЭР-440/213 (до 20 % на ОКР) и ВВЭР-1000 (до 10 % на ферме опорной и до 20 % на опорном кольце). Представленные в таблице № 3 коэффициенты рекомендуется использовать в качестве консервативных поправок к оценке ФБН при оценках ресурса незаменимого оборудования (для ВКУ, опорных конструкций и зон КР выше активной зоны).

Выявленные закономерности формирования поля нейтронов на оборудовании ВВЭР позволяют сформулировать рекомендации по выбору и объему расчетной оценки параметров радиационной нагрузки на незаменимом оборудовании.

4. Рекомендации по проведению мониторинга радиационной нагрузки

По результатам проведенных исследований предложены рекомендации по дополнительным подходам в части проведения мониторинга радиационной нагрузки на оборудовании ВВЭР с учетом положений [8].

В используемом расчетно-экспериментальном методе применительно к параметрам радиационной нагрузки КР ВВЭР показано, что расчетные оценки получают выше экспериментальных, то есть расчет дает более консервативную оценку, а консервативная поправка может быть выражена через значение неопределенности, связанной с методической погрешностью расчетного средства (программы для ЭВМ).

Фактором, влияющим на неопределенность прогноза изменения свойств оборудования ВВЭР, может быть также спектр нейтронов (зависимость скорости накопления флюенса от энергии нейтронов).

Влияние спектра на радиационное повреждение материала корпуса может быть оценено в исследовании взаимосвязи спектра и параметра СНА кристаллической решетки материала. С точки зрения консервативного подхода, там, где ослабление флюенса больше, чем ослабление СНА, более разумно использовать коэффициенты ослабления, полученные по СНА. Из соотношения флюенса нейтронов к параметру СНА возможно получить дополнительные коэффициенты запаса, которые учитывают изменение спектра нейтронов в рассматриваемой области.

Дополнительно следует отметить, что информация о спектре быстрых нейтронов по результатам активационных измерений – метод эффективных пороговых сечений. В результате использования данного метода можно получить значения интегральных плотностей потоков нейтронов (флюенса) по числу используемых в измерениях реакций активации, что имеет практическую значимость с точки зрения оценки состояния оборудования. В ряде практических случаев, например для оценки числа СНА, необходимо знать дифференциальную плотность потока нейтронов (зависимость спектра нейтронов от энергии). В связи с этим рекомендуется использовать подход по использованию усовершенствованных методик по восстановлению спектра нейтронов на оборудовании, который является актуальным с точки зрения получения оценок расширенных функционалов для корректной оценки радиационного повреждения стали незаменимого оборудования (в единицах числа СНА) с достоверной оценкой неопределенности. Применение процедуры восстановления спектра нейтронов позволит достоверно оценивать функционалы нейтронного поля с достоверной оценкой неопределенности и позволит получить консервативные оценки параметров радиационной нагрузки на оборудовании ВВЭР.

Рекомендуется дополнительно использовать показания фактических реакторных данных по нагрузкам активной зоны при оценках параметров радиационной нагрузки. Рекомендуется использовать методы подготовки модели источника нейтронов на основе фактических распределений полей энерговыделения, полученных в фактических реакторных условиях при контроле характеристик активной зоны по системе внутриреакторного контроля.

Рекомендуется регулярный контроль параметров радиационной нагрузки применительно к различным проектам ВВЭР: для ВВЭР-1000 – выгородка в составе ВКУ и опорная ферма в составе ОКР,

для ВВЭР-440 – корзина и шахта в составе ВКУ и внутренняя стенка кольцевого бака в составе ОКР. Рекомендуется для ВКУ и ОКР в качестве параметра радиационной нагрузки использовать параметр СНА.

Использованные для обоснования параметров радиационной нагрузки расчетные коды и библиотеки констант должны быть аттестованы по требованиям нормативных документов. Аттестация предполагает валидацию этих программ экспериментальными данными. Рекомендуется проведение дополнительной аттестации и валидации расчетных процедур для характерных точек с учетом размещения ВКУ и ОКР. Ввиду отсутствия достаточных результатов верификации и валидации расчетных программ рекомендуется введение дополнительных коэффициентов запаса (до 25 % для области ВКУ, до 20 % для области ОКР).

Заключение

Мониторинг радиационной нагрузки на оборудование, подверженного реакторному облучению, является необходимым условием оценки радиационного ресурса оборудования ВВЭР, для которого актуален вопрос прогноза радиационной деградации материалов с учетом требований действующих нормативных документов.

Показано, что предлагаемый подход позволяет получить улучшенную консервативную оценку параметра с учетом всех неопределенностей. В используемом расчетно-экспериментальном

методе применительно к параметрам радиационной нагрузки КР показано, что расчетные оценки получаются выше экспериментальных, то есть расчет дает более консервативную оценку, а консервативная поправка может быть выражена через значение неопределенности, связанной с методической погрешностью ПС.

Приведены некоторые оценочные результаты расчетов радиационной нагрузки на оборудование ВВЭР, где показано, что фактор «спектра» может быть больше единицы для критических позиций ОКР, а также для позиций ВКУ. Таким образом, с позиции консервативного подхода, там, где ослабление ФБН больше, чем ослабление СНА, более корректно использовать коэффициенты ослабления, полученные по СНА, а влияние изменения спектра нейтронов может быть учтено введением дополнительных коэффициентов запаса из соотношения СНА и ФБН.

По результатам проведенных исследований предложены рекомендации по дополнительным подходам в части проведения мониторинга радиационной нагрузки на оборудование ВВЭР с учетом положений [8].

Учет представленных рекомендаций при анализе радиационной нагрузки на оборудование ВВЭР позволит получить научно-обоснованные, консервативные, независимые оценки параметров для их использования при оценках обоснования возможности продления сроков эксплуатации оборудования ВВЭР и тем самым оценить дефициты безопасности при длительной эксплуатации энергоблоков.

Литература

1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. НП-089-15: утв. приказом Ростехнадзора от 17.12.2015 № 521, рег. № 41010 от 09.02.2016.
2. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии. Правила контроля основного металла, сварных соединений и наплавленных поверхностей при эксплуатации оборудования, трубопроводов и других элементов атомных станций. НП-084-15: утв. приказом Ростехнадзора от 07.12.2015 № 502, рег. № 41366 от 10.03.2016.
3. Amaev A. D., Erak D. Yu., Kryukov A. M. Radiation Embrittlement of WWER-1000 Pressure Vessel / Materials. Irradiation, Embrittlement and Mitigation. Proceedings of the IAEA Specialists Meeting. – Madrid, Spain, 1999. – Pp. 374–385.
4. Чернобаева А. А. Обоснование моделей радиационного охрупчивания материалов корпусов реакторов и процедуры их применения для оценки состояния эксплуатирующихся корпусов реакторов: дис. на соискание степени доктора техн. наук / А. А. Чернобаева; НИЦ «Курчатовский институт». – М., 2009.
5. ГОСТ Р 59115.14-2021. Национальный стандарт Российской Федерации. Обоснование прочности оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок. Расчет на сопротивление хрупкому разрушению корпуса водо-водяного энергетического реактора. Утвержден и введен в действие приказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от 20.10.2021 № 1177-ст. М., 2022.

6. Ерак Д. Ю. Материаловедческое обоснование эксплуатации корпусов реакторов ВВЭР за пределами проектного срока службы: дис. на соискание степени доктора техн. наук / Д. Ю. Ерак; НИЦ «Курчатовский институт». – М., 2013.
7. Kryukov A., Erak D. et al. Extended analysis of VVER-1000 surveillance data. *Int. J. of Pressure Vessel and Piping*, 2002, v. 79, pp. 661–664.
8. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Мониторинг радиационной нагрузки и определение радиационного ресурса оборудования ВВЭР. РБ-145-18: утв. приказом Ростехнадзора от 01.06.2018 № 239.
9. Методика расчетно-экспериментального определения флюенса нейтронов на корпусах реакторов ВВЭР-1000 при ПСС до 60 лет МТ-1.2.3.06.0190-2013. АО «Концерн Росэнергоатом», М., 2013 г.
10. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Учет флюенса быстрых нейтронов на корпусах и образцах-свидетелях ВВЭР для последующего прогнозирования радиационного ресурса корпусов. РБ-007-99: утв. постановлением Госатомнадзора от 21.04.1999 № 2.
11. Руководство по безопасности при использовании атомной энергии. Методика нейтронного контроля на внешней поверхности корпусов водо-водяных энергетических реакторов АЭС. РБ-018-01: утв. постановлением Госатомнадзора России от 17.12.2001 № 14.
12. Организация работ по учету и прогнозу флюенса быстрых нейтронов на корпусах реакторов АЭС с ВВЭР. РД ЭО 1.1.2.29.0913-2012. АО «Концерн Росэнергоатом», М., 2012.
13. Kochkin V., Dmitrieva N., Reshetnikov A., Erak D., Pesnya Y., Nasonov V. Testing of the Retrospective Dosimetry Procedure Based on Niobium Extraction from VVER-1000 Cladding Material Samples after Their Irradiation in Research Reactor / *Reactor Dosimetry: 16th International Symposium, ASTM STP1608*, Sparks M. H., Depriest K. R. and Vehar D. W. – ASTM International, West Conshohocken, PA, 2018. – Pp. 579–589. – DOI: 10.1520/STP1608-EB, ISBN-EB: 978-0-8031-7662-1, ISBN-13: 978-0-8031-7661-4.
14. ГОСТ Р 50.05.12-2018. Национальный стандарт Российской Федерации. Система оценки соответствия в области использования атомной энергии. Оценка соответствия в форме контроля. Контроль радиационного охрупчивания корпуса реактора атомной станции. Утвержден и введен в действие приказом Федерального агентства по техническому регулированию и метрологии от 28.12.2018 № 1174-ст. М., 2019.
15. Бородкин П. Г., Хренников Н. Н., Рябинин Ю. А., Шамов А. В., Адеев В. А. Подходы по учету и контролю флюенса быстрых нейтронов на корпусах реакторов ВВЭР и опыт их использования в рамках процедуры мониторинга радиационной нагрузки оборудования ВВЭР / Сборник докладов десятой международной научно-технической конференции МНТК-2016 «Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики» (27 мая 2016 г.). – М., 2016.
16. Borodkin P., Borodkin G., Khrennikov N. Uncertainty-Accounted Computational-Experimental Approach for Improved Conservative Evaluations of VVER RPV Radiation Loading Parameters / *Proc. of 14th International Symposium on Reactor Dosimetry, Bretton Woods, NH, USA (May 22–27, 2011)* // *Journal of ASTM International*. Vol. 9. No. 4. Pp. 210–219. ASTM STP 1550, 2012, ISBN 978-0-8031-7536-5.
17. Бородкин П. Г., Хренников Н. Н. Расчетно-экспериментальные исследования радиационной нагрузки на корпусах и опорных конструкциях ВВЭР-1000 в фактических реакторных условиях // *Ядерная и радиационная безопасность*. 2015. № 1 (57). С. 10–23.
18. Borodkin P., Gazetdinov A., Khrennikov N. Approaches for Estimation of Radiation Damage Parameters on VVER Equipment and Their Implementation during Monitoring Procedure / *Reactor Dosimetry: 16th International Symposium, ASTM STP1608*, M. H. Sparks, K. R. Depriest, and D. W. Vehar. – ASTM International, West Conshohocken, PA, 2018. – Pp. 241–255. – DOI: 10.1520/STP1608-EB, ISBN-EB: 978-0-8031-7662-1, ISBN-13: 978-0-8031-7661-4.

References

1. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoy energii "Pravila ustroystva i bezopasnoy ekspluatatsii oborudovaniya i truboprovodov atomnykh energeticheskikh ustanovok" (NP-089-15) [Federal Rules and Regulations in the Field of Nuclear Energy Use "Rules for design and safe operation of equipment and pipelines of nuclear power facilities" (NP-089-15)]. 2016.

2. Federal'nye normy i pravila v oblasti ispol'zovaniya atomnoy energii "Pravila kontrolya osnovnogo metalla, svarnykh soyedineniy i naplavlennykh poverkhnostey pri ekspluatatsii oborudovaniya, truboprovodov i drugikh elementov atomnykh stantsiy" (NP-084-15) [Federal rules and regulations in the field of atomic energy use "Rules for control of base metal, welded joints and deposited surfaces during operation of equipment, pipelines and other components of nuclear power plants" (NP-084-15)]. 2016.

3. Amaev A. D., Erak D. Yu., Kryukov A. M. Radiation Embrittlement of WWER-1000 Pressure Vessel / Materials. Irradiation, Embrittlement and Mitigation. Proceedings of the IAEA Specialists Meeting. Madrid, Spain, 1999, pp. 374–385.

4. Chernobaeva A. A. (2009). Obosnovaniye modeley radiatsionnogo okhrupchivaniya materialov korpusov reaktorov i protsedury ikh primeneniya dlya otsenki sostoyaniya ekspluatiruyushchikhsya korpusov reaktorov [Substantiation of models of radiation embrittlement of materials of reactor vessels and procedures for their application for assessing the state of operating reactor vessels]. Candidate's thesis. Moscow: NRC Kurchatov institute [in Russian].

5. Natsional'nyi standart Rossiiskoi Federatsii "Obosnovaniye prochnosti oborudovaniya i truboprovodov atomnykh energeticheskikh ustanovok. Raschet na soprotivleniye khрупkomu razrusheniyu korpusa vodo-vodyanogo energeticheskogo reaktora" (GOST R 59115.14-2021) [National Standard of the Russian Federation "Rules for strength assessment of equipment and pipelines of nuclear power installations. Strength assessment of pressure water reactor vessel" (GOST R 59115.14-2021)]. 2022.

6. Erak D. Yu. (2013). Materialovedcheskoye obosnovaniye ekspluatatsii korpusov reaktorov VVER za predelami proyektного sroka sluzhby [Material science substantiation of VVER reactor vessel operation beyond the design service life]. Candidate's thesis. Moscow: NRC Kurchatov institute [in Russian].

7. Kryukov A., Erak D. et al. Extended analysis of VVER-1000 surveillance data. Int. J. of Pressure Vessel and Piping, 2002, v. 79, pp. 661–664 [in Russian].

8. Rukovodstvo po bezopasnosti pri ispol'zovanii atomnoy energii "Monitoring radiatsionnoy nagruzki i opredeleniye radiatsionnogo resursa oborudovaniya VVER" (RB-145-18) [Safety Guideline "Monitoring of the radiation load and determination of the radiation lifetime of VVER equipment" (RB-145-18)]. 2018.

9. Metodika raschetno-eksperimental'nogo opredeleniya flyuyensa neytronov na korpusakh reaktorov VVER-1000 pri PSS do 60 let MT-1.2.3.06.0190-2013 [Method for the calculational and experimental determination of the neutron fluence on the VVER-1000 reactor pressure vessels at SLE up to 60 years MT-1.2.3.06.0190-2013]. Rosenergoatom Concern JSC, Moscow, 2013.

10. Rukovodstvo po bezopasnosti pri ispol'zovanii atomnoy energii "Uchet flyuyensa bystrykh neytronov na korpusakh i obraztsakh-svidetelyakh VVER dlya posleduyushchego prognozirovaniya radiatsionnogo resursa korpusov" (RB-007-99) [Safety Guideline "Accounting for the Fluence of Fast Neutrons on VVER Vessels and Surveillance Specimens for Subsequent Prediction of the Radiation Life Time of RPV" (RB-007-99)]. 1999.

11. Rukovodstvo po bezopasnosti pri ispol'zovanii atomnoy energii "Metodika neytronnogo kontrolya na vneshney poverkhnosti korpusov vodo-vodyanykh energeticheskikh reaktorov AES" (RB-018-01) [Safety Guideline "Technique of neutron control on the ex-vessel of water-cooled power reactors of NPP" (RB-018-01)]. 2001.

12. Organizatsiya rabot po uchetu i prognozu flyuyensa bystrykh neytronov na korpusakh reaktorov AES s VVER. RD EO 1.1.2.29.0913-2012 [The procedure or accounting and prediction of RPV fast neutron fluence for VVER type reactors, RD EO 1.1.2.29.0913-2012]. Rosenergoatom Concern JSC, Moscow, 2012.

13. Kochkin V., Dmitrieva N., Reshetnikov A., Erak D., Pesnya Y., Nasonov V. Testing of the Retrospective Dosimetry Procedure Based on Niobium Extraction from VVER-1000 Cladding Material Samples after Their Irradiation in Research Reactor / Reactor Dosimetry: 16th International Symposium, ASTM STP1608, Sparks M. H., Depriest K. R. and Vehar D. W. ASTM International, West Conshohocken, PA, 2018. Pp. 579–589. DOI: 10.1520/STP1608-EB, ISBN-EB: 978-0-8031-7662-1, ISBN-13: 978-0-8031-7661-4.

14. Natsional'nyi standart Rossiiskoi Federatsii "Sistema otsenki sootvetstviya v oblasti ispol'zovaniya atomnoy energii. Otsenka sootvetstviya v forme kontrolya. Kontrol' radiatsionnogo okhrupchivaniya korpusa reaktora atomnoy stantsii" (GOST R 50.05.12-2018) [National Standard of the Russian Federation "Conformity assessment system for the use of nuclear energy. Conformity assessment in the form of control. Control of reactor pressure vessels radiation embrittlement" (GOST R 50.05.12-2018)]. 2019.

15. Borodkin P., Khrennikov N., Riabinin Yu., Adeev V. (2016). Podkhody po uchetu i kontrolyu flyuensa bystrykh neytronov na korpusakh reaktorov VVEHR i opyt ikh ispol'zovaniya v ramkakh protsedury monitoringa radiatsionnoi nagruzki oborudovaniya VVEHR [Approaches for Accounting and Prediction of RPV Fast Neutron

Fluence for VVER Type Reactors and Experience in Using Them in the Framework of Procedures for Monitoring the Radiation Load of VVER Equipment]. Sbornik dokladov desyatoi mezhdunarodnoi nauchno-tekhnicheskoi konferentsii MNTK-2016 “Bezopasnost', ehffektivnost' i ehkonomika atomnoi ehnergetiki” (27 maya 2016 g.) – Proc. of the 10-th International scientific and technical conference MNTK-2016 “Safety, efficiency and economics of nuclear energy” (May 27, 2016), Moscow [in Russian].

16. Borodkin P., Borodkin G., Khrennikov N. Uncertainty-Accounted Computational-Experimental Approach for Improved Conservative Evaluations of VVER RPV Radiation Loading Parameters / Proc. of 14th International Symposium on Reactor Dosimetry, Bretton Woods, NH, USA (May 22–27, 2011). Journal of ASTM International, 2012, vol. 9, no. 4, pp. 210–219. ASTM STP 1550, ISBN 978-0-8031-7536-5 [in Russian].

17. Borodkin P., Khrennikov N. Raschetno-ehksperimental'nye issledovaniya radiatsionnoi nagruzki na korpusakh i opornykh konstruktivnykh VVEHR-1000 v fakticheskikh reaktornykh usloviyakh [Calculation-experimental investigations of radiation loading parameters on the reactor pressure vessel and reactor support structures of VVER-1000 in actual reactor condition]. Yadernaya i radiatsionnaya bezopasnost' – Nuclear and Radiation Safety, 2015, no. 1 (57), pp. 10–23 [in Russian].

18. Borodkin P., Gazetdinov A., Khrennikov N. Approaches for Estimation of Radiation Damage Parameters on VVER Equipment and Their Implementation during Monitoring Procedure / Reactor Dosimetry: 16th International Symposium, ASTM STP1608, M. H. Sparks, K. R. Depriest, and D. W. Vehar. ASTM International, West Conshohocken, PA, 2018, pp. 241–255. DOI: 10.1520/STP1608-EB, ISBN-EB: 978-0-8031-7662-1, ISBN-13: 978-0-8031-7661-4.

Сведения об авторах

Бородкин Павел Геннадьевич, старший научный сотрудник отдела безопасности атомных станций, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5).

Хренников Николай Николаевич, начальник отдела безопасности атомных станций, федеральное бюджетное учреждение «Научно-технический центр по ядерной и радиационной безопасности» (107140, Москва, ул. Малая Красносельская, д. 2/8, корп. 5).

Authors credentials

Borodkin Pavel Gennad'yevich, Senior Scientific Researcher of Nuclear Power Plant Safety Division, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8, building 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140), e-mail: pborodkin@secnrs.ru.

Khrennikov Nikolay Nikolayevich, Head of the Nuclear Power Plant Safety Division, Scientific and Engineering Centre for Nuclear and Radiation Safety (2/8, building 5, Malaya Krasnoselskaya str., Moscow, 107140), e-mail: khrennikov@secnrs.ru.

Для цитирования

Бородкин П. Г., Хренников Н. Н. Рекомендации по проведению улучшенной расчетно-экспериментальной оценки параметров радиационной нагрузки на оборудование реакторов типа ВВЭР // Ядерная и радиационная безопасность. 2022. № 1 (103). С. 5–18. DOI: 10.26277/SECNRS.2022.103.1.001.

For citation

Borodkin P. G., Khrennikov N. N. Recommendations for improved calculational-experimental evaluation of radiation load parameters on VVER reactor type equipment. Nuclear and Radiation Safety, 2022, no. 1 (103), pp. 5–18. DOI: 10.26277/SECNRS.2022.103.1.001 [in Russian].