

А. В. Кузьмин, А. В. Радкевич, В. П. Петрушкевич, Н. Д. Кузьмина

*Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук
Беларуси, Минск, Беларусь*

ВЕРОЯТНОСТНЫЙ АНАЛИЗ ДОЗОВЫХ НАГРУЗОК НА ПЕРСОНАЛ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ПУНКТА ХРАНЕНИЯ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА ПЕРЕДВИЖНОЙ АЭС «ПАМИР-630Д»

Аннотация. Выполнен вероятностный анализ дозовых нагрузок для количественного определения относительной важности вкладов неопределенностей исходных данных в неопределенность оценок коллективной и максимальной индивидуальной доз персонала при выводе из эксплуатации пункта хранения. Вероятностный подход к анализу дозовых нагрузок, включающий анализ чувствительности и неопределенности по отношению к входным параметрам используемых расчетных моделей оценки доз, позволяет определить наиболее чувствительные параметры, неточности в задании которых приводят к значительным неопределенностям оценок дозовых нагрузок на персонал и, таким образом, требуют более точного определения консервативных граничных значений при детерминистическом анализе и обосновании безопасности. Расчеты выполнены посредством применения кода RESRAD-BUILD 3.50, разработанного в Аргоннской национальной лаборатории Министерства энергетики США. Полученные результаты позволяют ранжировать параметры расчетной модели по степени их влияния на неопределенность итоговых оценок дозовых нагрузок на персонал, выработать рекомендации по оптимизации дозовых нагрузок при выполнении радиационно-опасных работ по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии.

Ключевые слова: риск-ориентированный подход, вероятностный анализ, дозовые нагрузки на персонал, отработавшее ядерное топливо, вывод из эксплуатации, неопределенности, радиационно-опасные работы

Для цитирования: Вероятностный анализ дозовых нагрузок на персонал при выводе из эксплуатации пункта хранения отработавшего ядерного топлива передвижной АЭС «Памир-630Д» / А. В. Кузьмин [и др.] // Вест. Нац. акад. наук Беларусі. Сер. фіз.-тэхн. навук. – 2019. – Т. 64, № 3. – С. 374–384. <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2019-64-3-374-384>

A. V. Kuzmin, A. V. Radkevich, V. P. Petrushkevich, N. D. Kuzmina

Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Science of Belarus, Minsk, Belarus

PROBABILISTIC DOSE ASSESSMENT FOR PERSONNEL DURING DECOMMISSIONING OF SPENT NUCLEAR FUEL STORAGE FACILITY OF TRANSPORTABLE NPP “PAMIR 630D”

Abstract. The aim of the current work is to perform a probabilistic dose assessment to quantify the relative importance of the source data uncertainties contribution towards the uncertainty estimates of collective and maximum individual doses of personnel during decommissioning of a storage facility. A probabilistic approach to the analysis of dose loads, including the analysis of sensitivity and uncertainty with respect to the input parameters of the used calculation models of dose assessment, allows to determine the most sensitive parameters, inaccuracies in the task of which lead to significant uncertainties in the estimates of dose loads on personnel and, therefore, require more accurate determination of conservative boundary values in deterministic analysis and safety justification. The calculations were performed by applying the code RESRAD-BUILD 3.50, developed by the Argonne National Laboratory of the US Department of Energy. The obtained results allow us to rank the parameters of the computational model according to the degree of their influence on the uncertainty of the final estimates of the dose loads on personnel, to develop recommendations for optimizing dose loads when performing radiation-hazardous work during nuclear facilities decommissioning.

Keywords: risk-based approach, probabilistic analysis, dose loads on personnel, spent nuclear fuel, decommissioning, uncertainties, radiation hazardous work

For citation: Kuzmin A. V., Radkevich A. V., Petrushkevich V. P., Kuzmina N. D. Probabilistic dose assessment for personnel during decommissioning of spent nuclear fuel storage facility of transportable NPP “Pamir-630D”. *Vestsi Natsyyanal'nai akademii navuk Belarusi. Seryya fizika-technichnykh navuk = Proceedings of the National Academy of Sciences of Belarus. Physical-technical series*, 2019, vol. 64, no. 3, pp. 374–384 (in Russian). <https://doi.org/10.29235/1561-8358-2019-64-3-374-384>

Введение. Подготовка к выводу из эксплуатации и вывод из эксплуатации объектов использования атомной энергии представляют собой длительный по времени процесс с большим объемом работ по выполнению комплекса организационных, технических и гигиенических мероприятий, направленных на последовательное обеспечение ядерной и радиационной безопасности персонала и населения и охрану окружающей среды. Радиационный контроль при выводе из эксплуатации характеризуется наличием большого количества источников ионизирующего излучения, а также значительным объемом проводимых радиационно-опасных работ. Среди мер, направленных на снижение дозовых нагрузок персонала, значимое место занимает планирование организации радиационно-опасных работ, последующий анализ эффективности запланированных защитных мероприятий с разработкой соответствующих рекомендаций по дальнейшему улучшению условий труда [1].

В государственном научном учреждении «Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны» Национальной академии наук Беларуси в 2018 г. успешно осуществлен вывод из эксплуатации пункта хранения отработавшего ядерного топлива передвижной АЭС «Памир-630Д». Вывод включал ряд радиационно-опасных работ, для выполнения которых требовалось проведение оценки возникающих рисков с целью обеспечения безопасности.

В данной работе с целью количественного определения относительной важности вкладов неопределенностей исходных данных в неопределенность оценок коллективной и максимальной индивидуальной доз персонала при выводе из эксплуатации пункта хранения отработавшего ядерного топлива выполнен вероятностный анализ дозовых нагрузок на персонал. Полученные результаты позволили провести ранжирование параметров расчетной модели по степени их влияния на неопределенность итоговых оценок дозовых нагрузок на персонал и выработать рекомендации по оптимизации дозовых нагрузок при выполнении радиационно-опасных работ по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии.

Риск-ориентированный подход к обеспечению безопасности деятельности в области использования атомной энергии. Риск качественно можно определить как сочетание вероятности нежелательных событий и величины их негативных последствий, имеющее количественную меру. Процесс принятия решений и управления в области обеспечения безопасности объектов использования атомной энергии в рамках риск-ориентированного подхода рассмотрен в докладе Международной группы по ядерной безопасности INSAG-25 [2]. Методология этого подхода используется применительно к безопасной эксплуатации атомных электростанций и активно развивается для обеспечения физической безопасности АЭС и объектов ядерного топливного цикла. Несмотря на применимость указанной методологии к другим ядерным и неядерным установкам и деятельности, в настоящее время недостаточное внимание уделено применению риск-ориентированного подхода к исследовательским ядерным установкам, радиационно-опасным объектам, деятельности, связанной с обращением с радиоактивными отходами, выводом из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Отдельной проблемой является комплексное рассмотрение вопросов обеспечения безопасности при совместном функционировании различных ядерных и радиационных объектов, размещенных в пределах одной площадки и использующих единую обеспечивающую, инженерную, информационную и организационную инфраструктуру. Это неизбежно сопряжено с определенным конфликтом интересов, влияние которого на обеспечение безопасности деятельности в целом на площадке должно быть исключено.

Риск-ориентированный подход к обеспечению безопасности и принятию решений в этой области представляет собой систематический процесс учета основных факторов и соображений, важных для безопасности, с определением меры их влияния на принимаемые решения и деятельность по обеспечению безопасности, включая документирование всего процесса, обоснование веса каждого учитываемого фактора, осуществление контроля и принятие корректирующих мер.

Цель реализации риск-ориентированного подхода заключается в том, чтобы принятию решений, влияющих на безопасность персонала, населения, окружающую среду, уделялось внимание

соразмерно их значимости, при этом обеспечивался надлежащий учет всех существенных факторов и соображений, исключались противоречия с другими решениями.

Основными принципами, лежащими в основе риск-ориентированного подхода к обеспечению безопасности любой деятельности в области использования атомной энергии и источников ионизирующего излучения, являются:

обеспечение и поддержание надлежащего уровня глубокоэшелонированной защиты;

наличие и сохранение запасов безопасности;

удержания рисков на разумно достижимом на практике низком уровне (принцип ALARA);

документирование и учет наилучшей инженерной, эксплуатационной и организационной практики;

изучение и использование новейших результатов научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ, передовых разработок и современных методологий;

интеграция систем обеспечения ядерной, радиационной, промышленной, пожарной безопасности и физической защиты объектов;

соблюдение регулирующих требований и положений;

комплексный контроль за обеспечением безопасности;

поддержание высокого уровня культуры безопасности.

К преимуществам реализации риск-ориентированного подхода относятся:

повышение общего уровня безопасности за счет улучшенного понимания значения и степени важности каждого из факторов, влияющих на принятие решений и их практическую реализацию;

снижение дозовых нагрузок на персонал благодаря выявлению участков работ наиболее значимых с точки зрения риска и сокращения излишней деятельности во вредных условиях труда на менее значимых участках;

повышение эффективности использования всех видов ресурсов за счет ранжирования по значимости с точки зрения снижения риска и поддержания его на разумно достижимом низком уровне;

разработка и внедрение мер по предотвращению и управлению авариями, минимизации их последствий.

Вероятностный анализ, используемый в рамках риск-информативного подхода, применяется для оценки неопределенностей дозовых нагрузок на персонал при выполнении радиационно-опасных работ. Вероятностный подход к анализу дозовых нагрузок, включающий анализ чувствительности и неопределенности по отношению к входным параметрам используемых расчетных моделей оценки доз, позволяет определить наиболее чувствительные параметры, неточности в задании которых приводят к значительным неопределенностям оценок дозовых нагрузок на персонал и, таким образом, требуют более точного определения консервативных граничных значений при детерминистическом анализе и обосновании безопасности. Результаты вероятностного анализа доз позволяют оценить целесообразность затрат на получение дополнительных уточненных исходных данных, оптимизировать дозовые нагрузки на персонал при выполнении радиационно-опасных работ по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии.

Основные результаты. При выводе из эксплуатации пункта хранения отработавшего ядерного топлива передвижной АЭС «Памир-630Д» основными радиационно-опасными работами являлись проведение комплексного инженерно-радиационного обследования, дезактивация бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива, демонтаж загрязненного оборудования, переработка и кондиционирование жидких и твердых радиоактивных отходов сложного радиохимического состава, содержащих изотопы плутония и америция. За основу модели расчета дозовых нагрузок персонала взят сценарий проведения работ в загрязненном здании, описанный в документах NUREG/CR-5512 [3, 4], NUREG/CR-6755 [5]. Расчеты выполнены посредством верифицированного кода RESRAD-BUILD 3.50 [6].

На основании результатов комплексного инженерно-радиационного обследования бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива передвижной атомной электростанции «Памир-630Д»

определены нуклиды, формирующие дозовую нагрузку персонала при выполнении работ по выводу из эксплуатации: Am-241, Pu-239, Pu-240, Co-60, Cs-137, Eu-152, Eu-154.

Предварительные расчеты показали, что работами, определяющими дозовую нагрузку на персонал, являлись переработка и кондиционирование жидких радиоактивных отходов сложного радиохимического состава, содержащих Am-241 и изотопы плутония Pu-239, Pu-240. Установленное в проекте вывода из эксплуатации целевое значение индивидуальной эффективной дозы для персонала составляло 5 мЗв.

Вероятностный анализ дозовых нагрузок на персонал при переработке и кондиционировании жидких радиоактивных отходов сложного радиохимического состава, содержащих америций и плутоний, выполнен посредством использования разработанной расчетной модели и применения кода RESRAD-BUILD 3.50 [6] с встроенными программными средствами анализа чувствительности, неопределенности и статистической обработки результатов расчета. Учитывались пять путей облучения: внешнее облучение непосредственно от источников, внешнее облучение за счет осажденных на поверхности радиоактивных материалов, внешнее облучение за счет радиоактивных веществ, взвешенных в воздухе, ингаляционный и пероральный пути внутреннего облучения. В разработанной расчетной модели принимаются во внимание время облучения как отдельных работников, так и всего задействованного персонала в целом, механизмы осаждения и ресуспендирувания радиоактивных аэрозолей в помещениях пункта хранения, интенсивность воздухообмена в них, метаболизм человека, наличие защитных средств органов дыхания, ослабление излучения в элементах радиационной защиты и конструкциях установок, характеристики радиоактивных загрязнений и источников излучения, геометрию облучения.

При расчетах дозовых нагрузок на персонал в случае внешнего облучения использовались дозовые коэффициенты библиотеки FGR-12 [7], ингаляционного и перорального внутреннего облучения – FGR-11 [8]. При оценке риска применялись факторы библиотеки FGR-13 Morbidity [9].

В ходе проведения вероятностного анализа дозовых нагрузок учтены рекомендации [5] по выбору распределений, характеризующих неопределенности параметров расчетной модели. Время выполнения работ, количество привлеченного персонала, геометрия помещений и установок, параметры, характеризующие воздухообмен и распространение радиоактивных аэрозолей, характеристики радиоактивных загрязнений и источников излучения приняты в соответствии с имеющейся фактической информацией об условиях проведения работ. Конкретные значения параметров расчетной модели и величин, определяющих вероятностные распределения указанных параметров, характеризующие их неопределенность, получены путем обобщения имеющихся данных в соответствии с техническими рекомендациями, изложенными в [3]. Посредством применения кода RESRAD-BUILD 3.50 был выполнен предварительный анализ чувствительности расчетного значения эффективной коллективной дозы персонала, задействованного в выполнении работ во вредных условиях при выводе из эксплуатации пункта хранения отработавшего ядерного топлива. Расчеты выполнялись в рамках усредненной поведенческой модели персонала, было оценено влияние 20 основных параметров расчетной модели на величину эффективной коллективной дозы персонала при работах по дезактивации бассейна выдержки. По результатам анализа выделена группа параметров, неопределенность задания которых в пределах точности расчетной модели оказывает значительное влияние на значение эффективной коллективной дозы.

Посредством применения вероятностных программных модулей кода RESRAD-BUILD 3.50 оценивались неопределенности значений коллективной эффективной дозы персонала как при выполнении отдельных видов радиационно-опасных работ, так и в целом неопределенность коллективной эффективной дозы персонала при выводе пункта хранения отработавшего ядерного топлива. Были рассчитаны вклады в коллективную эффективную дозу персонала и ее неопределенность от отдельных радионуклидов и по путям облучения. Статистическими методами определены частный коэффициент ранговой корреляции и нормированный частный коэффициент ранговой регрессии для основных параметров расчетной модели.

Основной вклад (более 95 %) в коллективную эффективную дозу в ходе выполнения работ по выводу пункта хранения из эксплуатации внесло внутреннее облучение изотопами Am-241, Pu-239 и Pu-240 при выполнении работ по переработке и кондиционированию жидких

радиоактивных отходов. Согласно расчетам, среднее значение коллективной дозы на персонал составило 2,68 чел.-мЗв. По численным оценкам стандартное отклонение коллективной эффективной дозы при переработке жидких радиоактивных отходов при учете неопределенностей параметров расчетной модели и их вероятностных распределений равно 3,92 чел.-мЗв, с вероятностью 95 % коллективная доза не превысила 9,09 чел.-мЗв. Вклад Am-241 в коллективную дозу составил примерно 51 %, Pu-239 – 32 %, Pu-240 – 17 %, доля, приходящаяся на все остальные радионуклиды, – менее 1 %. Дозовые нагрузки на персонал при проведении комплексного инженерно-радиационного обследования и дезактивации бассейна выдержки отработавшего ядерного топлива, а также демонтаже загрязненного оборудования пункта хранения были значительно ниже референтного уровня индивидуальной эффективной дозы в 5 мЗв, установленного проектом. Детерминистическая консервативная оценка максимальной индивидуальной эффективной дозы показала, что она не превысила 1 мЗв и составила 0,91 мЗв.

Основными путями облучения персонала являлись ингаляционный, дающий около 90 % вклада в общую дозу, и пероральный, на который приходится примерно 10 %. Остальные пути облучения дают пренебрежимо малый вклад в коллективную дозу. Соответствующие оценки доз существенно зависят от ряда параметров, характеризующих эффективность использовавшихся средств индивидуальной защиты, условий облучения, включая поведенческую модель, и характеристик радиоактивного загрязнения. Полученные результаты вероятностного анализа дозовых нагрузок позволяют ранжировать параметры модели по степени значимости с точки зрения влияния на коллективную эффективную дозу персонала. В качестве количественных параметров оценки значимости были приняты частный коэффициент ранговой корреляции и нормированный частный коэффициент ранговой регрессии для основных параметров расчетной модели, которые позволяют оценить нелинейные связи в модели, абсолютный и относительный вклад параметров в итоговую коллективную дозу. Выполнены оценка неопределенности указанных коэффициентов, а также ранжирование основных параметров модели по степени значимости их вклада в итоговую неопределенность коллективной дозы (таблица). Неопределенности частного коэффициента ранговой корреляции и нормированного частного коэффициента ранговой регрессии равны одному стандартному отклонению, оцененному по выборке из 10 величин.

Установлено, что коэффициент детерминации модели равен 0,87, а зависимость коллективной дозы от параметров, не приведенных в таблице, незначительна. В свою очередь, точность задания их значений и соответствующих неопределенностей не оказывает существенного влияния на величину оценки среднего значения коллективной дозы и ее неопределенности.

С учетом факторов, оказывающих наибольшее воздействие на неопределенность оценки индивидуальных доз облучения, а также в связи с тем, что определяющий вклад в индивидуальные дозовые нагрузки по путям облучения (90 %) вносит поступление аэрозолей радионуклидов со вдыхаемым воздухом, на этапах комплексного инженерно-радиационного обследования и разработки проекта рекомендуется уделять особое внимание повышенной точности методов измере-

Ранжирование основных параметров модели по степени значимости их вклада в итоговую неопределенность коллективной дозы

Ranking of the main parameters of the model according to the degree of significance of their contribution to the total uncertainty of the collective dose

Наименование параметра	Частный ранговый коэффициент корреляции	Нормированный частный ранговый коэффициент регрессии	Ранг
Параметры, задающие фактическое время выполнения работ	1,00	1,00	1
Параметры, задающие активность изотопов в составе радиоактивного загрязнения	1,00	1,00	1
Частота воздухообмена	$-(0,88 \pm 0,01)$	$-(0,74 \pm 0,02)$	2
Время снятия радиоактивного загрязнения	$0,69 \pm 0,01$	$0,38 \pm 0,01$	3
Аэрозольная часть снимаемого радиоактивного загрязнения	$0,63 \pm 0,02$	$0,33 \pm 0,02$	4
Частота дыхания работника	$0,38 \pm 0,04$	$0,17 \pm 0,02$	5
Иные параметры	$< 0,25$	$< 0,15$	–

ния удельной активности основных дозообразующих изотопов плутония и америция; повышенной точности методик определения доли снимаемого поверхностного загрязнения; расчетному обоснованию технических характеристик систем вентиляции помещений с учетом проводимых работ, а также повышению надежности указанных систем; применению методов дезактивации, минимизирующих образование аэрозольных частиц и трудозатраты персонала.

На этапе проведения работ по выводу из эксплуатации на первое место по важности выходят организационно-технические мероприятия, минимизирующие количество работников и время проведения радиационно-опасных работ по дезактивации; организационно-технические мероприятия по недопущению необоснованного прямого перорального поступления радионуклидов при выполнении дезактивационных работ (контроль за соблюдением персоналом требований радиационной безопасности и технологии производства работ); использование современных высококачественных средств индивидуальной защиты органов дыхания (респираторов, масок) снижающих вероятность аэрозольного поступления и практически исключают прямое пероральное поступление радионуклидов при выполнении работ по дезактивации; четкое планирование и контроль проведения работ по времени.

Заключение. В данной работе выполнен вероятностный анализ дозовых нагрузок для количественного определения относительной важности вкладов неопределенностей исходных данных в неопределенность оценок коллективной и максимальной индивидуальной доз персонала при выводе из эксплуатации пункта хранения отработавшего ядерного топлива передвижной АЭС «Памир-630Д». Полученные результаты позволили ранжировать параметры расчетной модели по степени их влияния на неопределенность итоговых оценок дозовых нагрузок на персонал, выработать рекомендации по оптимизации дозовых нагрузок при выполнении радиационно-опасных работ по выводу из эксплуатации объектов использования атомной энергии. Расчеты выполнены посредством применения кода RESRAD-BUILD 3.50, разработанного в Аргоннской национальной лаборатории Министерства энергетики США. Указанные подходы применимы для других объектов использования атомной энергии.

Список использованных источников

1. Вывод из эксплуатации установок. Общие требования безопасности, часть 6 [Электронный ресурс]. – Вена: МАГАТЭ, 2015. – Режим доступа: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1652r_web.pdf – Дата доступа: 10.02.2019.
2. Структура процесса принятия решений на основе комплексного риск-ориентированного подхода INSAG-25 [Электронный ресурс]: Доклад Международной группы по ядерной безопасности. – Вена: МАГАТЭ, 2014. – Режим доступа: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1499r_web.pdf – Дата доступа: 1.02.2019.
3. Residual Radioactive Contamination From Decommissioning. Technical Basis for Translating Contamination Levels to Annual Total Effective Dose Equivalent [Electronic resource]: NUREG/CR-5512, PNL-7994, vol. 1 / U. S. Nuclear Regulatory Commission. – Mode of access: <https://www.nrc.gov/docs/ML0522/ML052220317.pdf> – Date of access: 19.11.2018.
4. Residual Radioactive Contamination From Decommissioning. Parameter Analysis [Electronic resource]: NUREG/CR-5512, SAND99-2148, vol. 3 / U. S. Nuclear Regulatory Commission. – Mode of access: <https://www.nrc.gov/docs/ML0824/ML082460902.pdf> – Date of access: 19.11.2018.
5. Technical Basis for Calculating Radiation Doses for the Building Occupancy Scenario Using the Probabilistic [Electronic resource]: ESRAD-BUILD 3.0 Code, NUREG/CR-6755. ANL/EAD/TM/02-1. – Mode of access: <https://www.nrc.gov/docs/ML0205/ML020590035.pdf> – Date of access: 19.11.2018.
6. User's Manual for RESRAD-BUILD Version 3 [Electronic resource]: ANL/EAD/03-1 / Environmental Assessment Division, Argonne National Laboratory. – Mode of access: <http://resrad.evs.anl.gov/docs/ANL-EAD-03-1.pdf> – Date of access: 19.11.2018.
7. Eckerman, K. F. External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil [Electronic resource]: Federal Guidance Report No. 12, EPA-402-R-93-081 / K. F. Eckerman, J. C. Ryman. – Mode of access: <https://www.epa.gov/sites/production/files/2015-05/documents/402-r-93-081.pdf> – Date of access: 19.11.2018.
8. Limiting Values of Radionuclide Intake and Air Concentration and Dose Conversion Factors for Inhalation, Submersion, and Ingestion [Electronic resource]: Federal Guidance Report No. 11, EPA-520-1-88-020. – Mode of access: <https://www.epa.gov/sites/production/files/2015-05/documents/520-1-88-020.pdf> – Date of access: 19.11.2018.
9. Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides [Electronic resource]: Federal Guidance Report No. 13, EPA-402-R-99-001. – Mode of access: <https://www.epa.gov/sites/production/files/2015-05/documents/402-r-99-001.pdf> – Date of access: 19.11.2018.

References

1. *Decommissioning installations. General safety requirements, № GSR Part 6*. Vena, IAEA, 2015. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1652r_web.pdf (accessed 10 February 2019) (in Russian).
2. *The structure of the decision-making process based on the integrated risk-based approach INSAG-25. Report of the International Nuclear Safety Group*. Vena, IAEA, 2014. Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/Pub1499r_web.pdf (accessed 1 February 2019) (in Russian).
3. *Residual Radioactive Contamination From Decommissioning. Technical Basis for Translating Contamination Levels to Annual Total Effective Dose Equivalent*. NUREG/CR-5512, PNL-7994, vol. 1. Available at: <https://www.nrc.gov/docs/ML0522/ML052220317.pdf> (accessed 19 November 2018).
4. *Residual Radioactive Contamination From Decommissioning. Parameter Analysis*. NUREG/CR-5512, SAND99-2148, vol. 3. Available at: <https://www.nrc.gov/docs/ML0824/ML082460902.pdf> (accessed 19 November 2018).
5. *Technical Basis for Calculating Radiation Doses for the Building Occupancy Scenario Using the Probabilistic ESRAD-BUILD 3.0 Code*. NUREG/CR-6755. ANL/EAD/TM/02-1. Available at: <https://www.nrc.gov/docs/ML0205/ML020590035.pdf> (accessed 19 November 2018).
6. Environmental Assessment Division, Argonne National Laboratory. *User's Manual for RESRAD-BUILD Version 3*. ANL/EAD/03-1. Available at: <http://resrad.evs.anl.gov/docs/ANL-EAD-03-1.pdf> (accessed 19 February 2019).
7. Eckerman K. F., Ryman J. C. *External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil: Federal Guidance Report No. 12*. EPA-402-R-93-081. Available at: <https://www.epa.gov/sites/production/files/2015-05/documents/402-r-93-081.pdf> (accessed 19 February 2019).
8. *Limiting Values of Radionuclide Intake and Air Concentration and Dose Conversion Factors for Inhalation, Submersion, and Ingestion: Federal Guidance Report No. 11*. EPA-520-1-88-020. Available at: <https://www.epa.gov/sites/production/files/2015-05/documents/520-1-88-020.pdf> (accessed 19 February 2019).
9. *Cancer Risk Coefficients for Environmental Exposure to Radionuclides: Federal Guidance Report No. 13*. EPA-402-R-99-001. Available at: <https://www.epa.gov/sites/production/files/2015-05/documents/402-r-99-001.pdf> (accessed 19 February 2019).

Информация об авторах

Кузьмин Андрей Владимирович – кандидат физико-математических наук, генеральный директор, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (а/я 119, 220109, Минск, Республика Беларусь). E-mail: avkuzmin@sosny.bas-net.by

Радкевич Артем Валерьянович – ученый секретарь, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (а/я 119, 220109, Минск, Республика Беларусь). E-mail: radkevich@sosny.bas-net.by

Петрушкевич Владимир Петрович – заведующий отделом эксплуатации технологических систем пункта хранения и хранилищ ИИИ и РАО, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (а/я 119, 220109, Минск, Республика Беларусь). E-mail: vl.petr@sosny.bas-net.by

Кузьмина Наталья Дмитриевна – старший научный сотрудник, Объединенный институт энергетических и ядерных исследований – Сосны Национальной академии наук Беларуси (а/я 119, 220109, Минск, Республика Беларусь). E-mail: ndkuzmina@sosny.bas-net.by

Information about the authors

Andrei V. Kuzmin – Ph. D. (Physics and Mathematics), Director General, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Science of Belarus (P.O. box 119, 220109, Minsk, Republic of Belarus). E-mail: avkuzmin@sosny.bas-net.by

Artyom V. Radkevich – Scientific Secretary, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Science of Belarus (P.O. box 119, 220109, Minsk, Republic of Belarus). E-mail: radkevich@sosny.bas-net.by

Vladimir P. Petrushkevich – Head of the Department of Operation of Technological Systems of Storage Facilities and Storage Facilities for Radiation Sources and Radioactive Waste, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Science of Belarus (P.O. box 119, 220109, Minsk, Republic of Belarus). E-mail: vl.petr@sosny.bas-net.by

Natallia D. Kuzmina – Senior Researcher, Joint Institute for Power and Nuclear Research – Sosny of the National Academy of Science of Belarus (P.O. box 119, 220109, Minsk, Republic of Belarus). E-mail: ndkuzmina@sosny.bas-net.by