УДК 621.039.746

P

DOI 10.26583/npe.2019.4.03

ПРОБЛЕМЫ РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ КОНТЕЙНЕРОВ ОЯТ

А.В. Соболев, П.А. Данилов

Обнинский институт атомной энергетики НИЯУ «МИФИ» 249040, Калужская обл., г. Обнинск, Студгородок, д. 1

> Рассматриваются этапы расчета радиационной безопасности контейнеров ОЯТ, в частности, транспортного упаковочного контейнера (ТУК) и сопутствующие проблемы. Показана проблема описания источника нейтронов и гамма-излучения отработавшего ядерного топлива. Для отдельных конструкций топливных сборок приводятся данные об изотопах, вносящих основной вклад в источник нейтронов, и гамма-квантов в материале ядерного топлива и конструкционных материалах. Показана необходимость анализа влияния начальных параметров отработавшего ядерного топлива на формирование спектра излучения и, следовательно, на радиационную обстановку вокруг контейнера. Уделено внимание проблеме оценки ослабления гамма-излучения при расчете защиты аналитически и с помощью программных средств. В связи с неоднозначностью положения зоны на поверхности ТУК с наибольшим значением эффективной дозы указана необходимость проведения предварительных оценок с учетом всех источников излучения и их неравномерности. Все приводимые в статье проблемы в настоящее время решаются с помощью проведения довольно сложных и объемных вычислений, занимающих

> длительное время. Для возможности предварительной оценки радиационной обстановки вокруг ТУК предложено создать методику, которая определит вид взаимосвязей между максимальной эффективной дозой и входными параметрами – выгоранием топлива, выдержкой, составом топлива, материалом защиты в ТУК и другими. Наличие методики позволит повысить эффективность процесса проработки конструкции контейнера и избежать возможных ошибок в проектировании и, в особенности, при использовании по назначению, когда ставится вопрос о конфигурации загрузки контейнера отработавшим топливом.

Ключевые слова: транспортный упаковочный контейнер, радиационная безопасность, нейтронный источник, гамма-источник, расчет защиты.

ВВЕДЕНИЕ

На сегодня тема обоснования ядерной и радиационной безопасности при транспортировке ОЯТ остается актуальной в связи с растущими объемами отработавшего топлива, которое необходимо транспортировать в места переработки или хранения. Решение данной проблемы требует соответствия контейнера многим нормативным документам [1 – 9]: ПБЯ-06-00-2016, НП-053-16, НРБ-99/2009, ГОСТ 25461-82, ГОСТ 26013-83, ГОСТ Р51964-2002, ГОСТ Р15.301-2016, ОСПОРБ-99/2010, правилам МАГАТЭ TS-R-1 и др. Если рассматривать часть критериев, то контейнер должен соответствовать максимально допу-

© А.В. Соболев, П.А. Данилов, 2019

стимым массогабаритным характеристикам. Критичность содержимого контейнера не может быть больше определенной величины. Мощности дозы в пространстве вокруг контейнера соответствуют максимально допустимым значениям. Температуры поверхности контейнера и основных элементов TBC должны быть меньше, чем максимально разрешенные. В связи со специфичностью темы исследования довольно сложно найти литературу, которая широко освещает этот вопрос. Отчасти это связано с широким спектром областей физики, в пределах которых рассматривается данная тема, начиная с теплофизики и заканчивая теорией переноса нейтронного и гамма-излучения. В источниках, относящихся к данной тематике, приводится описание методов определения глубины выгорания и времени выдержки ОЯТ, а также способы описания радиационной обстановки вокруг контейнера.

За долгое время работы в области проектирования ТУК (транспортный упаковочный контейнер) в России было создано большое количество конструкций [10 – 13]. Несмотря на разнообразие в исполнении в них можно выделить общие составные части: корпус, крышки внутренняя и наружная, цапфы, демпферы. Корпус и крышки содержат материалы для преимущественного ослабления как нейтронного излучения, так и гамма-квантов. Вместимость контейнеров варьируется в больших пределах, например, для контейнера патента № 2459295 РФ [10] она составляет 19 кассет, а для контейнеров нового поколения ТУК-140 – 42 ОТВС. На крышку и днище ТУК устанавливают демпфирующие устройства, необходимые для ослабления воздействия внешних переменных нагрузок на корпус при транспортировке, тем самым предотвращая повреждение корпуса и его содержимого.

ЭТАПЫ РАСЧЕТНОГО АНАЛИЗА РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ Контейнеров оят и сопутствующие проблемы

Проведение анализа ядерной и радиационной безопасности ТУК – задача довольно громоздкая, так как определение изотопного состава выгоревшего топлива, анализ критичности содержимого контейнера, определение мощности дозы вокруг контейнера связаны с проведением большого числа расчетов. Детальный анализ приведенных задач занимает длительное время. Широкий спектр типов топливных сборок, определяемый составом и конструкцией, отличиями в глубине выгорания и способами их достижения, приводит к необходимости создания методики для систематизации основных тенденций в формировании источников гамма-излучения и нейтронов в ОЯТ в зависимости от времени выдержки, глубины выгорания, состава топлива. Такой подход позволит упростить проведение анализа необходимого времени выдержки ОЯТ или быстро определить необходимые параметры транспортного контейнера. Создание методики реализации этой идеи приведет к формированию определенного алгоритма с набором структурированных необходимых данных при оценке ядерной и радиационной безопасности конкретного случая загрузки ОЯТ. Такая методика тем более важна, если при проектировании ТУК рассматривается определенная номенклатура ОЯТ, а при выполнении конкретной фактической загрузки ОЯТ, как правило, параметры ОТВС отличаются от проектных (глубина выгорания, начальное обогащение, конструкция топливной сборки, наличие выгорающего поглотителя и т.д.). В подобной ситуации важно иметь методику, которая позволит без дополнительных длительных расчетов определить количество и параметры загружаемых ОТВС, при которых не будут нарушены критерии приемлемости по радиационной безопасности.

Для формирования методики необходимо

 – оценить на основании существующих данных или проведенных расчетов источники гамма-квантов и нейтронов, которые формируются при выгорании наиболее распространенных типов топлива на энергетических реакторах в России; проанализировать динамику изменения интенсивности источников и их спектрального распределения в зависимости от глубины выгорания и времени выдержки;
оценить вклад конструкционных материалов ТВС в формирование источника.



Рис. 1. Структурная схема транспортно-упаковочного комплекта для транспортировки и хранения отработавшего ядерного топлива (автор разработки – ОАО «Конструкторское бюро специального машиностроения») [14]

Рассмотрим проблему формирования источника нейтронов и гамма-квантов. Согласно существующим исследованиям, формирование источника нейтронного излучения для уранового и МОКС-топлива, облученного в реакторе ВВЭР-1000, при трехлетнем времени выдержки осуществляется за счет набора изотопов, представленных в табл. 1. Как видно из таблицы, формирование нейтронного источника происходит, в основном, за счет Ст-244.

			~		~		e di m	-
MONTORL		LOUTDO	NULLIN NOTO	чиии при т	'NOV TOTUOU	DLIBONWVO	175	5 I
NOVIVIDI	UNCLENNULNE	nenidu	ларія асіч		DEVICIUEN	DDIACUMNC	1.00	

Pu-238	Pu-240	Pu-242	Cm-242	Cm-244	Cm-246	Cf-252
~0,1%	~0,2%	~0,1%	~1%	~96%	~1%	~1%

Гамма-источник при выдержке ОЯТ три – пять лет формируется за счет изотопов ⁸⁵Kr, ⁹⁰Sr, ⁹⁰Y, ¹⁰⁶Rh, ¹²⁵Sb, ¹³⁴Cs, ¹³⁷Cs, ¹³⁷mBa, ¹⁴⁴Ce, ¹⁴⁴Pr, ¹⁴⁷Pm, ¹⁵⁴Eu, ¹⁵⁵Eu, являющихся продуктами деления [15]. Однако при анализе радиационной безопасности контейнера следует учитывать облучение не только топлива, но и конструкционных материалов. Оказывается, что в ряде случаев основной вклад в мощность дозы вносит ⁶⁰Co, который содержится в нержавеющей стали концевиков ТВС. Сложность оценки мощности дозы от ⁶⁰Co связана с отсутствием явной нормировки количества ⁵⁹Co в составе нержавеющей стали, из которой изготавливают концевики ТВС. Согласно ГОСТ 5632-72 и

Таблица 1

ГОСТ 5632-2014 [16, 17], содержание кобальта явно не нормируется для стали аустенитного класса 12Х18Н10Т, а предельное значение массовой доли в 0,5% приводится для сплавов на никелевой и железоникелевой основах, к которым данная сталь не относится. Поэтому возникает потребность в получении информации о количестве ⁵⁹Со в марках стали, что используют для изготовления конструкционных материалов TBC.

Несмотря на наличие списка изотопов гамма- и нейтронного источников при конкретной выдержке и глубине выгорания отсутствует обобщенная информация об изменении группы изотопов и их вклада при формировании гамма-источника при изменении этих параметров. Отсюда следует первая важная проблема – определение источников нейтронного и гамма-излучения для ТВС при распространенных на АЭС величинах выгорания, времени выдержки топлива и используемых составах топлива.

При проведении расчета на выгорание топлива используются программные комплексы, которые рассчитывают выгорание либо с помощью решения системы точечных уравнений выгорания, либо с учетом геометрии топлива в материале, где возможно разделить выгорающий материал на отдельные элементы, выгорающие в конкретном потоке нейтронов. Формирование каждый раз новой детализированной модели может занимать большое количество времени, как и ее расчет с помощью ЭВМ. Поэтому возникает потребность в решении второй проблемы – оценки эффективности замены детальной модели на упрощенную с использованием гомогенизации. Решение этой проблемы важно как для расчета источника излучения, так и, следовательно, расчета мощности дозы на поверхности ТУК.

Необходимо также четко определить набор материалов, которые наиболее приемлемы для защиты как от нейтронного, так и от гамма-излучения. Подбор материала защиты и его геометрии индивидуален для каждого типа источника гамма-излучения. Если рассматривать источник как точечный, то выражение, характеризующее уровень эквивалентной дозы в точке за защитой, будет выглядеть следующим образом [18, 19]:

$$\dot{H} = \frac{Aa\Gamma_{\delta}}{b^2} e^{-\mu d} B_{\mu}^{\tau.\text{M}}(E_0, \mu d, Z), \qquad (1)$$

где A – активность, Бк; b – расстояние от точечного источника до точки вычисления дозы, м; a = 1,09 Зв/Гр – переходной коэффициент от мощности кермы в воздухе к мощности эквивалентной дозы; Γ_{δ} – керма постоянная, аГр·м²/(с·Бк); $B_{\mu}^{\text{т.м.}}$ – дозовый фактор накопления точечного изотропного источника; d – толщина защиты, см; μ – линейный коэффициент ослабления.

В настоящее время наиболее распространены вычисления ослабления гамма- и нейтронного излучений с использованием программных средств на основе метода Монте-Карло [20]. Это позволяет обойтись без громоздких аналитических оценок. На основании численных расчетов можно определить наиболее оптимальные конфигурации для корпуса ТУК с точки зрения ослабления излучения на этапе решения конструкторских задач при создании нового типа контейнера. Выполнение данной процедуры позволяет решать проблему, связанную с определением оптимальных конфигураций защиты ТУК для конкретного типа ОТВС в рамках вариации параметров заданного типа топливных сборок.

В связи с неравномерностью выгорания топлива по высоте и наличием ⁶⁰Со в концевиках ТВС общая картина уровня эффективной дозы имеет неопределенный характер, а положение уровня максимального значения может меняться. Однако при проектировании ТУК необходимо заранее иметь информацию об области с наиболее высоким уровнем излучения, что позволит ориентировать конструкцию ТУК на наибольшее ослабление излучения именно на этом уровне. Например, на рис. 2 область с наибольшим значением эффективной дозы соответствует уровню, где расположены головки ТВС, которые являются источниками гамма-излучения за счет накопившегося ⁶⁰Со.



— — Расчетные данные для ОТВС: *B* = 43 МВт-сут/кг, *t*_{выд} = 4,5 лет, *x* = 4,4%

Рис. 2. Пример неравномерности уровня эффективной дозы по высоте для ТУК



Рис. 3. Диаграмма анализа корневых причин оценки эффективной дозы на поверхности ТУК

Для полного охвата рассматриваемой проблемы и ее причин составим так называемую диаграмму анализа корневых причин (рис. 3). Главной проблемой в данном случае служит оценка эффективной дозы на поверхности ТУК. Приведенная диаграмма

может включать в себя и другие более детальные особенности, которые влияют на конечный параметр. Следовательно, для оптимизации процедуры оценки эффективной дозы на поверхности ТУК необходимо создать методику, которая дает оценку вида взаимосвязи эффективной дозы и параметров, указанных на рис. 3., т.е. провести регрессионный анализ.

Результаты проведенного регрессионного анализа позволят использовать полученные зависимости для первоначальных оценок конкретной фактической загрузки ТУК. Так как будут приведены уже готовые зависимости, то процесс оценки станет более удобным и простым. Первоначально зависимости можно получить на основании численных расчетов моделей с последующей проверкой на основе проведенных замеров. Поскольку масштабы перевозок ОТВС будут расти в связи со строительством новых блоков, то появление удобной оценочной методики даст ускорение в процессе расчетного обоснования радиационной безопасности перевозки ОЯТ в ТУК и уверенности в обеспечении радиационной безопасности при загрузке ТУК сборками с конфигурацией, отличной от проектной.

Авторами подготовлена расчетная модель ТУК-1410 (рис. 4) для перевозки ОТВС реакторов ВВЭР-1000. Для проведения расчетов зависимости эффективной дозы на поверхности ТУК от входных параметров необходимо выполнить расчеты при известной загрузке и сравнить их с результатами замеров. Это даст возможность реализовать валидацию расчетной модели и при необходимости выполнить ее доработку. На следующем этапе в соответствии с диаграммой будут проводиться расчеты для ТУК-1410 с вариацией параметров топлива, что позволит выполнить анализ поведения эффективной дозы и оценить максимальную загрузку в ТУК в зависимости от выгорания, типа, обогащения и выдержки топлива.



Рис. 4. Вертикальный и горизонтальный разрезы расчетной модели ТУК-1410

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На основании изложенного материала можно сделать выводы относительно проблемы расчетного анализа радиационной безопасности транспортных упаковочных контейнеров. Обоснование радиационной безопасности – процесс сложный и многоэтапный. Каждый расчет уникален, так как набор входных параметров довольно обширен и изменчив, а анализ вида их влияния на радиационную обстановку вокруг контейнера не проводился. Для проведения детального расчета необходимо обладать ресурсами для моделирования и расчета выгорания топлива и оценки обстановки вокруг ТУК. При наличии данных инструментов процесс анализа занимает длительное время, что замедляет темпы при конструировании и обосновании радиационной безопасности ТУК и тем более при определении параметров фактической загрузки ТУК по месту. Для решения этой проблемы предложено создать методику, которая позволит проводить предварительные расчеты эффективной дозы на поверхности на основании выявленных зависимостей от входных параметров (выгорание топлива, материалы ТУК, выдержка топлива и др.). Вид зависимостей можно получить на основании анализа большого количества расчетных данных при варьировании какого-либо параметра при неизменности остальных. При успешной проработке данной методики будет создан полезный инструмент, который можно непрерывно дополнять и модернизировать.

Литература

1. ПБЯ-06-09-2016. Основные правила ядерной безопасности при производстве, использовании, переработке, хранении и транспортировании ядерных делящихся материалов. Электронный pecypc: https://meganorm.ru/Data2/1/4293746/4293746881.pdf (дата доступа: 17.06.2019).

2. ГОСТ 25461-82. Комплекты упаковочные транспортные с отработавшими тепловыделяющими сборками ядерных реакторов. Требования к методам расчета ядерной безопасности. Электронный pecypc: https://meganorm.ru/Data/77/7743.pdf (дата доступа: 17.06.2019).

3. ГОСТ 26013-83. Комплекты упаковочные транспортные для отработавших тепловыделяющих сборок ядерных реакторов. Общие технические требования. Электронный реcypc: https://meganorm.ru/Index2/1/4294828/4294828423.htm (дата доступа: 17.06.2019).

4. ПБЯ-06-00-96. Основные отраслевые правила ядерной безопасности при использовании, переработке, хранении и транспортировании ядерно-опасных делящихся материалов. Электронный pecypc: https://meganorm.ru/Data2/1/4293842/4293842541.htm (дата доступа: 17.06.2019).

5. ГОСТ Р51964-2002. Упаковки отработавшего ядерного топлива. Типы и основные параметры. Электронный pecypc: https://meganorm.ru/Data/61/6109.pdf (дата доступа: 17.06.2019).

6. НП-053-16. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии «Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов». Электронный pecypc: https://meganorm.ru/Data2/1/4293748/4293748284.htm (дата доступа: 17.06.2019).

7. НРБ-99/2009. Нормы радиационной безопасности. Электронный ресурс: https://meganorm.ru/Data1/56/56325/index.htm (дата доступа: 17.06.2019).

8. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности. Электронный pecypc: https://meganorm.ru/Data2/1/4293816/4293816468.htm (дата доступа: 17.06.2019).

9. МАГАТЭ SSR-6. Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов. 2012. Электронный ресурс:

https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1570r_web.pdf (дата доступа: 17.06.2019).

10. Гуськов В.Д., Амелин А.М., Воронцов В.В., Капусткина О.О. Ходасевич К.Б., Зайцев Б.И., Сивков А.Н. Патент РФ № 2459295. Транспортный упаковочный комплект для отработавших тепловыделяющих сборок ядерных ректоров // Патент России. – 2012. – № 2459295. – Бюл. № 23.

11. Амелин А.М., Грунин В.В., Гуськов В.Д., Долбенков В.Г., Зайцев Б.И., Сивков А.Н., Ходасевич К. Б. Патент РФ № 2400843. Транспортно-упаковочный комплект для транспортировки и хранения отработавшего ядерного топлива // Патент России. – 2010. – № 2400843. – Бюл. № 23.

12. Воронцов В.В., Гуськов В.Д., Зайцев Б.И., Ходасевич К.Б. Патент РФ № 2324241. Кон-

тейнер для транспортировки и/или хранения отработавшего ядерного топлива // Патент России. – 2008. – № 2324241. – Бюл. № 13.

13. Амелин А.М., Воронцов В.В., Гуськов В.Д., Долбенков В.Г., Зайцев Б.И., Коротков Г.В., Сивков А.Н., Ходасевич К.Б. Патент РФ № 2465662. Контейнер для транспортировки и/или хранения отработавшего ядерного топлива // Патент России. – 2012. – № 2465662. – Бюл. № 30.

14. Васильев А.С., Романов А.В., Щукин П.О. Перспективные направления создания экологически безопасных транспортно-упаковочных комплектов для перевозки и хранения отработавшего ядерного топлива // Инженерный вестник Дона. Электронный научный журнал. Электронный pecypc: http:// http://www.ivdon.ru/magazine/archive/n3y2012/ 910 (дата доступа: 11.03.2019).

15. Опаловский В.А. Разработка расчетной методики моделирования радиационных характеристик облученного ядерного топлива. Автореферат дисс. канд. техн. наук. – М.: МИФИ, 2007. – 20 с.

16. ГОСТ 5632-72. Стали высоколегированные и сплавы коррозионно-стойкие, жаростойкие и жаропрочные. Электронный pecypc: https://meganorm.ru/Data/421/42169.pdf (дата доступа: 17.06.2019).

17. ГОСТ 5632-2014. Легированные нержавеющие стали и сплавы коррозионно-стойкие, жаростойкие и жаропрочные. Электронный pecypc: https://meganorm.ru/Data/581/58175.pdf (дата доступа: 17.06.2019).

18. *Гусев Н.Г.* Защита от ионизирующих излучений. Том 1. Физические основы защиты от излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с.

19. *Машкович В.П., Кудрявцева А.В*. Защита от ионизирующих излучений: Справочник – 4-е изд., перераб. и доп. – М.: Энергоатомиздат, 1995. – 496 с.

20. Опаловский В.А., Тихомиров Г.В., Крючков Э.Ф. Методика расчета радиационной обстановки вокруг контейнера с облученным ядерным топливом // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2004. – №4. – С. 63-69.

Поступила в редакцию 07.05.2019 г.

Авторы

<u>Соболев</u> Артем Владимирович, старший преподаватель E-mail: sobolevartem82@gmail.com

<u>Данилов</u> Павел Анатольевич, аспирант E-mail: chugunca3230@gmail.com

UDC 621.039.746

PROBLEMS OF RADIATION SAFETY CALCULATIONS RELATED TO SPENT FUEL TRANSPORT CASKS

<u>Sobolev A.V., Danilov P.A.</u>

Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, NRNU «MEPhI» 1 Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

ABSTRACT

The article discusses the stages of calculating the radiation safety of spent fuel transport casks, in particular, transport packages and some associated problems. The problem of describing the source of neutrons and gamma radiation of spent nuclear fuel is shown. For individual designs of fuel assemblies, data are given on isotopes that make the main contribution to the neutron source as well as on gamma rays in nuclear fuel material and structural materials. The authors emphasize the necessity of analyzing the influence of the spent fuel initial parameters on the formation of the radiation spectrum and, therefore, on the radiation situation around the transport

casks. Attention is paid to the problem of assessing the attenuation of gamma radiation in calculating protection analytically and using software. Due to the ambiguity of the position of the zone with the highest effective dose value on the spent fuel transport cask surface, it is indicated that preliminary estimates are required to take into account all radiation sources and their nonuniformities.

All the problems presented in the article are currently being solved by means of rather complex and voluminous calculations that take a long time. In order to be able to conduct a preliminary assessment of the radiation situation around the spent fuel transport package, the authors propose to create a methodology that will determine the type of interrelations between the maximum effective dose and input parameters, such as fuel burnup, storage, fuel composition, protection material in the spent fuel transport cask, etc. This methodology will make it possible to improve the efficiency of the process of designing the spent fuel transport casks, avoid possible design errors and, in particular, when used as intended, resolve the issue of the spent fuel cask loading configuration.

Key words: spent fuel transfer cask, radiation safety, neutron source, gamma source, radiation protection calculation.

REFERENCES

1. PBYA-06-09-2016. Basic nuclear safety rules for the production, use, processing, storage and transportation of nuclear fissionable materials Available at: https://meganorm.ru/Data2/1/4293746/4293746881.pdf (accessed June 17, 2019) (in Russian).

2. GOST 25461-82. Transport packing kits with for spent fuel assemblies of nuclear reactors. Requirements for methods of calculating nuclear safety Available at: https://meganorm.ru/Data/77/7743.pdf (accessed June 17, 2019) (in Russian).

3. GOST 26013-83. Transport packing kits for spent fuel assemblies of nuclear reactors. General technical requirements Available at: https://meganorm.ru/Index2/1/4294828/ 4294828423.htm (accessed June 17, 2019) (in Russian).

4. PBYA-06-00-96. Basic industry nuclear safety rules for the use, processing, storage and transportation of nuclear hazardous fissile materials Available at: https://meganorm.ru/Data2/1/4293842/4293842541.htm (accessed June 17, 2019) (in Russian).

5. GOST R51964-2002. The packaging of spent nuclear fuel. Types and basic parameters Available at: https://meganorm.ru/Data/61/6109.pdf (accessed June 17, 2019) (in Russian).

6. NP-053-16. Federal norms and rules in the field of the use of atomic energy «Safety rules for the transport of radioactive materials». Available at: https://meganorm.ru/Data2/1/4293748/4293748284.htm (accessed June 17, 2019) (in Russian).

7. NRB-99/2009. Radiation safety standards Available at: https://meganorm.ru/Data1/56/56325/index.htm (accessed June 17, 2019) (in Russian).

8. OSPORB-99/2010. Basic sanitary rules for radiation safety Available at: https://meganorm.ru/Data2/1/4293816/4293816468.htm (accessed June 17, 2019) (in Russian).

9. IAEA SSR-6. Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material. 2012 Available at: https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1570r_web.pdf (accessed June 17, 2019) (in Russian).

10. Gus'kov V.D., Amelin A.M., Vorontsov V.V., Kapustkina O.O. Hodasevich K.B., Zajtsev B.I., Sivkov A.N. Patent RF No. 2459295. Transport packaging for spent fuel assemblies of nuclear reactors. *Patent Rossii* 2012, no. 2459295, Bull. no. 23 (in Russian).

11. Amelin A.M., Grunin V.V., Gus'kov V.D., Dolbenkov V.G., Zajtsev B.I., Sivkov A.N., Hodasevich K. B. Patent RF No. 2400843. Transporting packaging for transporting and storage spent nuclear fuel. *Patent Rossii* 2010, no. 2400843, bull. no. 23 (in Russian).

12. Vorontsov V.V., Gus'kov V.D., Zajtsev B.I., Hodasevich K.B. Patent RF No. 2324241. Container for transporting and/or storing spent nuclear fuel. *Patent Rossii* 2008, no. 2324241, bull. no. 13 (in Russian).

13. Amelin A.M., Vorontsov V.V., Gus'kov V.D., Dolbenkov V.G., Zajtsev B.I., Korotkov G.V., Sivkov A.N., Hodasevich K.B. Patent RF No. 2465662. Container for transporting and/or storing spent nuclear fuel. *Patent Rossii* 2012, no. 2465662, bull. no. 30 (in Russian).

14. Vasil'ev A.S., Romanov A.V., Schukin P.O. Strategic pathways of creating environmentally friendly transport packaging kits for transporting and storing spent nuclear fuel. *Inzhenernyj Vestnik Dona. Elektronnyj Nauchnyj Zhurnal.* Available at: http://www.ivdon.ru/magazine/archive/n3y2012/910 (accessed June 17, 2019) (in Russian).

15. Opalovskij V.A. Development of Computational Method for Modeling the Radiation Characteristics of Irradiated Nuclear Fuel. Avtoreferat diss. kand. tehn. nauk. Moscow. MEPhI Publ., 2007, 20 p. (in Russian).

16. GOST 5632-72. High-alloy steels and corrosion-resistant, heat-resistant alloys. Available at: https://meganorm.ru/Data/421/42169.pdf (accessed June 17, 2019) (in Russian).

17. GOST 5632-2014. Alloyed stainless steels and corrosion-resistant, heat-resistant alloys. Available at: https://meganorm.ru/Data/581/58175.pdf (accessed June 17, 2019) (in Russian).

18. Gusev N.G. *Ionizing Radiation Protection. Vol. 1. Physical Basics of Radiation Protection*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 512 p. (in Russian).

19. Mashkovich V.P., Kudryavtseva A.V. *Ionizing Radiation Protection: Reference Book*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1995, 496 p. (in Russian)

20. Opalovskij V.A., Tihomirov G.V., Kryuchkov E.F. Method of calculating the radiation situation around a container with irradiated nuclear fuel. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy*. Yadernaya Energetika. 2004, no. 4, pp. 63-69 (in Russian).

Authors

<u>Sobolev</u> Artem Vladimirovich, Senior Lecturer E-mail: SobolevArtem82@gmail.com

<u>Danilov</u> Pavel Anatol'evich, PhD Student E-mail: chugunca3230@gmail.com