

# ПРОВЕДЕНИЕ РАСЧЁТОВ В ОБОСНОВАНИЕ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВЫГРУЗКЕ И РАЗБОРКЕ АКТИВНЫХ ЗОН ОТРАБОТАВШИХ ВЫЕМНЫХ ЧАСТЕЙ РЕАКТОРОВ С ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ АПЛ

**Е.В.Девкина, И.Р. Суслов, В.А.Чернов**

*АО «ГНЦ РФ – ФЭИ»*

*249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл. Бондаренко, 1*



Представлены результаты расчётов в обоснование радиационной безопасности при обращении с отработавшей выемной частью (ОВЧ) реакторов атомных подводных лодок (АПЛ) с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ). ОВЧ реакторов АПЛ с ЖМТ являются источниками интенсивного нейтронного и гамма-излучения. Защита должна обеспечить уровень мощности доз облучения нейтронов и гамма-квантов, не превышающий установленные в НП-053-04 значения для транспортировки ядерных материалов, поэтому она будет ослаблять нейтронное и гамма-излучение на несколько порядков.

Для расчётов радиационной безопасности использовалась гомогенная модель активной зоны. При проведении расчётов учитывались источники нейтронов и фотонов в ОЯТ ОВЧ, источники фотонов в органах регулирования, в конструкционных материалах (корпуса реактора и твэльных решёток). Для расчёта мощности доз нейтронного и фотонного излучений использовалась программа MCNP-4B.

При расчёте мощности доз от нейтронов и вторичных гамма-квантов прямой расчёт по MCNP-4B в большинстве случаев дал приемлемые результаты с допустимой методической погрешностью. Для задач с источниками гамма-квантов прямой расчёт по MCNP-4B показал неудовлетворительные результаты из-за сильного ослабления излучения.

Для уменьшения дисперсии применялись различные методы: первый – задание различной ценности в ячейках и второй – методика итерации весовых окон.

Значения мощностей доз получены с допустимой погрешностью. Результаты расчётных исследований обеспечили необходимой информацией проведение работ по выгрузке отработавшего ядерного топлива из ОВЧ. Результаты расчётов также использовались при проектировании и изготовлении защиты.

**Ключевые слова:** отработавшая выемная часть (ОВЧ), мощность эквивалентной дозы (МЭД), метод задания различной ценности в ячейках, методика итерации весовых окон.

© *Е.В.Девкина, И.Р. Суслов, В.А.Чернов, 2022*

## ВВЕДЕНИЕ

В период 1962 – 1990 гг. в составе ВМФ России находился ряд атомных подводных лодок (АПЛ) с жидкометаллическим теплоносителем (ЖМТ) свинец-висмут в первом контуре реакторной установки [1]. В настоящее время эти лодки выведены из эксплуатации, и отработавшие выемные части (ОВЧ) реакторов находятся в хранилищах. В 2013 г. начались работы по разборке ОВЧ с последующей транспортировкой отработавшего ядерного топлива на переработку. Процессы вывода из эксплуатации АПЛ, их утилизации, хранения и переработки ОЯТ необходимо рассматривать в неразрывной связи с жизненным циклом ЯЭУ [2].

Работа реакторной установки АПЛ на энергетических уровнях мощности сопровождалась образованием и накоплением радиоактивности в активной зоне, стержнях СУЗ, в близлежащих конструкциях и в теплоносителе долгоживущей радиоактивности. Её количество на каждой из АПЛ зависит от энерговыработки реакторов [1].

ОВЧ реакторов АПЛ с ЖМТ являются источниками интенсивного нейтронного и гамма-излучения [2]. Источники гамма-квантов различных ОВЧ отличаются между собой на порядок и на два порядка по выходу нейтронов [3].

Обращение с ОВЧ включает в себя ряд технологических операций, при которых происходит разборка, перегрузка и транспортировка ОВЧ и кассет с отработавшим топливом. При выполнении этих работ необходимо обеспечить ядерную и радиационную безопасность.

Расчётные исследования с учетом индивидуального подхода к каждому ОВЧ необходимы для

- обоснования ядерной безопасности на каждом этапе разборки;
- оценки радиационной обстановки в местах работы персонала;
- расчёта дозовых нагрузок на персонал;
- расчёта и усовершенствования радиационной защиты

## МЕТОДИКА РАСЧЁТОВ

Для расчёта мощности доз нейтронного и фотонного излучений использовалась программа MCNP-4B. Программа MCNP-4B аттестована для моделирования переноса нейтронов и фотонов при проведении проектных расчётов радиационной защиты и обосновании радиационной безопасности объектов использования атомной энергии, в том числе для расчёта плотности потока нейтронов и поглощенной дозы фотонов для контейнеров с отработавшим ядерным топливом [4].

При проведении расчётов учитывались источники нейтронов в топливе. Рассматривались источники фотонного излучения от продуктов деления топлива, от европия в органах регулирования, от конструкционных материалов (корпуса реактора и твэльных решёток).

Для расчётов радиационной безопасности использовалась гомогенная модель активной зоны. Активная зона заменялась цилиндром, равным по объёму активной зоне. В цилиндр вписывались 27 органов регулирования. Органы регулирования заменялись гомогенными цилиндрами. По высоте выделялись пять гомогенных зон: нижняя твэльная решётка, отражатель, гомогенное топливо, компенсационный объём и верхняя твэльная решётка. В расчётах учитывались следующие источники: источники нейтронов и гамма-квантов от отработавшего топлива, источник гамма-квантов от органов регулирования, источник гамма-квантов от твэльных решёток и корпуса реактора.

Источник нейтронов и гамма-квантов от отработавшего топлива задавался в топливной зоне, равномерный по объёму, без профилирования по высоте и радиусу. Источник от органов регулирования представлялся в виде 27-ми цилиндров, совпадающих по размеру и расположению с органами регулирования. Считалось, что каждый из 27-ми источников ОР вносит одинаковый вклад в формирование МЭД. Источник от твэльных решёток задавался в

верхней и нижней решётках, равномерный по объёму. Для корпуса реактора источник задавался в виде цилиндрического кольца без профилирования по высоте. Высота источника от корпуса равна высоте активной зоны. Для каждого типа источника (нейтронный, ОР и т.д.) проводился отдельный расчёт. На рисунке 1 приведена расчётная схема ОВЧ.

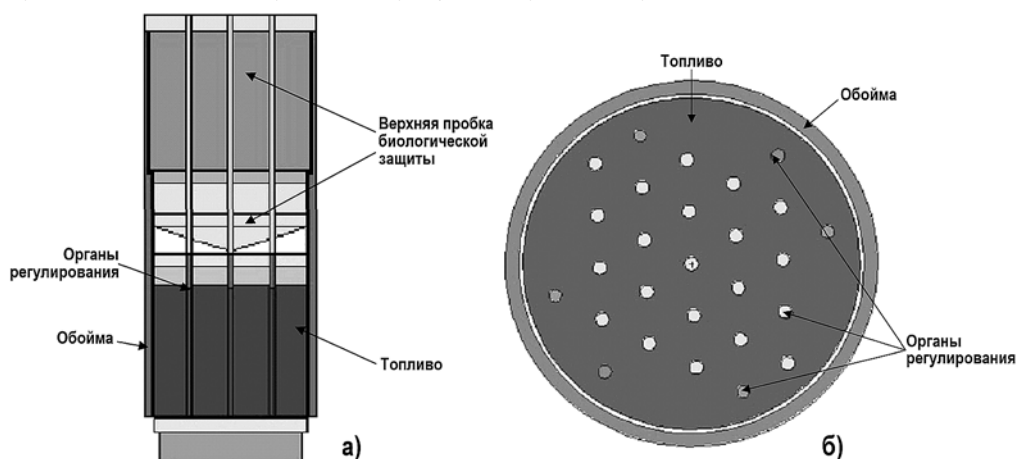


Рис. 1. Расчётная схема ОВЧ: а) – продольное сечение; б) – поперечное сечение

Мощности доз рассчитывались в расчётных точках. Расчётные точки для кассет в контейнерах выбирались так, чтобы оценить максимальную мощность дозы. Для ОВЧ мощность доз рассчитывалась в местах, где находится персонал. Расположение расчётных точек показано на рис. 2, 3.

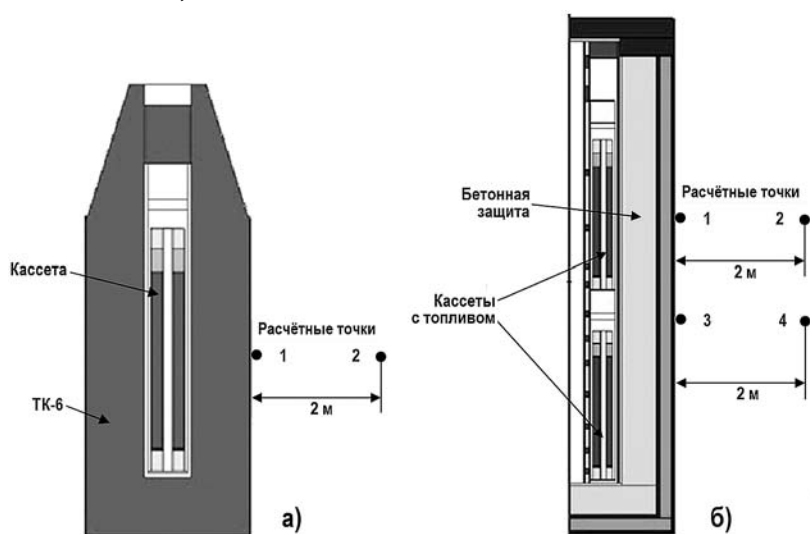


Рис. 2. Расположение расчётных точек: а) – для кассеты в контейнере 1; б) – для кассет в контейнере 2

Для вычисления мощности дозы применялась локальная оценка. Для этой оценки достоверными считаются результаты с погрешностью менее 5%, результаты с погрешностью от 5 до 10% расцениваются как сомнительные, результаты с погрешностью более 10% не принимаются во внимание [4]. Имеется в виду погрешность метода Монте-Карло, которую выдаёт программа. Погрешности, связанные с переходом от реальной физической модели к расчётной (геометрия, источники, материальный состав, константы и т.д.), не рассматриваются.

При расчёте мощности доз от нейтронов и вторичных гамма-квантов прямой расчёт по

MCNP-4B в большинстве случаев дал приемлемые результаты с допустимой методической погрешностью менее 5%. Для задач с источниками гамма-квантов прямой расчёт по MCNP-4B показал неудовлетворительные результаты из-за сильного ослабления излучения.

Для уменьшения дисперсии применялись различные методы: первый – задание различной ценности в ячейках и второй – методика итерации весовых окон.

Метод задания различной ценности в ячейках заключается в том, что ячейкам присваиваются значения ценности. При прямом расчёте по программе MCNP-4B каждой геометрической зоне (ячейке) присваивается значение, равное единице. Значения ценности ячеек увеличиваются по направлению движения частиц (в этом случае от центра к периферии). Значения ценности между соседними ячейками должны отличаться в два – три раза [5]. При использовании этого метода приходится разбивать геометрические зоны на более мелкие, что усложняет геометрию задачи. Ценность ячеек задаётся «вручную», и для сложной геометрии не всегда получается подобрать значения ценности корректно [6]. Этот метод применялся для расчётов мощности доз с погрешностями около 20%.

Методика итерации весовых окон – автоматизированный метод генерации весовых окон, в котором, в отличие от гибридных методик, для получения весовых окон используются только результаты расчётов по методу Монте-Карло (MCNP-4B). На практике применять итерационную методику проще, чем гибридную, так как не нужно создавать расчётную модель для сеточного кода и согласовывать между собой расчётные модели для MCNP-4B и сеточного кода. С помощью итерационной методики удалось получить значения МЭД с допустимой погрешностью для всех этапов разборки ОВЧ и обращения с ОЯТ.

Методика итерации весовых окон состоит из нескольких шагов. Вначале проводится расчёт по программе MCNP-4B, в котором с помощью оценки  $f_{\text{mesh}}$  находится распределение потоков частиц на всём фазовом пространстве. Далее результаты расчётов используются в программе MESHMOD, которая генерирует весовые окна. В программе MESHMOD используется простейшая процедура реконструкции данных. В итерационном цикле нулевые значения в ячейках сетки заменяются на средние арифметические  $(\Sigma\Phi_i)/n$  либо на средние геометрические  $(\Pi\Phi_i)^{1/n}$  по соседним ячейкам. В результате получается далекое от истинного, но достаточно гладкое распределение, пригодное для проведения дальнейших итераций. На втором шаге проводится расчёт с весовыми окнами, полученными на первом шаге, затем результаты расчётов используются программой MESHMOD для генерации весовых окон, которые используются на следующем шаге. Цикл повторяется до достижения требуемой точности. На последней итерации задаются дозовые оценки в точках. Большинство задач сходится после третьей итерации [7]. Методика итерации весовых окон более эффективна по сравнению с методом задания различной ценности в ячейках, но требует больше временных затрат.

В зависимости от стадии разборки ОВЧ, расположения расчётных точек соотношение в формировании МЭД различных компонентов излучения изменяется. Для этапа разборки, который приведён на рис. 5 соотношения между вкладами компонентов излучения выглядят следующим образом:

– для расчётных точек 5 и 6 определяющим является нейтронное излучение ~ 85% от общей МЭД, гамма-кванты от продуктов деления ~ 7%, от органов регулирования ~ 4%, от конструкционных материалов ~ 3% (2% от корпуса реактора и 1% от твэльных решёток);

– для расчётных точек 1 – 4 и 7, 8 основной вклад вносит вторичное гамма-излучение ~ 73%, гамма-кванты от продуктов деления ~ 12%, от органов регулирования ~ 6%, от конструкционных материалов ~ 3% (1% от корпуса реактора и 2% от твэльных решёток), от нейтронов ~ 6%.

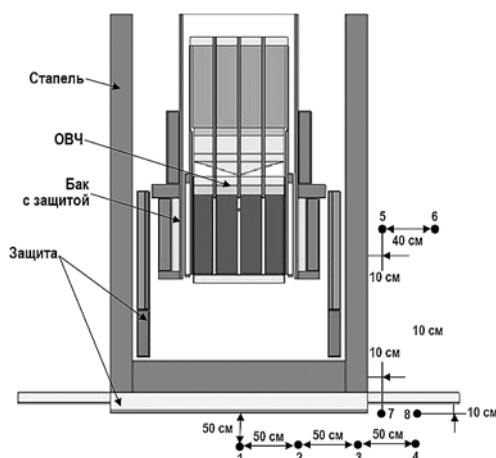


Рис. 3. Расположение расчётных точек для ОВЧ на одном из этапов разборки.

В таблице 1 приведены максимальные суммарные (от гамма-квантов и нейтронов) расчётные мощности доз (в мкЗв/час) на поверхности и на расстоянии 2 м для контейнеров 1 и 2, а также для ОВЧ на расстоянии 50 см от поверхности.

Таблица 1

**Результаты расчётов мощностей доз, мкЗв/ч**

	ТК-6	ТУК 108/1	ОВЧ на стапеле
На поверхности	1171,80	1368,46	8,52
На расстоянии 2 м для контейнеров, 50 см для ОВЧ	36,21	158,22	15,7

Полученные рассчитанные мощности дозы излучения удовлетворяют требованиям НП-053-04 для транспортировки ядерных материалов (не превышают 2 мЗв/ч на поверхности контейнера и 0.1 мЗв/ч на расстоянии 2 м от поверхности контейнера).

Результаты расчётов по гамма-излучению дают, в основном, хорошее согласие с показаниями дозиметров. Результаты расчётов мощности доз от нейтронов дают занижение с показаниями дозиметров. В целом результаты расчётных исследований обеспечили необходимой информацией проведение работ по выгрузке отработанного ядерного топлива из ОВЧ. Результаты расчётов также использовались при проектировании и изготовлении защиты.

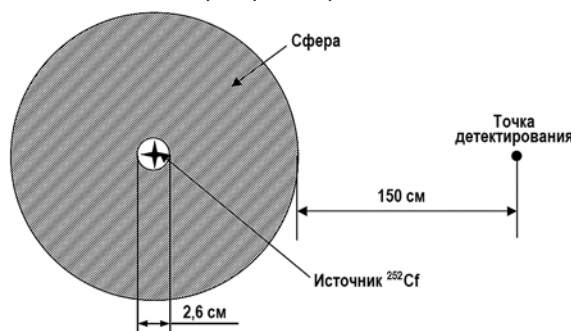


Рис. 4. Расчётная модель эксперимента

Для объяснения расхождения экспериментальных и расчётных данных для мощности доз от нейтронов проводился расчёт benchmark-эксперимента, который используется для верификации программ. Этот benchmark выбрали, так как в конструкции защиты есть толстые слои железа. Экспериментальная установка состояла

из железного шарового макета, радионуклидного источника нейтронов  $^{252}\text{Cf}$ , спектрометров нейтронов и гамма-излучения, размещенных на специальной подставке. В железную сферу, радиусом 50 см помещался источник (рис. 4). Оценивался спектр нейтронов. Исследования энергетических спектров нейтронов и гамма-излучения (далее по тексту спектр нейтронов, спектр гамма-излучения) радионуклидного источника нейтронов  $^{252}\text{Cf}$  проводились набором спектрометров, позволяющим измерять нейтроны с энергией от тепловой до примерно 15 МэВ и гамма-кванты с энергией от 0,2 до 12 МэВ. Оценивался групповой спектр нейтронов.

Сравнение экспериментальных данных и расчётных приведено на рис. 5.

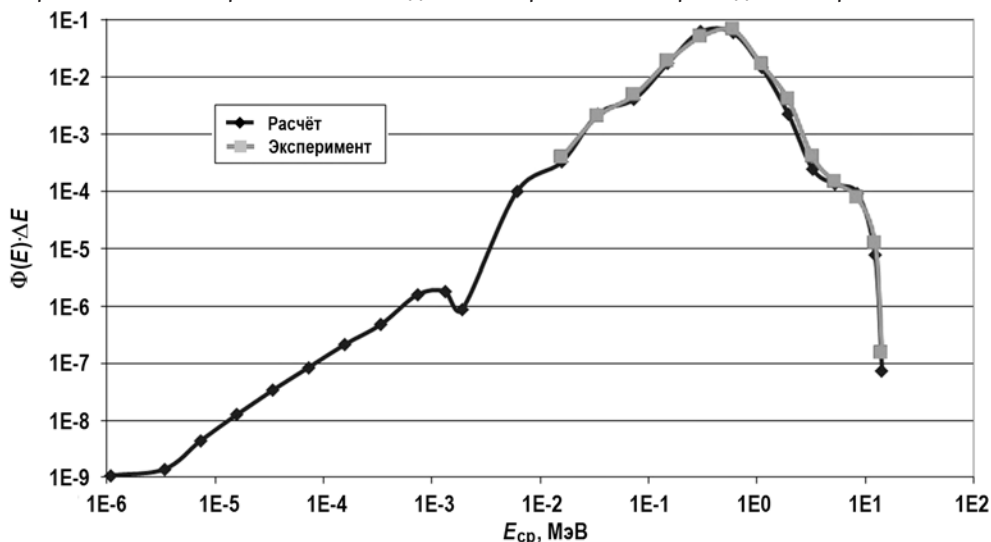


Рис. 5. Экспериментальные и расчётные распределения интегрального потока нейтронов в точке детектирования

Различия между экспериментальными данными и расчётными по интегральному потоку находятся в пределах погрешности спектрометра (10%).

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Выбранная расчётная модель хорошо описывает реальную конструкцию контейнеров и радиационной защиты. Смоделированные источники учитывают основные виды излучения.

Источники, которые используются в расчётной модели, учитывают все виды излучения.

Прямой расчёт по MCNP-4B не всегда даёт результаты с допустимой методической погрешностью. Для получения расчётных данных требуется использовать методы понижения дисперсии. Для простой геометрии достаточно применять метод задания различной ценности ячеек, для более сложной – лучше применять метод итерации весовых окон.

В целом результаты расчётных исследований обеспечили необходимой информацией проведение работ по выгрузке отработанного ядерного топлива из ОВЧ.

## Литература

1. Забудько А.Н., Игнатъев С.В., Сомов И.Е. и др. Проблемы обращения с ОЯТ жидкометаллических реакторов АПЛ / Труды III Межотраслевой научно-практической конференции «Тяжёлые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» под общ. ред. проф. Г.И. Тошинского – Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2008. – Том 2. – С. 547-553.
2. Зродников А.В., Забудько А.Н., Игнатъев С.В. и др. Проблемы и подходы к обращению с отработавшим ядерным топливом жидкометаллических реакторов атомных подводных лодок. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 1. – С. 13-22. Электронный ресурс: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2007/01.pdf> (дата доступа 01.10.2021).
3. Зродников А.В., Игнатъев С.В., Панкратов Д.В. и др. Выгрузка, хранение и после-

дующее обращение с ОЯТ жидкометаллических реакторов: состояние и проблемы. / Труды Международного научного семинара Россия-НАТО «Научные и технические проблемы обеспечения безопасности при обращении с ОЯТ и РАО утилизируемых АПЛ и НК с ЯЭУ» под ред. акад. А.А. Саркисова. – М.: ИБРАЭ, 2004. – С. 33.

4. Программный комплекс MCNP4В с библиотекой констант DLC189/MCNPDAT. Аттестационный паспорт программного средства № 236 от 18.09.07. – М. НТЦ ЯРБ, 2007.

5. Гусев Н.Г., Климанов В.А., Машкович В.П., Суворов А.П. Защита от ионизирующих излучений: Т. 1. Физические основы защиты от излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1989. – 512 с. ISBN 5-283-02971-9.

6. Девкина Е.В. Особенности проведения расчётов методом Монте-Карло двумерной тестовой модели защиты ТУК для отработавшего ядерного топлива. Препринт ГНЦ РФ – ФЭИ-3283. – Обнинск: ГНЦ «РФ – ФЭИ», 2018. – 20 с.

7. Чернов С.В., Сонько А.В., Хоромский В.А. Расчёт полей излучений методом итераций «весовых окон в проекте» АСММ 10/100 кВт. / Сб. тез. докл. X Юбилейной Российской конференции «Радиационная защита и радиационная безопасность в ядерных технологиях». – Москва-Обнинск: НОУ ДПО «ЦИПК Росатома», 2015. – С. 9-10.

8. НП-053-04. Правила безопасности при транспортировании радиоактивных материалов. – М.: Федеральная служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2004. – 135 с.

9. Трыков Л.А., Колеватов Ю.И., Волков В.С. Методы калибровки спектрометров с помощью радионуклидных источников нейтронов. Препринт ГНЦ РФ – ФЭИ-1730. – Обнинск: ГНЦ «РФ – ФЭИ», 1985. – 76 с.

Поступила в редакцию 04.10.2021 г.

#### Авторы

Девкина Елена Владимировна, научный сотрудник

E-mail: edevkina@yandex.ru

Суслов Игорь Рюрикович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: sir@progv2020.ru

Чернов Владимир Алексеевич, зам. нач. лаб., канд. техн. наук

E-mail: vac.lnfi@ippe.ru

UDC 621.039.7+519.245

## **CARRYING OUT CALCULATIONS OF RADIATION SAFETY DURING UNLOADING AND DISASSEMBLY OF CORES OF SPENT REMOVABLE PARTS OF REACTORS WITH LIQUID METAL COOLANT OF SUBMARINES**

Devkina E.V., Suslov I.R., Chernov V.A

IPPE JSC

1 Bondarenko Sq., 249033 Obninsk, Kaluga Reg., Russia

#### ABSTRACT

The results of calculations of radiation safety when treatment the spent removable part of reactors of nuclear submarines with a liquid metal coolant are presented in the article. The spent removable part of reactors of nuclear submarines with a liquid metal coolant are sources of intense neutron and gamma radiation. The shield should greatly reduce neutrons and gamma so that total dose rate from neutrons and gamma quanta should not exceed 2 mSv/h on the surface of the container and 0.1 mSv/h at a distance of 2 meter from the surface of the container.

A homogeneous core model was used for calculations. Sources from neutrons in spent fuel, sources of gamma from fission fuel products, from europium in control rods, from the reactor vessel and fuel grids were considered. The dose rates of neutrons and photons were calculated using the MCNP program.

Direct calculations of dose rate of neutrons and secondary gamma are generally reliable. Direct calculations of problems with a source of gamma quanta had large variance values. These problems were calculated with variance reduction methods: geometry splitting with Russian roulette and the MAGIC (Method of Automatic Generation of Importances by Calculation) method.

Values of dose rates were obtained with an acceptable error. The results of the calculations helped in the treatment of spent nuclear fuel. The results of the calculations were used in the design and making of the shield.

**Key words:** spent removable part of reactor, dose rate, geometry splitting with Russian roulette, MAGIC (Method of Automatic Generation of Importances by Calculation) method.

#### REFERENCES

1. Zabud'ko A.N., Ignat'ev S.V., Somov I.E., Pankratov D.V., Suvorov G.P., Vygodin V.T., Nikolaev S.A., Tihomirov V.I. Problems of handling spent nuclear fuel from liquid metal reactors of nuclear submarines *Proc. of the IIIth Intersectoral Scientific and Practical Conference «Heavy liquid-metal coolant in nuclear technologies»* Ed. Prof. G.I. Toshinskij. Obninsk. GNTs RF – FEI Publ., 2008, v. 2, pp. 547-553 (in Russian).
2. Zrodnikov A.V., Zabud'ko A.N., Ignat'ev S.V., Nikolaev S.A., Pankratov D.V., Somov I.E., Suvorov G.P., Toshinskij G.I., Dragunov Yu.G., Vahrushin M.P., Stepanov V.S., Trantin S.K., Vasilenko V.A., Zhuravlyov V.P., Filatov B.V., Filin R.D. Problems and Approaches to Handling Spent Nuclear Fuel from Liquid Metal Reactors of Nuclear Submarines. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2007, no. 1, pp. 13-22. Available at: <https://static.nuclear-power-engineering.ru/journals/2007/01.pdf> (accessed Oct. 01, 2021). (in Russian).
3. Zrodnikov A.V., Ignat'ev S.V., Pankratov D.V., Toshinskij G.I., Zabud'ko A.N., Sazonov V.K. Unloading, storage and subsequent handling of spent nuclear fuel of reactors with liquid metal coolant: status and problems. *Proc. of the Intern. Sci. Seminar Russia-NATO. «Scientific and Technical Problems Ensuring Safety Handling of Spent Nuclear Fuel and Radioactive Waste from Dismantled Submarines and Ships with Nuclear Power Plants»*. Ed. Acad. A.A. Sarkisov. Moscow. IBRAE, 2004, p. 33 (in Russian).
4. The Program Complex MCNP4B with Data Library DLC189/MCNPDAT. The Certification Passport of the Software No. 236 dated Sept. 18, 2007. Moscow. NTTs YaRB Publ., 2009 (in Russian).
5. Gusev N.G., Klimanov V.A., Mashkovich V.P., Suvorov A.P. *Shielding of Ionizing Radiation: Vol. 1. Physical Basis Shielding of Ionizing Radiation*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1989, 512 p. ISBN 5-283-02971-9 (in Russian).
6. Devkina E.V. *Features of Monte Carlo Calculations for a Two-Dimensional Benchmark for Shielding of Transport and Packaging Containers for Spent Nuclear Fuel*. GNTs RF – FEI Preprint-3283. Obninsk. IPPE JSC Publ., 2018, 20 p. (in Russian).
7. Chernov S.V., Son'ko A.V., Horomskij V.A. Calculation of Radiation Fields by Iteration Method of Weight Window in the Project ASMM 10/100 kilowatt. *Proc. of the X-th Jubilee Russian Conference «Radiation Shielding and Radiation Safety in Nuclear Technologies»*. Moscow-Obninsk. NOU DPO TcIPK Rosatoma Publ., 2015, pp. 9-10 (in Russian).
8. NP-053-04. *Safety Rules for the Transport of Radioactive Materials*. Moscow. Federal'naya Sluzhba po Ekologicheskomu, Tekhnologicheskomu i Atomnomu Nadzoru Publ., 2004, 135 p. (in Russian).
9. Trykov L.A., Kolevatov Yu.I., Volkov V.S. *Methods for Calibrating Spectrometers Using Radionuclide Neutron Sources*. GNTs RF – FEI Preprint-1730. Obninsk. IPPE JSC Publ., 1985, 76 p. (in Russian).

#### Authors

Devkina Elena Vladimirovna, Researcher

E-mail: [edevkina@yandex.ru](mailto:edevkina@yandex.ru)

Suslov Igor Ryurikovich, Leading Researcher, Cand. Sci (Phys.-Math.)

E-mail: [sir@proryv2020.ru](mailto:sir@proryv2020.ru)

Chernov Vladimir Alexeevich, Deputy Head of Laboratory, Cand. Sci (Engineering)

E-mail: [vac.lnfi@ippe.ru](mailto:vac.lnfi@ippe.ru)