
ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ СИСТЕМЫ И КОМПЛЕКСЫ

УДК 621.038.538

DOI: 10.46960/1816-210X_2021_3_41

ПРОГРАММА РАСЧЕТА УРОВНЕЙ ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ОСТАНОВЛЕННОГО РЕАКТОРА

Н.Г. АндреевORCID: 0000-0002-6670-0005 e-mail: andreyev@mail.ruОпытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова
*Нижний Новгород, Россия***В.Н. Вавилкин**ORCID: 0000-0002-5477-0022 e-mail: v.vavilkin@yandex.ruОпытное конструкторское бюро машиностроения им. И.И. Африкантова
Нижний Новгород, Россия

Приводится описание кода *DOT-ACTIV* сквозного расчета активности и уровней гамма-излучения остановленного реактора. Применение данного кода позволяет повысить оперативность расчетов и достоверность полученных результатов при определении радиационных условий проведения работ. Код *DOT-ACTIV* включает комплексный расчет плотности потоков активирующих нейтронов при работе реактора, накопление продуктов активации конструкционных материалов и осколков деления в отработавшем ядерном топливе, расчет источников и уровней гамма-излучения после останова реактора. По результатам расчетов источников активационного гамма-излучения и гамма-излучения продуктов деления выполняется расчет плотности потока и функционалов гамма-излучения после останова реактора. При этом состав расчетной композиции может отличаться от композиции расчета плотности активирующих нейтронов при работе реактора, что позволяет моделировать различные состояния реактора. Опыт разработки программы позволяет создать аналогичные продукты для решения задач в трехмерной геометрии.

Выполнена апробация и тестирование кода *DOT-ACTIV* на различных платформах и конфигурациях операционных систем.

Ключевые слова: остановленный реактор, источники излучения, активационное гамма-излучение, гамма-излучения продуктов деления, радиационная безопасность.

ДЛЯ ЦИТИРОВАНИЯ: Андреев, Н.Г. Программа расчета уровней гамма-излучения остановленного реактора / Н.Г. Андреев, В.Н. Вавилкин // Труды НГТУ им. Р.Е. Алексеева. 2021. № 3. С. 41-48.
DOI: 10.46960/1816-210X_2021_3_41

PROGRAM FOR CALCULATING THE GAMMA RADIATION LEVELS OF A SHUTDOWN REACTOR

N.G. AndreevORCID: 0000-0002-6670-0005 e-mail: andreyev@mail.ruFederal State Unitary Enterprise I.I. Afrikantov OKB Mechanical Engineering
*Nizhny Novgorod, Russia***V.N. Vavilkin**ORCID: 0000-0002-5477-0022 e-mail: v.vavilkin@yandex.ruFederal State Unitary Enterprise I.I. Afrikantov OKB Mechanical Engineering
Nizhny Novgorod, Russia

Abstract. A description of the DOT-ACTIV code for an end-to-end analysis of the activity and gamma radiation levels in a shutdown reactor is given. Using this code increases the calculation speed and the validity of the results obtained when determining work conditions under radiation. The DOT-ACTIV code comprises the following components: a comprehensive calculation of the flow density of activating neutrons during reactor operation; the accumulation of products of activation in structural materials and fission products in the spent nuclear fuel; a calculation of the sources and gamma radiation levels after reactor shutdown. The results of calculating the sources of activating gamma radiation and the gamma radiation of fission products are used to calculate the flow density and the gamma radiation functionals after reactor shutdown. In so doing, the calculation composition components can differ from the composition used for calculating the density of activating neutrons during reactor operation. This makes it possible to simulate different reactor states. The expertise gained while developing the program enables creating similar products for solving three-dimensional geometry problems.

The results of evaluating and testing the DOT-ACTIV code on different platforms and configurations of operating systems are presented.

Key words: shutdown reactor, radiation sources, activation gamma radiation, gamma radiation of fission products, radiation safety.

FOR CITATION: Andreev N.G., Vavilkin V.N. Program for calculation the gamma radiation levels of a shutdown reactor. Transactions of NNSTU n.a. R.E. Alekseev. 2021. №3. P. 41-48.
DOI: 10.46960/1816-210X_2021_3_41

Одним из главных объектов обеспечения радиационной безопасности объектов использования ядерной энергии (ОИЯЭ) является остановленный реактор. Необходимость решения этой задачи существует как в процессе эксплуатации ОИЯЭ (осмотр, ремонт, замена оборудования), так и по ее завершении (вывод из эксплуатации, включая демонтаж, хранение или захоронение оборудования). Основными источниками, формирующими радиационные условия работ на остановленном реакторе, являются активационное гамма-излучение конструкционных материалов и излучение продуктов деления в составе отработавшего ядерного топлива.

Расчет уровней излучения остановленного реактора включает следующие составляющие (рис. 1):

- расчет плотности потоков активирующих нейтронов и накопления продуктов деления в топливе при работе реактора;
- расчет источников гамма-излучения после останова реактора;
- расчет уровней гамма-излучения.

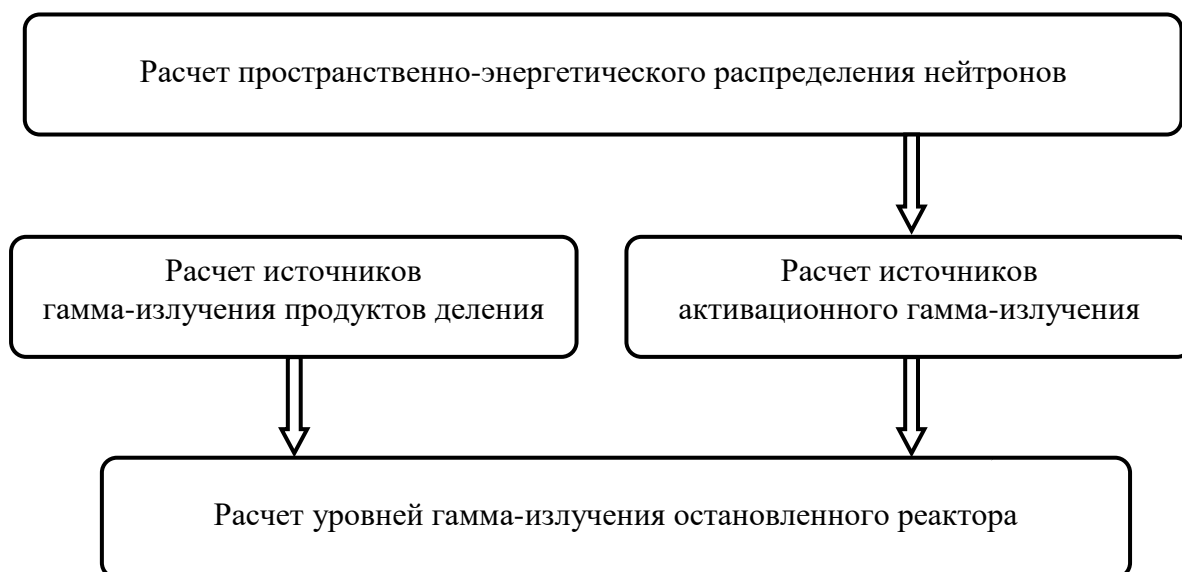


Рис. 1. Этапы расчета уровней излучения остановленного реактора

Fig. 1. Stages of calculating the radiation levels in a shutdown reactor

Существующие в настоящее время инженерные методы проектных расчетов предусматривают последовательные расчеты по каждому из перечисленных этапов с применением отдельных кодов и «ручной» передачей входных данных. Существенное повышение точности и сокращение времени расчетов достигается применением программного комплекса для сквозного расчета уровней гамма-излучения остановленного реактора. Программный комплекс *DOT-ACTIV* работает на базе кодов *DOT-III* [1], *DORT* [2, 3] с включением блоков расчета активности продуктов деления и активации, а также интенсивности их источников гамма-излучения.

Расчет пространственно-энергетического распределения нейтронов

Расчет плотности потоков активирующих нейтронов выполняется в 2D-геометрии по кодам *DOT-III*, *DORT* с использованием библиотек констант *CASK-40* [4] или *BUGLE-96* [5]. Подготовка входных данных для расчетов, включая задание геометрической модели, материального состава расчетной композиции и распределения энерговыделения в активной зоне по результатам физического расчета, проводится по коду *DOT-GEOM*. При этом существует возможность изменения входных данных при расчетах уровней гамма-излучения остановленного реактора (удаление и добавление элементов конструкции, изменение состава пространственных зон и т.д.) без изменения расчетной сетки.

Код *DOT-GEOM* является универсальной интегрированной системой подготовки входных данных для расчетов биологической защиты реакторных установок. Основная задача кода *DOT-GEOM* состоит в сокращении времени и снижении вероятности ошибок при подготовке входных данных для проектных расчетов биологической защиты реакторных установок по кодам *DOT-III* и *DORT*. Многолетний опыт эксплуатации кода показал целесообразность его применения для решения широкого спектра задач, связанных с проектированием реакторных установок и расчетами в 2D-геометрии по кодам *DOT-III* и *DORT*. Благодаря коду *DOT-GEOM*, 2D коды *DOT-III* и *DORT* прочно вошли в практику проектных расчетов реакторных установок в АО «ОКБМ Африкантов».

Расчет источников активационного гамма-излучения

Расчет источников гамма-излучения после останова реактора включает следующие основные этапы:

- импорт полей нейтронных потоков из выходных файлов кодов *DOT-III* или *DORT*;
- расчет источников активационного излучения на основе данных о модели эксплуатации, полях нейтронных потоков, материальном составе и геометрии элементов конструкции реакторной установки;
- подготовка входных данных для расчетов и расчеты плотности потоков гамма-излучения остановленного реактора с учетом возможного изменения геометрии и состава расчетной композиции – удаления технологических сред, элементов оборудования (например, теплоносителя, блоков биологической защиты, крышки реактора и т.д.) и включения нового оборудования (например, перегрузочной плиты или контейнера).

Плотность источников гамма-квантов продуктов активации конструкционных материалов рассчитывается по выражению (1):

$$q_n^a(r, T_a, t) = \sum_i \cdot A_i(r, T_a, t) \cdot \alpha_i^n, \quad (1)$$

где α_i^n – выход гамма-квантов n -ой энергетической группы на распад i -того радионуклида,

$A_i(r, T_a, t)$ – удельная активность i' -ого радионуклида в точке r после времени активации T_a и времени выдержки t . Расчет удельной активности $A_i(r, T_a, t)$ проводится по формуле (2):

$$A_i(r, T_a, t) = \rho_i \cdot \varepsilon_{i,i} \cdot F_{акм}^i(r) \cdot \lambda_i \cdot [1 - \exp(-\lambda_i T_a)] \cdot \exp(-\lambda_i t), \quad (2)$$

где ρ_i – ядерная концентрация i -ого элемента в материале, $\varepsilon_{i,i}$ – доля i' -того изотопа в i -ом элементе, λ_i – постоянная распада радионуклида, образовавшегося в результате активации i' -того изотопа, $F_{акм}^i(r)$ – относительная скорость активации i' -ого изотопа в точке r .

Относительная скорость активации i' -ого изотопа в точке r определяется следующим образом (3):

$$F_{акм}^i(r) = \sum_{j=1}^N \Phi^j(r) \sigma_{акм}^j, \quad (3)$$

где $\Phi^j(r)$ – плотность потока нейтронов j -той группы в точке r , $\sigma_{акм}^j$ – сечение активации i' -ого изотопа нейтронами j -ой группы, N – число энергетических групп нейтронов (22 группы для библиотеки *CASK-40* и 47 групп для библиотеки *BUGLE-96*).

Расчет удельной активности дочернего радионуклида, получающегося в результате распада материнского, образовавшегося в результате активации, проводится по формуле (4):

$$A_i^D(r, T_a, t) = \frac{\lambda_i^D}{\lambda_i^D - \lambda_i^M} \cdot A_i^M(r, T_a, t = 0) \cdot [\exp(-\lambda_i^M \cdot t) - \exp(-\lambda_i^D t)] + A_i^M(r, T_a = \infty, t = 0) \cdot \lambda_i^D \cdot \exp(-\lambda_i^D \cdot t) \cdot \left\{ \frac{1}{\lambda_i^D} \cdot [1 - \exp(-\lambda_i^D \cdot T_a)] + \frac{1}{\lambda_i^D - (\lambda_i^M + F_{обыз}^{iM})} \cdot [\exp(-\lambda_i^D \cdot T_a) - \exp(-(\lambda_i^M + F_{обыз}^{iM}) \cdot T_a)] \right\}. \quad (4)$$

Индекс «М» относится к параметрам материнского радионуклида, индекс «Д» – к параметрам дочернего. Величины $A_i^M(r, T_a, t = 0)$ и $A_i^M(r, T_a = \infty, t = 0)$ определяются из выражения (1).

Расчет источников гамма-излучения продуктов деления

Плотность источников гамма-излучения продуктов деления в активной зоне определяется как (5):

$$q_n^{fp}(r, T_f, t) = \sum_i \lambda_i \cdot N_i(r, T_f, t) \cdot \alpha_i^n, \quad (5)$$

где $N_i(r, T_f, t)$ – концентрация i -того нуклида после времени работы активной зоны T_f и времени выдержки t .

Изменение числа ядер-продуктов деления в любой момент времени обусловлено тремя основными процессами:

- образованием ядер непосредственно в результате деления;
- образованием ядер в результате распада радионуклидов-предшественников;
- убылью ядер за счет радиоактивного распада.

Накопление продуктов деления в топливе описывается следующей системой дифференциальных уравнений (6):

$$\left\{ \begin{aligned} \frac{d N_1^T}{dt} &= C_2 \cdot \alpha_1 - \lambda_1 \cdot N_1^T; \\ \dots & \\ \frac{d N_i^T}{dt} &= C_2 \cdot \alpha_i + \sum_{j=1}^{i-1} (\lambda_j \cdot f_{j \rightarrow i} \cdot N_j^T) - \lambda_i \cdot N_i^T, \end{aligned} \right. \quad (6)$$

где $C_2 = 3,2 \cdot 10^{16} P$ – скорость деления ^{235}U , c^{-1} ;

α_i – выход ядер радионуклида i при делении ^{235}U , отн. ед.;

$f_{j \rightarrow i}$ – коэффициент ветвления радионуклида i , в цепочке радиоактивного распада (доля ядер радионуклидов j , переходящих в радионуклид i), отн. ед.;

λ_i – постоянная распада радионуклида i , c^{-1} ;

λ_j – постоянная распада радионуклида j , c^{-1} ;

N_i^T – число ядер радионуклида i в топливе;

N_j^T – число ядер радионуклида j в топливе;

P – мощность реактора на расчетном интервале времени t_p , МВт;

$3,2 \cdot 10^{16}$ – число делений в секунду на 1 МВт.

Процессы выгорания продуктов деления не учитываются. Решение системы уравнений (6) проводится аналитическим методом для постоянного на интервале времени t_p уровня мощности. В качестве граничного условия принимается значение активности $N_i^T(0)$ в начале расчетного интервала времени t_p . Решение системы уравнений для каждого расчетного интервала времени t_p находится в виде:

$N_i^T(t_p)$ находится в виде: $N_i^T(t_p) = n_i^T + \sum_{j=1}^i n_{ij}^T \cdot \exp(-\lambda_j t_p)$, где

$N_i^T(t_p)$ – число ядер радионуклида i на конец расчетного интервала времени t_p , n_i^T и n_{ij}^T – постоянные коэффициенты.

Расчет функционалов гамма-излучения остановленного реактора

Расчет плотности потоков и функционалов потока гамма-излучения остановленного реактора проводится с помощью кодов *DOT* или *DORT* с учетом возможного изменения геометрии и состава расчетной композиции. По результатам расчетов определяются необходимость организационных мероприятий и защитных средств, обеспечивающих радиационную безопасность работ с оборудованием остановленного реактора. Результаты расчетов активности радионуклидов активационного происхождения используются для определения категории элементов конструкции реакторной установки как радиоактивных отходов в соответствии с ОСПОРБ-99/2010 [6].

Основные возможности программы DOT-ACTIV

Программа *DOT-ACTIV* позволяет создавать расчетные модели различных размеров по площади от $\sim 1 \cdot 10^5 \text{ м}^2$ до 2500 м^2 и более. Этот аспект создает определенные сложности в тестировании и апробации программы для столь широкого круга задач.

Дополнительные сложности создает прямоугольная расчетная сетка в программах *DOT* и *DORT*, которая плохо сочетается с реальной геометрией конструкций реакторных установок. Для ускорения ввода геометрии конструкций с границами, не параллельными ли-

ниям сетки, *DOT-ACTIV* содержит графические примитивы: многогранник, окружность, кольцо, а также их производные эллипс и эллиптическое кольцо. Также в составе программы имеются средства макро-редактирования геометрических моделей: обрезка, сдвиг, создание группы тепловыделяющих элементов круглого или шестигранного сечения с произвольными размерами и шагом. Ускорению разработки расчетных моделей способствует стандартизированный интерфейс программы, банк данных по материалам конструкций реакторных установок с возможностью его расширения для решения задач при проектировании биологической защиты различного назначения.

Одной из основных базовых функций программы является возможность изменения шага расчетной сетки как в отдельной геометрической зоне, так и в целом по расчетной композиции. При этом автоматически вносятся изменения во все связанные параметры, в том числе, в поля энерговыделения, без каких-либо действий пользователя, как в уже ранее созданной расчетной модели, так и во вновь создаваемой.

Для обеспечения принципа «сквозного» моделирования конструкций реакторных установок в программе поддерживается импорт полей энерговыделения или осколков деления из результатов физических расчетов активных зон. При этом поля энерговыделения и осколков деления объединяются в единый файл, который может содержать информацию по различным моментам кампании активной зоны, образуя своеобразный банк данных, содержащий полную информацию по полям одной активной зоны. Программа читает поля из файла и преобразует их от сетки физического расчета к сетке модели расчета биологической защиты, попутно проверяя правильность основных размеров активной зоны для исключения возможных ошибок.

Отдельно необходимо отметить, что программы *DOT* и *DORT* решают кинетическое уравнение Больцмана для частиц, движущихся по дискретным направлениям. При малом числе угловых направлений в слабо рассеивающих средах – таких, как воздух – возможен «выброс» потока частиц вдоль выбранных направлений, что приводит к ошибкам в интерпретации результатов расчетов. Поэтому в банке данных по параметрам расчетов *DOT-ACTIV* содержится широкий набор направляющих косинусов и квадратурных весов: от S_8 до S_{512} , что соответствует 96 и 132 096 угловым направлениям. Такое решение является уникальным в практике расчета по программам *DOT* и *DORT*, поскольку ранее при расчетах использовался максимальный порядок S_{16} для симметричных угловых направлений. Для программы *DOT-ACTIV* был получен и применен ряд более высоких угловых квадратур, поскольку в конечном итоге большое число угловых направлений позволяет нивелировать эффект «выброса» потока, но прямо пропорционально увеличивает время решения задачи.

Программа *DOT-ACTIV* содержит средства блокировки от некорректного ввода данных и диагностику возможных ошибок, а также поддерживает два интерфейсных языка: английский и русский, что позволяет применять ее на разных платформах *WINDOWS*.

Результатом работы программы являются:

- статистика по объемам расчетных геометрических зон, что бывает необходимо при расчете средних удельных характеристик полей функционалов и для проверки правильности автоматически генерируемых объектов;
- максимальные и интегральные значения активности продуктов активации конструкционных материалов по геометрическим зонам расчетной модели;
- файл с полными входными данными для расчета по программам *DOT* или *DORT* с любой целевой библиотекой констант *CASK* или *BUGLE*.

В целом максимальные возможности программы следующие:

- размер вводимой композиции – 4 000 000 расчетных ячеек;
- количество режимов, различающихся мощностью и длительностью работы, в расчете источников продуктов деления и активации – 500;
- учитываются 82 реакции активации и 256 радионуклидов продуктов деления.

Апробация и тестирование программы DOT-ACTIV

Апробация и тестирование программы *DOT-ACTIV* проводились практически на всех разработанных АО «Африкантов» проектах реакторных установок – от реакторной водородной установки плавучей АЭС КЛТ-40С до реакторной натриевой установки на быстрых нейтронах БН-1200, а также при обосновании радиационной безопасности оборудования для перегрузки реакторов и контейнеров при транспортировке отработавшего топлива и радиоактивных отходов, решения вопросов утилизации реакторных установок. Отдельно необходимо отметить успешное применение кода *DOT-ACTIV* студентами НГТУ им. Р.Е. Алексеева при обосновании безопасности и расчете вариантов конструкции нейтронного конвертера, что реализовалось во множестве курсовых работ, статьях в рецензируемых изданиях [7-10] и двух магистерских диссертациях [11, 12].

Применение кода *DOT-ACTIV* за пределами Российской Федерации позволило успешно проверить и отладить работоспособность программы на иностранных платформах с операционной системой *WINDOWS* без поддержки русского языка.

Апробация и тестирование программы проводилась на всех доступных авторам платформах и конфигурациях операционных систем – от *WINDOWS XP* до *WINDOWS 10*, ноутбуках и стационарных компьютерах различной мощности. Результаты расчетов проверялись по экспериментальным данным и сравнивались с расчетами по альтернативным кодам. Получено хорошее совпадение результатов расчетов по коду *DOT-ACTIV* и экспериментальных данных, а также с результатами расчетов по альтернативным кодам.

В целом необходимо отметить быстрое освоение программы студентами в рамках учебного процесса, широкое применение специалистами при обосновании радиационной безопасности технологических процессов и реакторных установок на всех этапах жизненного цикла, так же широкий функционал программы и точность результатов расчетов.

Выводы

Код *DOT-ACTIV* включает комплексный расчет плотности потоков активирующих нейтронов при работе реактора, накопление продуктов активации конструкционных материалов и осколков деления в отработавшем ядерном топливе, расчет источников и уровней гамма-излучения после останова реактора.

Применение кода *DOT-ACTIV* позволяет повысить оперативность расчетов и достоверность полученных результатов при определении радиационных условий проведения работ на остановленном реакторе. Опыт разработки программы позволил создать аналогичные продукты для решения задач в трехмерной геометрии.

Библиографический список

1. **Rhoades, W.A.** The DOT III Two Dimensional Discrete Ordinates Transport Code / W.A. Rhoades, F.R. Mynatt, ORNL/TM4280, 1973.
2. **Scott, W.H.** A User's Manual for MASH 1.0 – “A Monte Carlo Adjoint Shielding Code System” / W.H. Scott, J.A. Stoddard // Section 4.0 “DORT: A Two-Dimensional Discrete Ordinates”, ORNL/TM-1178. Marsh 1992.
3. DOORS3.2a “One, Two- and Three Dimensional Discrete Ordinates Neutron/Photon Transport Code System, CCC-650, Oak Ridge National Laboratory, October 2003.
4. CASK, 40 Groups Coupled Neutron and Gamma ray Cross Section Data. RSIC Data Library DLC23, 1973.
5. RSICC DATA LIBRARY COLLECTION, BUGLE-96 “Coupled 47 Neutron, 20 Gamma-Ray Group Cross Section Library Derived from ENDF/B-VI for LWR Shielding and Pressure Vessel Dosimetry Applications”, DLC-185, BUGLE-96, Oak Ridge National Laboratory, July 1999.

6. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010). Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10. В редакции Изменений № 1, утвержденных Постановлением Главного государственного санитарного врача РФ от 16.09.2013 № 43.
7. **Андреев, В.В.** Расчетно-теоретическое обоснование конструкции нейтронного конвертера / В.В. Андреев, Н.Г. Андреев, А.А. Кувшинова, С.Л. Леванов, И.С. Худяков // Труды НГТУ им. П.Е. Алексеева. №3 (122). 2018.
8. **Андреев, В.В.** Обоснование радиационной безопасности нейтронного конвертера на всех этапах жизненного цикла в рамках проектно-ориентированного обучения студентов НГТУ им. П.Е. Алексеева / В.В. Андреев, Н.Г. Андреев, К.Г. Галстян, С.Л. Леванов // Научно-технический вестник Поволжья. №3. 2019.
9. **Андреев, В.В.** Слюсарь. Расчетно-теоретическое обоснование оптимальной конструкции нейтронного конвертера / В.В. Андреев, Н.Г. Андреев, Ж.В. Гладкова, Е.В. Панина, В.В. // Научно-технический вестник Поволжья. №12. 2019.
10. **Сметанина, Т.Р.** Расчет конструкции лабораторного комплекса «Нейтронный конвертер» / Т.Р. Сметанина, Е.А. Гурьева, В.В. Андреев, Н.Г. Андреев // Научно-технический вестник Поволжья. №6, 2020.
11. **Галстян, К.Г.** Магистерская диссертация. 2019.
12. **Сметанин, Т.Р.** Магистерская диссертация. 2018.

*Дата поступления
в редакцию: 20.05.2021*