

УДК 621.039.546

**НЕЙТРОННОЕ ИЗЛУЧЕНИЕ ПРИ СУХОМ ХРАНЕНИИ ОТРАБОТАВШЕГО
ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА****В.Г. Рудычев¹, Е.В. Рудычев², С.А. Письменецкий¹, А.Ф. Щусь¹**¹Харьковский национальный университет им. В.Н. Каразина
г. Харьков, 61022 Украина, пл. Свободы, 4²Национальный Научный Центр «Харьковский физико-технический институт»
ул. Академическая 1, г. Харьков, Украина, 61108E-mail: rud@pht.univer.kharkov.ua

Received 27 April 2012

Для расчета поля нейтронного излучения вокруг вентилируемого контейнера сухого хранения отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) Запорожской АЭС использован метод Монте-Карло, реализованный в пакете MCNP. Показано, что основным источником нейтронов в хранящемся ОЯТ является ²⁴⁴Cm, вклад реакций (α, n) незначителен. Спектр нейтронов для моделирования был описан распределением Максвелла. Показано существенное отличие мощности дозы нейтронов в аксиальном и в радиальном направлениях из-за различия защитных свойств контейнера в соответствующих направлениях. Для усиления радиационной защиты от нейтронного излучения при хранении ОЯТ с повышенным выгоранием предложен дополнительный защитный экран и оптимизированы его размеры, обеспечивающие существенное снижение мощности дозы. Рассчитаны характеристики нейтронных потоков при длительном хранении ОЯТ.

КЛЮЧЕВЫЕ СЛОВА: ОЯТ, сухое хранение, MCNP-симуляция, внешнее излучение контейнера, нейтроны, зависимость от времени.

NEUTRON RADIATION UNDER THE DRY STORAGE OF THE SPENT NUCLEAR FUEL**V.G. Rudychev¹, Y.V. Rudychev², S.A. Pismenetskiy¹, A.F. Shchus¹**¹V.N. Karazin Kharkov National University
Ukraine, Kharkiv, Svobody sq. 4, 61022²National Scientific Center, Kharkov Institute of Physics and Technology
1, Akademicheskaya st., Kharkov, Ukraine, 61108

To calculate the neutron radiation field around a ventilated container filled with spent nuclear fuel at ZNPP dry accumulated Monte Carlo simulation package used implemented in MCNP. It is shown that the main source of neutrons in the spent fuel is stored ²⁴⁴Cm, the contribution of (α, n) reactions is negligible. The neutron spectrum for the simulation was described by the Maxwell distribution. There is a significant difference between the neutron dose rate in the axial and radial directions due to the differences in the protective properties of the container in their respective areas. To strengthen the radiation protection from the neutron emission during storage of spent nuclear fuel with high burnup offered an additional shield, and its dimensions are optimized to ensure a significant reduction in dose. The characteristics of neutron fluxes in long-term storage of spent nuclear fuel are calculated.

KEY WORDS: SNF, dry storage, MCNP-simulation, external cask radiation, neutrons, time dependence.

НЕЙТРОННЕ ВИПРОМІНЮВАННЯ ПРИ СУХОМУ ЗБЕРІГАННІ ВІДПРАЦЬОВАНОГО ЯДЕРНОГО ПАЛИВА**В.Г. Рудичев¹, Е.В. Рудичев², С.О. Письменецкий¹, О.Ф. Щусь¹**¹Харківський національний університет ім. В.Н. Каразіна
м. Харків, 61022, пл. Свободи, 4, Україна²Національний науковий центр, «Харківський фізико-технічний інститут»
м. Харків, вул. Академічна, 1

Для розрахунку поля нейтронного випромінювання навколо вентильованого контейнера сухого зберігання відпрацьованого ядерного палива (ВЯП) Запорізької АЕС було використано метод симуляції Монте-Карло, реалізований в пакеті MCNP. Доведено, що головним джерелом нейтронів відпрацьованого палива є ²⁴⁴Cm, а внесок реакцій (α, n) є незначним. Спектр нейтронів для моделювання був описаний розподілом Максвелла. Доведено істотну різницю потужності дози в аксіальному і радіальному напрямках, яка виникає з-за відмінності захисних властивостей контейнера у відповідних напрямках. Для підсилення радіаційного захисту від нейтронного випромінювання при зберіганні ВЯП з підвищеним вигоранням запропоновано додатковий захисний екран і оптимізовані його розміри, які забезпечують істотне зниження потужності дози. Розраховані характеристики нейтронних потоків при довготривалому зберіганні ВЯП.

КЛЮЧОВІ СЛОВА: ВЯП, сухе зберігання, MCNP-симуляція, зовнішнє випромінювання контейнера, нейтрони, залежність від часу.

Одной из проблем, стоящей перед атомной энергетикой Украины, является своевременное удаление из приреакторных бассейнов выдержки (БВ) отработавшего ядерного топлива (ОЯТ). При переполнении БВ необходимо останавливать реакторы АЭС. Со времен СССР проводился вывоз ОЯТ на территорию Российской Федерации. За последние годы стоимость вывоза отработавшего топлива существенно возросла, поэтому было принято решение о создании на крупнейшей в Европе Запорожской АЭС сухого хранилища отработавшего ядерного топлива со сроком хранения ОЯТ до 50 лет.

На Запорожской АЭС создано и с 2001г эксплуатируется сухое хранилище отработавшего ядерного

топлива [1]. Для сухого хранения используются специальные вентилируемые контейнеры (ВКХ), являющиеся модификацией под шестигранные ТВС ВВЭР-1000 контейнеров VSC-24 фирмы “Sierra Nuclear Corporation” США [2]. В них проводят загрузку отработавших ТВС после 5-летней выдержки, а затем размещают на территории АЭС. В работах [3,4] детально исследованы характеристики внешнего γ -излучения одиночного контейнера, а также прогноз радиационных характеристик при сроке хранения до 50 лет.

Целью настоящей работы является расчет и анализ внешнего нейтронного излучения одиночного контейнера, а также характеристики нейтронных потоков при длительном хранении ОЯТ.

Конструкция вентилируемого контейнера обеспечивает радиационную защиту и отвод остаточного тепла [1]. Внутри контейнера установлена многоместная герметичная корзина из углеродистой стали, в которой в шестигранных направляющих трубах, размещены ТВС. Корзина для улучшения теплопередачи заполнена гелием под давлением, близким к атмосферному. Между стенкой корзины и обечайкой контейнера имеется зазор, по которому вследствие естественной конвекции проходит воздух, унося излучаемое ТВС тепло. В совокупности металлическая стенка корзины толщиной 2,5 см, металлическая обечайка толщиной 7,5 см и бетонный корпус контейнера толщиной 70 см служат радиационной защитой в радиальном направлении. В аксиальном направлении ее образуют крышки корзины и контейнера, толщиной около 45 см стали и 5 см пластина водородсодержащей пластмассы для защиты от нейтронов.

ХАРАКТЕРИСТИКИ НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ

Нейтроны в ОЯТ образуются при спонтанном делении различных актиноидов и реакциях (α , n) в основном на легких элементах. Спонтанное деление тяжелых элементов является основным источником нейтронов. Выход нейтронов при спонтанном делении и в реакции $^{18}\text{O}(\alpha, n)^{21}\text{Ne}$ для отдельных актиноидов приведены в таблице 1 [5] (для отработавшего топлива с начальным обогащением 4,4%, средним выгоранием 41,5 МВт·сут/kgU после 5-летней выдержки). Изотоп кислорода ^{18}O содержится в количестве 0,2% в кислороде диоксида урана. Практически для большинства актиноидов вероятность спонтанного деления намного меньше, чем для альфа-распада (см. колонку 5 в табл. 1). Другая картина наблюдается для калифорния и более тяжелых четных элементов для которых эти вероятности одного порядка.

Таблица 1. Характеристики актиноидов

Изотоп	Преимущественный тип излучения	Период полураспада изотопа для спонтанного деления, лет.	Выход нейтронов в реакции (α , n) в оксиде, нейтр./с·расп.	Вероятность спонтанного деления на распад.	Множественность нейтронов спонтанного деления	Удельная активность, Бк/г, 5 лет выдержки, выгорание 41,5 МВт·сут./kgU	Выход нейтронов в реакции (α , n) в оксиде, нейтр./с·г	Выход нейтронов спонтанного деления, нейтр./с·г
1	2	3	4	5	6	7	8	9
^{235}U	α	3,50E+17	8,99E-09	2E-09	1,86	9,94E+08	8,94E+00	3,70E+00
^{236}U	α	1,95E+16	1,04E-08	1,2E-09	1,89	1,38E+10	1,44E+02	3,13E+01
^{238}U	α	8,20E+15	6,92E-09	5,45E-07	1,98	1,16E+10	8,03E+01	1,25E+04
^{238}Pu	α	4,77E+10	2,09E-08	1,84E-09	2,24	7,74E+13	1,62E+06	3,19E+05
^{239}Pu	α	5,48E+15	1,66E-08	4,4E-13	2,16	1,27E+14	2,11E+06	1,21E+02
^{240}Pu	α	1,16E+11	1,68E-08	5,66E-08	2,17	2,04E+13	3,43E+05	2,51E+06
^{241}Pu	β	2,50E+15	-	6,16E-15	2,25	4,3E+15	1,44E+03	5,96E+01
^{241}Am	α	1,05E+14	1,43E-08	4,11E-12	3,22	9,07E+12	1,30E+05	1,20E+02
^{242}Pu	α	6,84E+10	2,07E-08	5,45E-06	2,15	8,57E+10	1,77E+03	1,00E+06
$^{242}\text{Am}^M$	β	8,81E+11	-	1,6E-10	2,42	1,01E+11	0,00E+00	3,91E+01
^{242}Cm	α	6,56E+6	3,13E-08	6,81E-08	2,54	6,96E+11	2,18E+04	1,20E+05
^{244}Cm	α	1,35E+7	2,58E-08	1,34E-06	2,7	1,16E+14	2,99E+06	4,20E+08
Сумма							7,22E+06	4,24E+08

Как видно из таблицы, основным источником нейтронов (около 99%) является ^{244}Cm , с периодом полураспада 18,1 года. Энергетические спектры нейтронов, испускаемых при спонтанном делении актиноидов, подобны спектрам вынужденного деления ^{235}U и могут быть аппроксимированы распределением Максвелла [10] в виде:

$$\frac{dN}{dE} = \frac{2\sqrt{E}}{\sqrt{\pi\theta^3}} \exp(-E/\theta), \quad (1)$$

где E – энергия, МэВ, а θ – параметр жесткости, равный 1,33 МэВ для ^{244}Cm [10].

Форма спектра зависит от нескольких переменных, таких как энергия возбуждения осколков деления и выделяемая средняя энергия полного деления. Средняя энергия нейтронов около 2 МэВ, при низких энергиях спектральное распределение пропорционально энергии, а при высоких энергиях – экспоненциально уменьшается. Диапазон энергий нейтронов – от 0 до 10 МэВ.

Число нейтронов, испускаемых при спонтанном или вынужденном делении, называется множественностью нейтронов. В разных актах деления множественность нейтронов может изменяться от 0 до 6 или более в зависимости от распределения энергии возбуждения между осколками деления. Средняя множественность нейтронов при спонтанном делении актиноидов приведена в 6-м столбце табл. 1. С ростом атомного номера множественность растет.

Приведенные выше данные позволяют выполнить оценку количества нейтронов, образующихся в ОЯТ за счет спонтанного деления и альфа-распада актиноидов. При этом, как следует из сравнения данных в колонках 8 и 9 таблицы 1, основной вклад в общее количество нейтронов для ОЯТ с выдержкой 5 лет и выгоранием 41,5 МВт-сут./кгU дают нейтроны, образовавшиеся при спонтанном делении актиноидов, а именно – ^{244}Cm . Для расчетов транспорта нейтронов из области их образования в ОЯТ на поверхность контейнеров хранения было использовано спектральное распределение (1).

РАСЧЕТ ХАРАКТЕРИСТИК НЕЙТРОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ ВНЕ КОНТЕЙНЕРА ХРАНЕНИЯ

Для расчета характеристик нейтронного излучения вне контейнера хранения применялась программа MCNP [6], которая широко используется для анализа защитных свойств конструкций в атомной промышленности США. MCNP (Monte Carlo N Particle) представляет собой многоцелевой код для расчета транспорта частиц в веществе, реализованный на базе метода Монте-Карло. Данный код позволяет рассчитать мощность дозы излучений (МД) и обрабатывать до 34 видов частиц в широком диапазоне энергий. Для фотонов это: 1 кэВ – 100 ГэВ. Для электронов: 1 кэВ – 1 ГэВ. Для нейтронов: (0– 150) МэВ.

В отличие от расчетов прохождения гамма-квантов в биологической защите ВКХ, где из-за большого ослабления приходится использовать метод минимизации дисперсии [3,4], при расчете транспорта нейтронов программный пакет MCNP допускает прямые расчеты защитных характеристик таких систем, как ВКХ.

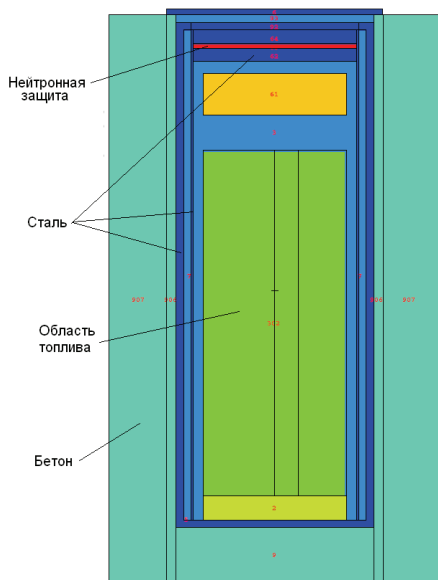


Рис.1. Пространственная модель конфигурации контейнера с однородным распределением активности источника

На рис.1. приведена пространственная модель конфигурации ВКХ с однородным распределением активности источника, используемая при расчете транспорта нейтронов. Отметим, что защитные свойства вентилируемого контейнера хранения для нейтронов существенно различны в радиальном и аксиальном направлениях. Эффективность защиты определяется используемыми конструкционными материалами. Значительная толщина бетона в радиальном направлении (≈ 70 см), содержащего большое количество элементов с малым атомным номером, эффективно замедляет и в дальнейшем поглощает нейтроны из ОЯТ. В аксиальном направлении основным поглотителем является сталь, толщина нейтронной защиты 5 см. Расчеты показывают, что угловое распределение потока нейтронов на крышке и боковой поверхности различаются слабо. На рис. 2 приведены спектры потока нейтронов на поверхности крышки ВКХ (в центре) и боковой поверхности (на половине высоты топлива).

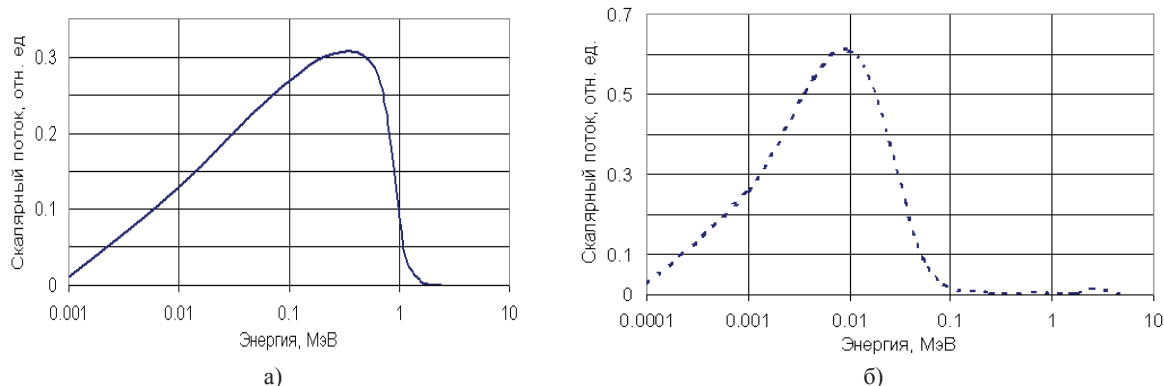
Как видно из данных, приведенных на рис.2, нейтроны на боковой поверхности имеют существенно меньшую наиболее вероятную энергию по сравнению с энергией нейтронов на середине верхней крышки. Средняя энергия нейтронов вблизи боковой поверхности равна 0,083 МэВ, на крышке – 0,25 МэВ, а в исходном спектре – 2 МэВ.

энергия нейтронов вблизи боковой поверхности равна 0,083 МэВ, на крышке – 0,25 МэВ, а в исходном спектре – 2 МэВ.

На рис.3 приведена зависимость мощности дозы, создаваемой нейтронами на поверхности крышки и на расстоянии 1 м от нее. Расчет выполнен для ОТВС с выгоранием 41,5 МВт-сут./кгU и выдержкой 5 лет.

Приведенные на рис.3 зависимости показывают, что на поверхности крышки (в центре) нейтроны создают достаточно высокую мощность дозы (≈ 104 мкЗв/ч). Мощность дозы быстро спадает с удалением от оси по радиусу и на краю крышки не превышает $\approx 0,05$ мкЗв/ч. При высоте 1 м над поверхностью крышки ВКХ

мощность дозы на оси крышки меньше в 2,5 раза, а спад в радиальном направлении существенно медленнее (на краю до 0,4 мкЗв/ч).



а) б)
Рис. 2. Поток нейтронов на поверхности контейнера ВКХ
а) на поверхности крышки ВКХ, б) на боковой поверхности ВКХ

Мощность дозы на боковой поверхности ВКХ не превышает 0,6-0,8 мкЗв/ч, а при удалении на 1 м не превышает 0,02 мкЗв/ч.

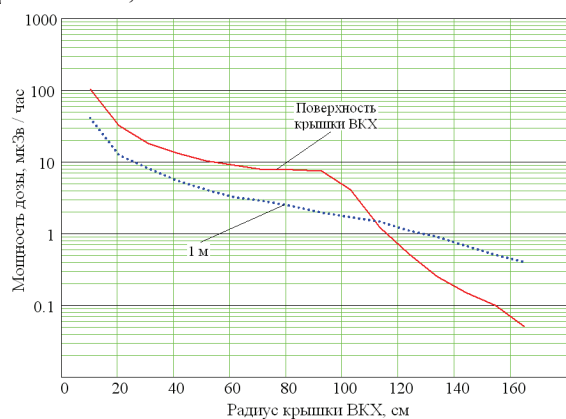


Рис.3. Зависимость мощности дозы от расстояния от оси крышки на поверхности крышки ВКХ (сплошная) и на высоте от нее 1м (пунктир)

Для повышения эффективности использования топлива в реакторы ВВЭР-1000 в последнее время загружается топливо с повышенным выгоранием, так называемые ТВС-А. Реакторы с таким топливом работают с 4-х летним циклом (кампанией) и при этом образуется значительное количество актиноидов, в том числе ^{244}Cm , создающего большой поток нейтронов [6].

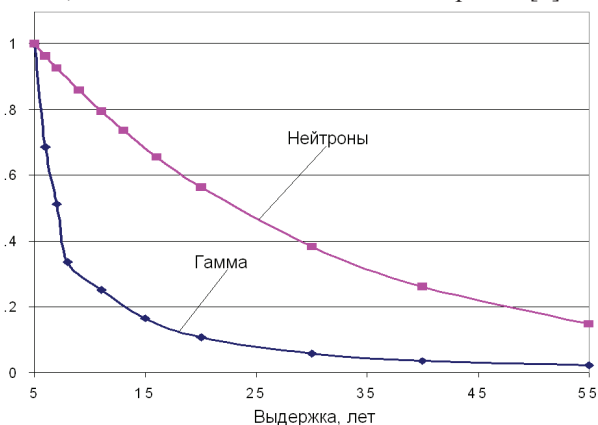


Рис.5. Зависимости мощности доз на поверхности контейнера от времени хранения ОЯТ, создаваемые нейтронами и гамма-квантами.

является спад мощности дозы (потоков гамма-квантов и нейтронов) снаружи контейнеров в зависимости от времени хранения. На рис.5 приведены зависимости мощности дозы создаваемые нейтронами и гамма-квантами [5] от времени хранения. Мощности дозы для нейтронов и гамма-квантов нормированы на их значения для 5 летней выдержки, соответственно. Приведенные на рис.5 данные показывают, что мощность

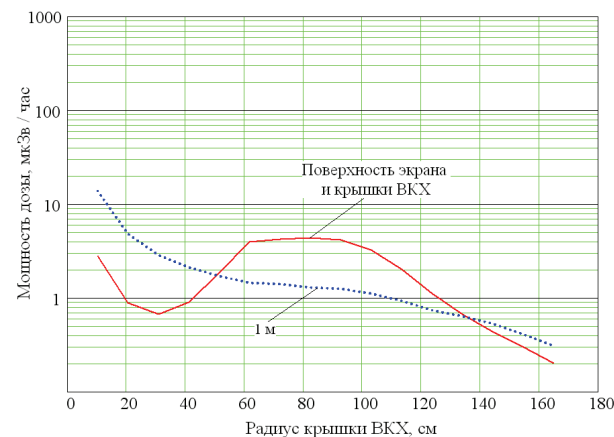


Рис.4. Зависимость мощности дозы от расстояния (радиуса) от оси крышки на поверхности защитного экрана, размещенного на крышке ВКХ, и на расстоянии от него 1 м.

Мощность дозы, создаваемая нейтронами на поверхности крышки (в центре) при загрузке контейнера ОТВС-А превышает 300 мкЗв/ч. Для снижения мощности дозы на поверхности крышки контейнера может быть предложен вариант размещения сверху ВКХ дополнительного бетонного защитного экрана в виде диска. Выполнена оптимизация параметров экрана (диаметр и толщина), показано, что при толщине 20 см и диаметре 120 см (вес такого экрана около 500 кг) происходит существенное снижение мощности дозы на поверхности как экрана, так и крышке контейнера. Отметим, что диаметр контейнера 340 см. На рис.4 приведена зависимость мощности дозы на поверхности защитного экрана и на расстоянии 1 м от него.

При обращении с ОЯТ важной характеристикой является спад мощности дозы (потоков гамма-квантов и нейтронов) снаружи контейнеров в зависимости от времени хранения. На рис.5 приведены зависимости мощности дозы создаваемые нейтронами и гамма-квантами [5] от времени хранения. Мощности дозы для нейтронов и гамма-квантов нормированы на их значения для 5 летней выдержки, соответственно. Приведенные на рис.5 данные показывают, что мощность

дозы, создаваемая гамма-квантами спадает значительно быстрее по сравнению с мощностью дозы от нейтронов. Это связано с тем, что основной вклад в МД вне контейнера хранения создают высокоэнергетические гамма-кванты с энергией свыше 450 кэВ [4] от изотопов, период полураспада которых значительно меньше чем период полураспада ^{244}Cm .

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В пакете MCNP создана пространственная модель конфигурации вентилируемого контейнера хранения с однородным распределением активности нейтронного источника по объему ОЯТ.

Выполненные расчеты показали существенное отличие в мощности дозы, создаваемой нейтронами в аксиальном и в радиальном направлениях из-за различия защитных свойств контейнера.

Для обеспечения радиационной защиты при хранении ОЯТ с повышенным выгоранием проведена оптимизация размеров защитного экрана обеспечивающего существенное снижение мощности дозы.

Показано, что мощность дозы, создаваемая нейтронами, спадает значительно медленней, чем мощность дозы от гамма-квантов.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Luchna A.С., Lavrenchuk A.I., Sednev V.A., Vasil'chenko V.M., Dvoyeglazov O.M., Medvedyev V.I., Pechera Yu.M. Sukhe skhovishche vidprats'ovanogo yadernogo palyva zaporiz'koyi AES. Zabezpechennya bezpeky. Mezhdunarodnaya konferentsiya "Aktual'nye problemy yadernoy fiziki i atomnoy energetiki". – 2006. - Kiev, http://www.kinr.kiev.ua/NPAE_Kyiv2006/proc/Luchna.pdf
2. Ventilated Storage Cask VSC-24. US NRC Certificate of Compliance. 05.07.93. NUREG-1350.
3. Klimov S.P., Lazurik V.T., Luchnaya A.E., Pis'menetskiy S.A., Rudychev V.G., Rudychev E.V. Kharakteristiki izlucheniya pri sukhom khranenni otrabotavshogo yadernogo topliva na Zaporozhskoy AES // The Journal of Kharkiv National University, physical series: Nuclei, Particles, Fields. – 2009. - №845. - Vyp.1(41). - S.31-38.
4. Zalyubovskiy I.I., Pis'menetskiy S.A., Rudychev V.G., Klimov S.P., Luchnaya A.E., Rudychev E.V. Vneshnee izluchenie konteynera sukhogo khraneniya OYAT VVER-1000 Zaporozhskoy AES // Atomnaya energiya. – 2010. - T.109. - Vyp.6. – S.324-329.
5. Douglas R., Ensslin N., Kheystings S. i dr. Passivnyy nerazrushayushchiy analiz yadernykh materialov. - M.: Binom, 2000.
6. MCNP — A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, Volume I: Overview and Theory. - 2005.
7. Aleksandrova Z.A., Bol'shov V.I., Kuznetsov V.F. i dr. Spektry mgnovennykh neytronov spontannogo deleniya ^{252}Cf , ^{244}Cm i ^{240}Pu // Atomnaya energiya. – 1974. - T.36. - Vyp.4. - S.282– 285.