

**ЯДЕРНЫЕ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ УСТАНОВКИ, ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ, РАДИАЦИОННАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ / NUCLEAR POWER PLANTS, FUEL CYCLE, RADIATION SAFETY**

DOI: <https://doi.org/10.60797/IRJ.2024.143.155>

**РАСЧЕТНАЯ ОЦЕНКА ОСТАТОЧНЫХ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИЙ ОТВС В БАССЕЙНАХ ВЫДЕРЖКИ**

Научная статья

**Глухов С.М.<sup>1,\*</sup>, Шумков Д.Е.<sup>2</sup>, Ташлыков О.Л.<sup>3</sup>**

<sup>3</sup> ORCID : 0000-0001-6397-015X;

<sup>1,3</sup> Уральский Федеральный Университет им. Б. Н. Ельцина, Заречный, Российская Федерация

<sup>2</sup> АО «ИРМ», Заречный, Российская Федерация

\* Корреспондирующий автор (stepmihgl[at]mail.ru)

**Аннотация**

В работе приведены требования по обеспечению ядерной и радиационной безопасности ядерных установок, включая необходимость надежного охлаждения бассейнов выдержки с облученными топливными сборками. Представлены теоретические зависимости, используемые для расчета мощности остаточного тепловыделения облученных тепловыделяющих сборок (ОТВС). Определены значения выделяемой тепловой мощности в зависимости от различных факторов. Проведено сравнение результатов расчета, полученных по различным методикам. Выполнена оценка мощности остаточного тепловыделения в шахте–хранилище при необходимости выгрузки из активной зоны всех ОТВС. На основании проведенного исследования мощности остаточного тепловыделения ОТВС при выгрузке всей активной зоны в шахту–хранилище определена потребная мощность системы пассивного отвода тепла в случае полного обесточивания.

**Ключевые слова:** шахта-хранилище, облученная тепловыделяющая сборка, мощность остаточного тепловыделения, исследовательский ядерный реактор, система пассивного отвода тепла (СПОТ).

**ESTIMATED ESTIMATION OF RESIDUAL SFA HEAT EMISSIONS IN HOLDING POOLS**

Research article

**Glukhov S.M.<sup>1,\*</sup>, Shumkov D.Y.<sup>2</sup>, Tashlykov O.L.<sup>3</sup>**

<sup>3</sup> ORCID : 0000-0001-6397-015X;

<sup>1,3</sup> Ural Federal University named after B. N. Yeltsin, Zarechny, Russian Federation

<sup>2</sup> JSC «IRM», Zarechny, Russian Federation

\* Corresponding author (stepmihgl[at]mail.ru)

**Abstract**

The work provides requirements for ensuring nuclear and radiation safety of nuclear installations, including the need for reliable cooling of cooling pools with irradiated fuel assemblies. Theoretical dependencies used to calculate the residual heat release power of irradiated fuel assemblies (SFAs) are presented. The values of the released thermal power are determined depending on various factors. A comparison of the calculation results obtained using different methods is carried out. An assessment was made of the residual heat release power in the storage shaft if it is necessary to unload all spent fuel assemblies from the core. Based on a study of the residual heat release power of spent fuel assemblies during unloading of the entire core into the storage shaft, the required power of the passive heat removal system in the event of a complete blackout was determined.

**Keywords:** storage shaft, irradiated fuel assembly, decay heat power, research nuclear reactor, passive heat removal system (PHRS).

**Введение**

Область использования атомной энергии, для производства электрической и тепловой энергии на АЭС [1], решения научно–технических и исследовательских задач, производства изотопов для промышленности и медицины в исследовательских ядерных реакторах (ИЯУ) [2], [3], и др., постоянно расширяется. При этом важнейшим аспектом использования ядерных установок является обеспечение их ядерной и радиационной безопасности на всех этапах жизненного цикла, включая снятие с эксплуатации [4], [5].

В соответствии с НП-033-11 «Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок», целью обеспечения безопасности ИЯУ является ограничение радиационного воздействия исследовательских ядерных установок на работников (персонал), население и окружающую среду при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии [6].

Безопасность ядерной установки, в том числе исследовательской ядерной установки, обеспечивается за счет установления ряда последовательных физических барьеров на пути распространения радиоактивных продуктов деления в окружающую среду (топливная матрица, оболочка тепловыделяющих элементов, герметичный контур циркуляции теплоносителя и т.д.).

Одним из условий обеспечения безопасности ядерных реакторов является сохранение герметичности оболочек тепловыделяющих элементов, как при штатной работе реактора, так и при хранении ОТВС в бассейнах выдержки (шахта-хранилище – ШХ). Важность надежного теплоотвода при хранении ОТВС в бассейнах выдержки еще раз актуализировала авария, произошедшая 11 марта 2011 г. на японской АЭС Фукусима–1

При работе ядерной установки могут возникать ситуации, когда необходима полная выгрузка ОТВС из активной зоны реактора. В таком случае в бассейне выдержки (шахта-хранилище) должен быть обеспечен надежный теплоотвод от ОТВС, для исключения вскипания теплоносителя ШХ.

Работа проведена в рамках создания системы пассивного отвода тепла ОТВС в бассейнах выдержки (шахта-хранилище) [7], [8] для оценки необходимой мощности разрабатываемой системы. Объектом исследования стала ШХ исследовательской ядерной установки (ИЯУ) ИВВ-2М, расположенной в АО «ИРМ» г. Заречный.

Цель работы: расчетная оценка мощности остаточного тепловыделения в ШХ ИЯУ ИВВ-2М при различной длительности выдержки ТВС в активной зоне и бассейне выдержки, а также оценка мощности тепловыделений при выгрузке всей активной зоны ИЯУ ИВВ-2М в ШХ при необходимости.

Задачи:

- 1) определение методик расчета остаточного тепловыделения ОТВС;
- 2) расчет мощности остаточного тепловыделения при различных исходных значения (время выдержки ОТВС, мощность реактора и др);
- 3) анализ полученных данных для выбранных методик, их сравнение;
- 4) расчет остаточного тепловыделения всех ОТВС по окончании выгрузки из активной зоны в ШХ ИЯУ ИВВ-2М.

### Объект и методы исследования

Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М Института реакторных материалов (г. Заречный) в 1960-1980-е гг. использовался для исследований по радиационному материаловедению, испытания топливных композиций, элементов активных зон ядерных реакторов и других задач. В результате проработки альтернативных путей использования реактора ИВВ-2М в 1990-е годы сформировалось новое направление деятельности, связанное с разработкой технологий производства радиоизотопной продукции для прикладных задач и научных исследований, а также производством и коммерческими поставками радиоизотопной продукции для дефектоскопии, ядерной медицины и фармацевтических исследований. В настоящее время АО «ИРМ» поставляет на мировой рынок  $^{192}\text{Ir}$ ,  $^{14}\text{C}$ ,  $^{131}\text{Cs}$ ,  $^{177}\text{Lu}$  и продолжает совершенствование действующих и разработку новых программ [9].

ИЯР ИВВ-2М – гетерогенный водо-водяной исследовательский ядерный реактор бассейнового типа с секционированной активной зоной. Реактор работает в номинальном режиме с мощностью 15 МВт. В реакторе используется от 36 до 42 шестигранных тепловыделяющих сборок с металлокерамическим топливом. Теплоноситель первого контура – химобессоленная вода, теплоноситель второго контура – техническая вода, подаваемая из Белоярского водохранилища.

Шахта-хранилище предназначена для хранения ОТВС исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М, снижения их радиоактивности и мощности остаточного энерговыделения. Отвод тепла от ОТВС осуществляется за счет принудительной циркуляции теплоносителя в контуре охлаждения, а также за счет рассеяния теплоты через конструктивные элементы, окружающие ШХ [10].

Для безопасной эксплуатации исследовательского ядерного реактора необходимо знать мощность остаточных тепловыделений облученных тепловыделяющих сборок. Остаточная мощность тепловыделения – специфическая особенность ядерного топлива, заключающаяся в том, что, после прекращения цепной реакции деления и обычной тепловой инерции, выделение тепла в реакторе продолжается еще долгое время, что создает ряд технически сложных проблем, непосредственно связанных с ядерной безопасностью (например, необходимость надежного охлаждения для сохранения герметичности оболочек ТВЭЛов). Для ее теоретического расчета были выбраны две методики:

Формула Уэй-Вигнера [11]:

$$N_{\text{ост}} = 6,62 \cdot 10^{-2} \cdot N_0 \cdot (\tau^{-0,2} - (\tau + T)^{-0,2}) \quad (1)$$

где  $N_0$  – мощность реактора до останова, на которой работал в течении времени  $T$ ;

$\tau$  – время выдержки ОТВС после облучения в реакторе, с

В рассмотренной литературе рекомендуется использовать (1) для времени после останова реактора, примерно превышающего  $10^4$  с. Эта формула дает значение изменения остаточной мощности реактора за счет радиоактивного распада продуктов деления во времени.

2. Формула Унтермайера-Уэллса [12]:

$$\frac{N_{\text{ост}}}{N} = 10 \cdot ((\tau + 10)^{-0,2} - (\tau + T + 10)^{-0,2} - 0,87((\tau + 2 \cdot 10^7)^{-0,2} - (\tau + T + 2 \cdot 10^7)^{-0,2})) \quad (2)$$

Унтермайер и Уэллс получили эмпирическую формулу (2), учитывающую вклад в остаточную тепловую мощность тепловыделения от распада продуктов деления U-235 и Pu-239.

Время работы ТВС зависит от энерговыработки реактора. Расчетное время выдержки ОТВС определяется глубиной выгорания топлива, массой урана U-235 в топливе и коэффициентом использования реактора.

Состав топлива энергетического или специального ядерного реактора претерпевает непрерывные изменения из-за радиоактивных распадов его компонент и превращений, обусловленных взаимодействиями нейтронов с этими компонентами: реакций радиационного захвата нейтронов, процессов нейтронного размножения ( $n$ ,  $2n$ ) и ( $n$ ,  $3n$ ), реакций с вылетом заряженных частиц. В процессе работы реактора в составе уранового топлива образуются новые активно делящиеся тяжелые изотопы, например, долгоживущие атомы Pu-241, Cm-243, и атомы U-233, Np-236, Pu-239, Cm-245, которые на практике можно считать стабильными. Эти ядра вносят свой вклад в энерговыделение, и учет их накопления необходим для правильного прогнозирования характеристик реактора на разных этапах его работы [13].

Расчет нуклидного состава топлива ТВС ИВВ-2М, подлежащей выгрузке из активной зоны ИЯР ИВВ-2М, производится при помощи прецизионного программного средства MCU-PTR.

Программное средство MCU-PTR [14] предназначено для моделирования процессов переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов методом Монте-Карло, на основе оцененных ядерных данных в системах с трехмерной геометрией с учетом изменения нуклидного состава материалов при взаимодействии с нейтронами.

Для задания начального значения среднего по ТВС ИВВ-2М выгорания применялась «Методика определения выгорания урана-235 и определения массы ядерных материалов в отработавших ТВС ИВВ-2М», МК-09.28/44 [15].

Теоретический расчет мощности остаточного тепловыделения проводился для времени работы ТВС в активной зоне реактора в течении 21 дня и времени выдержки ОТВС в ШХ в интервале от 0 до  $10^7$  с. (116 дней).

Вторым этапом исследования являлся расчет мощности остаточного тепловыделения при полной выгрузке всей активной зоны реактора, состоящей из 42 ТВС со временем работы в активной зоне в течении 21 дня.

### Результаты и обсуждение

На рис. 1 представлены полученные результаты расчета мощности остаточных тепловыделений в зависимости от времени выдержки ОТВС в ШХ.

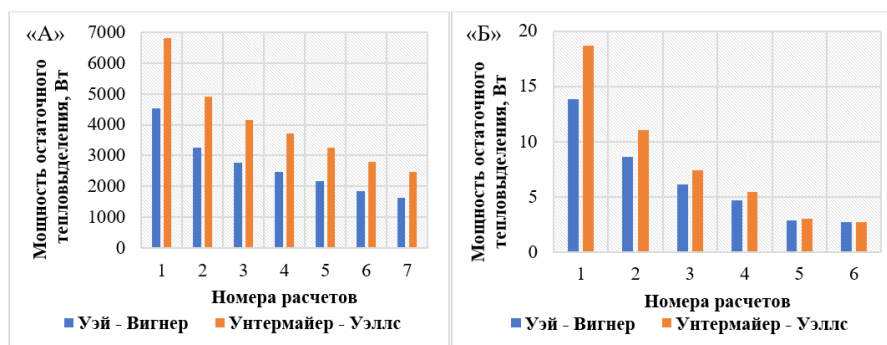


Рисунок 1 - Рассчитанные значения мощности остаточного тепловыделения при различном времени выдержки ОТВС в ШХ:

А - интервал времени выдержки ОТВС - от  $6 \cdot 10^3$  до  $12 \cdot 10^3$  с; Б - интервал времени выдержки ОТВС - от  $10^6$  до  $1,55 \cdot 10^7$  с

DOI: <https://doi.org/10.60797/IRJ.2024.143.155.1>

После расчета мощности остаточных тепловыделений было проведено сравнение полученных данных. Результаты представлены на рис. 2.

При сравнении полученных данных выявлено, что расхождение результатов варьируется в диапазоне от 0 до 80 % в зависимости от времени выдержки ОТВС в ШХ. Предположительно это связано с погрешностью выбранных методик расчета, а также возможным использованием формулы (2) для оценки остаточного тепловыделения уран-плутониевого топлива.

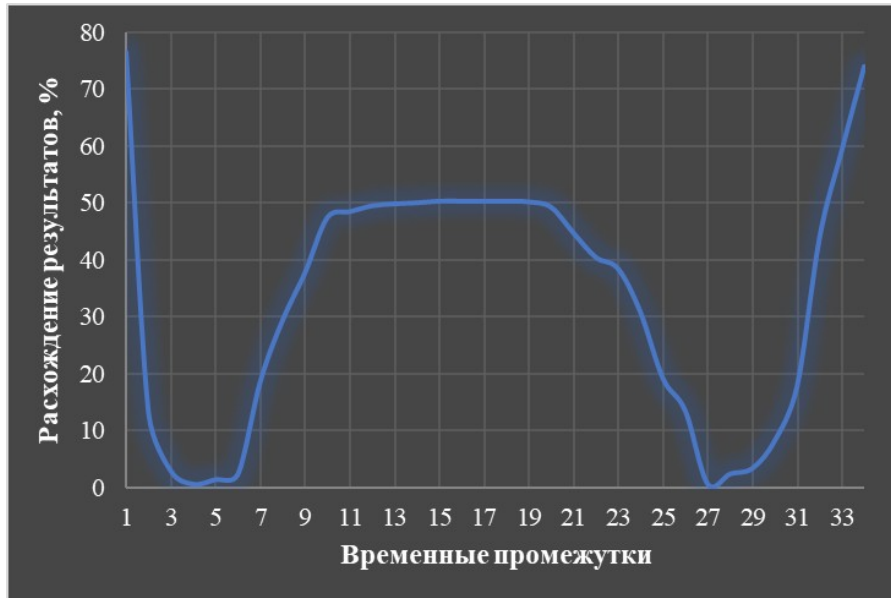


Рисунок 2 - Зависимость расхождения полученных результатов расчета от времени выдержки ОТВС:  
 1-6 - временные промежутки от 0 до 2 с; 6-11 - временные промежутки от 2 до 150 с; 11-20 - временные промежутки от 150 до  $10^5$  с; 20-27 - временные промежутки от  $10^5$  до  $6 \cdot 10^7$  с  
 DOI: <https://doi.org/10.60797/IRJ.2024.143.155.2>

На втором этапе исследования была рассчитана мощность каждой кассеты (ТВС), выгруженной из активной зоны в случае необходимости выгрузки всей активной зоны. В среднем на перегрузку одной ТВС из активной зоны в ШХ приходится 10 мин. На рис. 3 представлена диаграмма значений мощности остаточного тепловыделения облученных тепловыделяющих сборок по завершению процесса выгрузки.

Оценка мощности ОТВС при выгрузке всей активной зоны осуществлялась с использованием формулы Унтермайера-Уэллса, что связано с использованием ее в качестве основной оценочной зависимости в АО «ИРМ», при этом время работы ТВС в АЗ зависит от энерговыработки, глубины выгорания U-235, массы U-235 и др.

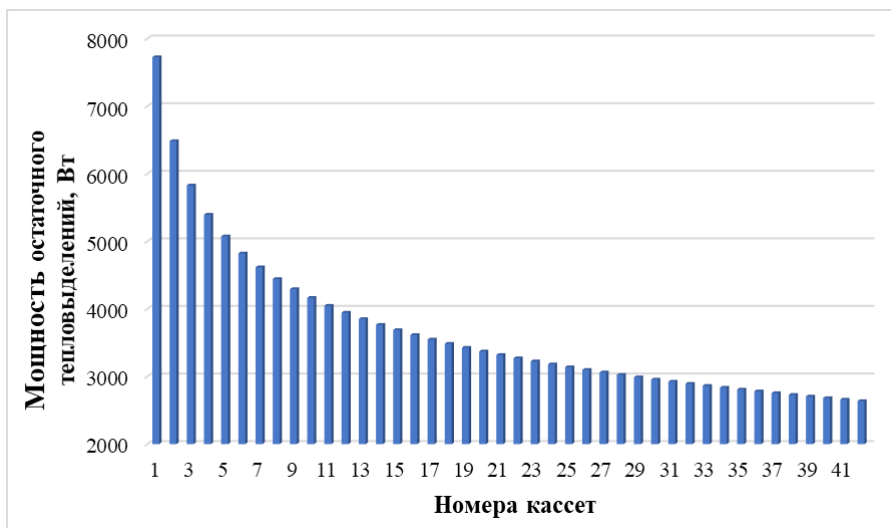


Рисунок 3 - График изменения мощности остаточных тепловыделений ОТВС:  
 1 – ОТВС выгруженная последней; 42 – ОТВС выгруженная первой  
 DOI: <https://doi.org/10.60797/IRJ.2024.143.155.3>

### Заключение

Проведен расчет остаточного тепловыделения ОТВС с использованием двух методик расчета, сравнение полученных данных. Для выбранных методик расхождение результатов варьируется от 0 до 80%.

На основании проведенного исследования по оценке мощности остаточного тепловыделения ОТВС при выгрузке всей АЗ в ШХ было выявлено, что суммарное тепловыделение всех ОТВС по завершению выгрузки составит 154,148 кВт, не учитывая тепловыделение ОТВС, уже размещенных в ШХ.

Полученные данные планируется использовать при дальнейшем расчете необходимых параметров для создания технологичной конструкции и определения эффективности разрабатываемой системы пассивного отвода тепла из шахты-хранилища.

### Конфликт интересов

Не указан.

### Рецензия

Все статьи проходят рецензирование. Но рецензент или автор статьи предпочли не публиковать рецензию к этой статье в открытом доступе. Рецензия может быть предоставлена компетентным органам по запросу.

### Conflict of Interest

None declared.

### Review

All articles are peer-reviewed. But the reviewer or the author of the article chose not to publish a review of this article in the public domain. The review can be provided to the competent authorities upon request.

### Список литературы / References

1. Ташлыков О.Л. Основы ядерной энергетики / О.Л. Ташлыков. — Екатеринбург: Издательство Уральского университета, 2016. — 212 с.
2. Russkikh I.M. Experimental and theoretical study of organometallic radiation-protective materials adapted to radiation sources with a complex isotopic composition / I.M. Russkikh [et al.] // Phys. Atom. Nucl. — 2015 — № 78. — P. 1451-1456.
3. Русских И.М. Исследовательский ядерный реактор ИВВ-2М / И.М. Русских // Атомная энергия. — 2016. — Т. 121. — Вып. 4. — С. 183-187.
4. Новиков Г.А. Обеспечение безопасности в области использования атомной энергии / Г.А. Новиков, О.Л. Ташлыков, С.Е. Щеклеин. — Екатеринбург: Издательство Уральского университета, 2017. — 552 с.
5. Ташлыков О.Л. Разработка оптимальных алгоритмов вывода АЭС из эксплуатации с использованием методов математического моделирования / О.Л. Ташлыков [и др.] // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2009. — №2. — С. 115-120.
6. Общие положения обеспечения безопасности исследовательских ядерных установок НП-033-11: утверждено приказом Федеральной службы по экологическому, технологическому и атомному надзору от 30 июня 2011 г. №348 // КонсультантПлюс. — Москва, 1997.
7. Shumkov D.E. Experimental investigations of temperature conditions in the storage pit of IVV-2M research nuclear reactor / D.E. Shumkov, O.L. Tashlykov and S.M. Glukhov // AIP Conference Proceedings. — 2022.
8. Shumkov D.E. Development of a passive removal heat system for the storage pit of IVV-2M research nuclear reactor / D.E. Shumkov, O.L. Tashlykov // AIP Conference Proceedings. — 2020.
9. Шумков Д.Е. Обеспечение безопасности эксплуатации и хранения ОТВС ИЯУ ИВВ-2М с использованием системы пассивного расхолаживания шахты-хранилища / Д.Е. Шумков, О.Л. Ташлыков, С.М. Глухов // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Ядерно-реакторные константы. — 2023. — № 3. — С. 115-124.
10. Куртеев А.В. Расчетная оценка отвода остаточных тепловыделений от шахты-хранилища облученных топливных сборок в строительные конструкции / А.В. Куртеев [и др.] // Энерго- и ресурсосбережение. Энергообеспечение. Нетрадиционные и возобновляемые источники энергии. Атомная энергетика: материалы Международной конференции. — Екатеринбург: УрФУ, 2018. — С. 828-833.
11. Овчинников Ф.Я. Эксплуатационные режимы водо-водяных энергетических реакторов / Ф.Я. Овчинников, В.В. Семёнов. — М.: Энергоатомиздат, 1988. — 359 с.
12. Cottrell W.B. U.S. Reactor Containment Technology: a Compilation of Current Practice in Analysis, Design, Construction, Test, and Operation / W.B. Cottrell, A.W. Savolainen. — Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 1965.
13. Mzhachikh S.V. Calculation of the Isotopic Composition of Reactor Installations / S.V. Mzhachikh, A.V. Alekseev, A.N. Grebennikov et al. // Modeling the Processes of Burnup and Residual Energy Release of Nuclear Fuel in the CONCORD Software Package, in: Proceedings of the RFNC-VNIIEF (Section 2: Mathematical Modeling of Physical Processes). — Sarov, 2015. — P. 98-115
14. Алексеев Н.И. Статус MCU-5 / Н.И. Алексеев [и др.] // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. — 2011. — Вып. 4. — С. 4-23.
15. Van Thuong T. Experimental and theoretical justification of passive heat removal system for irradiated fuel assemblies of the nuclear research reactor in a spent fuel pool / T. Van Thuong [et al.] // Nuclear Engineering and Technology. — 2023. — № 55. — P. 2088-2095.

### Список литературы на английском языке / References in English

1. Tashlykov O.L. Osnovy jadernoj jenergetiki [Fundamentals of nuclear Energy] / O.L. Tashlykov. — Ekaterinburg: Ural University Press, 2016. — 212 p. [in Russian]
2. Russkikh I.M. Experimental and theoretical study of organometallic radiation-protective materials adapted to radiation sources with a complex isotopic composition / I.M. Russkikh [et al.] // Phys. Atom. Nucl. — 2015 — № 78. — P. 1451-1456.
3. Russkikh I.M. Issledovatel'skij jadernyj reaktor IVV-2M [Experimental and theoretical study of organometallic radiation-protective materials adapted to radiation sources with a complex isotopic composition] / I.M. Russkikh // Atomnaja jenergija [Phys. Atom. Nucl]. — 2016. — Vol. 121. — Iss. 4. — P. 183-187. [in Russian]
4. Novikov G.A. Obespechenie bezopasnosti v oblasti ispol'zovanija atomnoj jenergii [Ensuring safety in the field of atomic energy use] / G.A. Novikov, O.L. Tashlykov, S.E. Shheklein. — Ekaterinburg: Ural University Publishing House, 2017. — 552 p. [in Russian]

5. Tashlykov O.L. Razrabotka optimal'nyh algoritmov vyvoda AJeS iz jekspluatacii s ispol'zovaniem metodov matematicheskogo modelirovaniya [Development of optimal algorithms for decommissioning nuclear power plants using mathematical modeling methods] / O.L. Tashlykov [et al.] // Izvestija vuzov. Jadernaja jenergetika [News of universities. Nuclear energy]. — 2009. — №2. — P. 115-120. [in Russian]
6. Obshhie polozhenija obespechenija bezopasnosti issledovatel'skih jadernyh ustanovok NP-033-11 [General provisions for ensuring the safety of research nuclear installations NP-033-11]: approved by Order of the Federal Service for Environmental, Technological and Nuclear Supervision dated June 30, 2011 No. 348 // Konsul'tantPljus [ConsultantPlus]. — Moscow, 1997. [in Russian]
7. Shumkov D.E. Experimental investigations of temperature conditions in the storage pit of IVV-2M research nuclear reactor / D.E. Shumkov, O.L. Tashlykov and S.M. Glukhov // AIP Conference Proceedings. — 2022.
8. Shumkov D.E. Development of a passive removal heat system for the storage pit of IVV-2M research nuclear reactor / D.E. Shumkov, O.L. Tashlykov // AIP Conference Proceedings. — 2020.
9. Shumkov D.E. Obespechenie bezopasnosti jekspluatacii i hranenija OTVS IJaU IVV-2M s ispol'zovaniem sistemy passivnogo rasholazhivaniya shahty-hranilishha [Ensuring the safety of operation and storage of SFAS IYAU IVV-2M using a passive cooling system of a storage mine] / D.E. Shumkov, O.L. Tashlykov, S.M. Gluhov // Voprosy atomnoj nauki i tehniki. Serija: Jaderno-reaktornye konstanty [Issues of atomic science and technology. Series: Nuclear reactor constants]. — 2023. — № 3. — P. 115-124. [in Russian]
10. Kurteev A.V. Raschetnaja ocenka otvoda ostatocnyh teplovydelenij ot shahty-hranilishha obluchennyh toplivnyh sborok v stroitel'nye konstrukcii [A calculated assessment of the removal of residual heat from the storage mine of irradiated fuel assemblies into building structures] / A.V. Kurteev [et al.] // Jenergo- i resursoberezhenie. Jenergoobespechenie. Netradicionnye i vozobnovljaemye istochniki jenerгии. Atomnaja jenergetika [Energy and resource conservation. Energy supply. Non-traditional and renewable energy sources. Nuclear power engineering]: proceedings of the International Conference. — Ekaterinburg: UrFU, 2018. — P. 828-833. [in Russian]
11. Ovchinnikov F.Ja. Jekspluacionnye rezhimy vodo-vodjanyh jenergeticheskikh reaktorov [Operational modes of water-water power reactors] / F.Ja. Ovchinnikov, V.V. Semjonov. — M.: Jenergoatomizdat, 1988. — 359 p. [in Russian]
12. Cottrell W.B. U.S. Reactor Containment Technology: a Compilation of Current Practice in Analysis, Design, Construction, Test, and Operation / W.B. Cottrell, A.W. Savolainen. — Oak Ridge: Oak Ridge National Laboratory, 1965.
13. Mzhachikh S.V. Calculation of the Isotopic Composition of Reactor Installations / S.V. Mzhachikh, A.V. Alekseev, A.N. Grebennikov et al. // Modeling the Processes of Burnup and Residual Energy Release of Nuclear Fuel in the CONCORD Software Package, in: Proceedings of the RFNC-VNIIEF (Section 2: Mathematical Modeling of Physical Processes). — Sarov, 2015. — P. 98-115
14. Alekseev N.I. Status MCU-5 [Staff MCU-5] / N.I. Alekseev [et al.] // VANT. Ser. Fizika jadernyh reaktorov [VANT. Ser. Physics of Nuclear Reactors]. — 2011. — Iss. 4. — P. 4-23. [in Russian]
15. Van Thuong T. Experimental and theoretical justification of passive heat removal system for irradiated fuel assemblies of the nuclear research reactor in a spent fuel pool / T. Van Thuong [et al.] // Nuclear Engineering and Technology. — 2023. — № 55. — P. 2088-2095.