

УДК 621.039.7

EDN LCCQJD

## Температурный режим пунктов глубинного захоронения высокорadioактивных отходов

**В.И. Мальковский, С.В. Юдинцев**  
ИГЕМ РАН, Москва  
*malk@igem.ru, s.v.yudintsev@yandex.ru*

*Оценено влияние температуры на безопасность хранилища остеклованных высокоradioактивных отходов (ВАО). Предполагается, что контейнеры с ВАО размещены в скважинах, пробуренных в подошве подземных галерей хранилища. Рассмотрен теплообмен ВАО с бентонитовым буферным слоем и породами. Предложен метод численного моделирования теплообмена с учетом зависимости тепловыделения от состава ВАО и длительности их временного хранения перед окончательным размещением. Проведена оценка влияния параметров ВАО, толщины буферного слоя и диаметра скважин на температурный режим. Основное влияние на температуру в хранилище оказывают содержание в отходах осколочных радионуклидов и диаметр блоков ВАО. В меньшей степени на рост температуры влияет толщина буферного слоя. Максимальная температура значительно уменьшается, если перед захоронением отходы содержались во временном хранилище в течение 50 лет для снижения уровня тепловыделения. Приведена формула для приблизительной оценки максимальной температуры ВАО в хранилище.*

**Ключевые слова:** радиоактивные отходы, захоронение, радионуклиды, тепловыделение, теплопроводность, породы

---

## Thermal mode of operation of deep underground repositories for high-level radioactive waste

**V.I. Malkovsky, S.V. Yudintsev**  
IGEM RAS, Moscow  
*malk@igem.ru, s.v.yudintsev@yandex.ru*

*Influence of thermal mode on safety of a deep underground repository for vitrified high-level waste (URHLW) was analyzed. The case is considered where canisters of the waste are disposed in boreholes drilled at the bottom of galleries of the URHLW. A model of the heat transfer between the HLW blocks, the buffer layer separating the HLW canisters from the borehole walls, and the surrounding rock is developed, taking into account the dependence of the HLW heat generation rate on time, waste composition, and the time of interim storage of the HLW prior to final disposal. A method of numerical simulation of the heat transfer is developed. The content of short-lived radionuclides in HLW and diameter of the canisters have a decisive influence on the maximum temperature in URHLW. The thickness of buffer layer has a less effect on the temperature increasing. The maximum temperature in a repository decreases significantly if the HLW will be held in interim storage for 50 years before disposal to reduce the heat generation rate. An analytical expression is derived for an approximate estimate of the maximum temperature in URHLW.*

**Keywords:** radioactive waste, burial, radionuclides, heat release, thermal conductivity, rocks

---

## Введение

При оценке безопасности пунктов глубинного захоронения радиоактивных отходов (ПГЗРО) необходимо учитывать, что вследствие радиоактивного распада в высокоактивных отходах (ВАО) выделяется тепло. Рост температур в ПГЗРО за счет тепловыделения может вызвать нежелательные последствия. Во-первых, это приведет к разуплотнению пород, росту термических напряжений и трещиноватости, увеличению проницаемости [1]. Главным механизмом распространения радиоактивного загрязнения от ПГЗРО в геологической среде является перенос радионуклидов подземными водами, движущимися в породах по системам пор и трещин. За счет роста проницаемости увеличивается скорость распространения радиоактивного загрязнения в подземной среде. Во-вторых, вместе с породами нагреваются и насыщающие их подземные воды. Это приведет к развитию тепловой конвекции, восходящая ветвь которой направлена от загруженной части ПГЗРО к земной поверхности, что может увеличить поступление радионуклидов в биосферу [2]. В-третьих, интенсивность растворения отвержденных ВАО в подземных водах повышается с ростом температуры [3]. Кроме того, рост температуры может вызвать трансформацию (раскристаллизацию) стеклообразной матрицы в формы, которые значительно лучше растворимы в подземных водах [4].

Таким образом, определение теплового режима ПГЗРО имеет большое значение для анализа надежности изоляции ВАО. Целью работы является расчет теплообмена блоков ВАО с окружающими их элементами ПГЗРО и породами с учетом состава отходов и длительности предварительного содержания ВАО во временном хранилище перед окончательным размещением в ПГЗРО.

### Математическая модель теплообмена в ПГЗРО

В рассматриваемых в настоящее время проектах предполагается, что ПГЗРО представляет собой систему подземных галерей, расположенных на глубине 500–700 м и соединенных с земной поверхностью технологическими и грузочными шахтными стволами [5]. Контейнеры с остеклованными ВАО будут размещаться в относительно коротких (десятки м) скважинах, пробуренных в основании галерей. Пространство между контейнерами с ВАО и стенками скважин заполняет буферный слой (рис. 1).

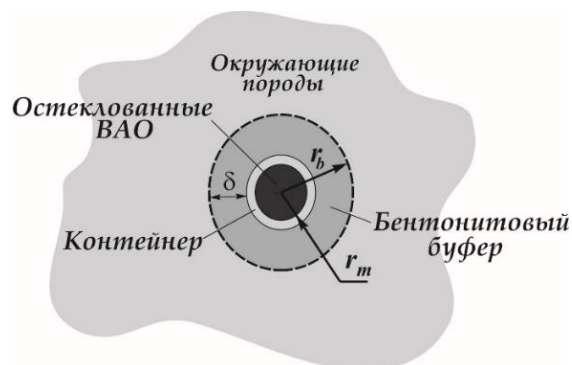


Рис. 1. Схема поперечного (горизонтального) сечения контейнера с ВАО в ПГЗРО

В качестве буфера предлагается использовать бентонитовые глины, обладающие низкой проницаемостью и высокими сорбционными свойствами по отношению ко многим радионуклидам, находящимся в составе ВАО. Теплопроводность бентонита меньше, чем у кристаллических пород, в которых предполагается разместить ПГЗРО. В связи с этим бентонит может играть роль теплоизолятора для контейнеров с ВАО, то есть наличие бентонитового буфера может привести к увеличению температуры ВАО.

Среди радионуклидов, содержащихся в ВАО, основной вклад в тепловыделение вносят малые актиниды ( $^{241}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ ) и осколочные радионуклиды ( $^{90}\text{Sr}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ). Метод расчета интенсивности тепловыделения ВАО, содержащих такие радионуклиды описан в [2, 6]. Помимо распада исходных изотопов следует также учитывать тепловыделение, обусловленное распадом их дочерних элементов. Рассмотрим малые актиниды  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{244}\text{Cm}$ . Их распад и образование дочерних элементов описываются уравнениями

$$\frac{d\rho_{1,i}}{dt} = -\chi_{1,i}\rho_{1,i},$$

$$\frac{d\rho_{n+1,i}}{dt} = \frac{\chi_{n,i}\rho_{n,i}A_{n+1,i}}{A_{n,i}} - \chi_{n+1,i}\rho_{n+1,i}, \text{ при } n \geq 1, \quad (1)$$

где  $\rho_{n,i}$  — плотность  $n$ -го по счету дочернего элемента в цепочке распада  $i$ -го малого актинида ( $i = 1$  для  $^{241}\text{Am}$  и  $i = 2$  для  $^{244}\text{Cm}$ );  $A_{n,i}$  — атомный вес  $n$ -го дочернего изотопа в цепочке распада  $i$ -го малого актинида;  $\chi_{1,i}$  — константа распада  $n$ -го по счету дочернего изотопа в цепочке распада  $i$ -го малого актинида ( $\chi = \ln 2 / t_{hl}$ , где  $\chi$  — константа распада радионуклида,  $t_{hl}$  — период полураспада этого радионуклида);  $t$  — время. Расчеты ограничивались первыми тремя дочерними изотопами (т.е.  $n = 1, 2, 3$ ).

Начальные условия для уравнения (1) записываются в виде:

$$\rho_{n,i}(0) = \begin{cases} \rho_0^i, & \text{если } n = 1; \\ 0, & \text{если } n \geq 2. \end{cases}, \quad \rho_0^i = \rho_m \gamma_A \gamma_i, \quad (2)$$

где  $\rho_m$  – плотность консервирующей матрицы ВАО;  $\gamma_A$  – массовая доля актинидов в консервирующей матрице ВАО;  $\gamma_i$  – массовая доля  $i$ -го радионуклида в актинидах.

(1) – система обыкновенных дифференциальных уравнений с постоянными коэффициентами. Аналитическое решение задачи Коши (1)-(2) приведено в [2].

Общее тепловыделение  $\Omega(t)$  в единичном объеме ВАО определяется выражением:

$$\Omega(t) = \sum_{i=1}^2 \sum_{n=1}^3 \rho_{n,i}(t) Q_{n,i} + \Omega_{fr}(t),$$

где  $Q_{n,i}$  – удельное тепловыделение единичной массы  $n$ -го дочернего изотопа в цепочке распада  $i$ -го малого актинида;  $\Omega_{fr}(t)$  – тепловыделение в единичном объеме ВАО за счет распада осколочных радионуклидов. Величина  $\Omega_{fr}(t)$  определяется выражением

$$\Omega_{fr}(t) = \rho_m [435 \gamma_{Cs} \exp(-t \chi_{Cs}) + 1035 \gamma_{Sr} \exp(-t \chi_{Sr})],$$

где  $\gamma_{Sr}, \gamma_{Cs}$  – исходные массовые содержания  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$  в матрице;  $\chi_{Sr}, \chi_{Cs}$  – константы распада  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$ .

За исключением концевых частей контейнера, теплообмен между ВАО, буфером и породами в основном осуществляется в радиальном направлении от оси контейнера (рис. 1). Обозначим  $T$  – температуру,  $r$  – расстояние точки от оси контейнера. Температура удовлетворяет уравнению нестационарной теплопроводности вида:

$$\frac{\partial T}{\partial t} \rho(r) c(r) = \frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left[ \lambda(r) r \frac{\partial T}{\partial r} \right] + \omega(t, r) \quad (3)$$

где  $\rho, c, \lambda$  – плотность, удельная теплоемкость и теплопроводность. При  $r < r_m$  – это свойства остеклованных ВАО, при  $r_m < r < r_b$  – свойства буферного слоя, при  $r > r_b$  – свойства пород ПГЗРО. При  $r < r_m$   $\omega(t, r) = \Omega(t)$ , при  $r > r_m$   $\omega(t, r) \equiv 0$ .

Известно большое число публикаций по точным аналитическим решениям подобных краевых задач [7]. Методы получения таких решений описаны в классической монографии [8]. Однако точными они могут считаться лишь условно. В случаях цилиндрической симметрии задачи ее решение обычно приводится в виде ряда, члены которого содержат функции Бесселя и Инфельда. Цилиндрические функции, в свою очередь, также могут быть представлены в виде рядов, которые, хотя и сходятся, но содержат члены, по абсолютной величине на много порядков превышающие сумму ряда. С учетом конечной разрядности компьютера это может привести к серьезным ошибкам, особенно при больших значениях аргументов цилиндрических функций, которые неизбежно появляются в решениях задачи теплопроводности, представленных в виде рядов. В связи с этим для решения сравнительно простых краевых задач, подобных рассматриваемой, быстрее и проще использовать численные методы [9].

Уравнение (3) с учетом граничных и начальных условий интегрировалось полуявным шеститочечным методом [9]. При этом не учтено наличие контейнера, поскольку: 1) толщина стенок контейнера невелика ( $\cong 10^{-2}$  м), 2) теплопроводность металла на порядки выше теплопроводности остальных материалов (ВАО, буфера, пород). Поэтому влиянием стенок контейнера на теплоотдачу ВАО можно пренебречь.

## Результаты моделирования

Зависимость удельного тепловыделения от времени показана на рис. 2. Из кривых 1 и 2 на рис. 2б, можно видеть, что основной вклад в тепловыделение на отрезке до 200 лет вносят радионуклиды  $^{137}\text{Cs}$  и  $^{90}\text{Sr}$  с периодами полураспада 30.2 и 28.9 лет.

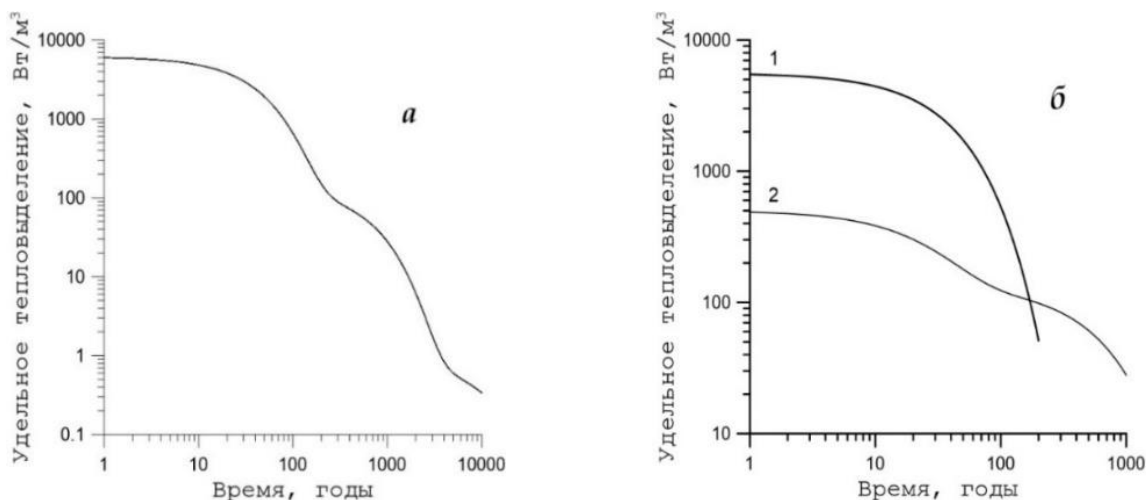


Рис. 2. Зависимость удельного тепловыделения остеклованных ВАО от времени.  
а) массовая доля радионуклидов в ВАО: 0.9%  $^{241}\text{Am}$ , 0.1%  $^{244}\text{Cm}$ , 0.25%  $^{137}\text{Cs}$ , 0.1%  $^{90}\text{Sr}$ ;  
б) вклад фракций: 1 – 0.25%  $^{137}\text{Cs}$  и 0.1%  $^{90}\text{Sr}$ , 2 – малые актиниды (0.9%  $^{241}\text{Am}$  и 0.1%  $^{244}\text{Cm}$ ).

Зависимость от времени температуры ВАО в ПГЗРО при диаметре контейнера 20 см и толщине буферного слоя 10 см, а также распределение температур в породах через различное время после заполнения ПГЗРО отходами показаны на рис. 3.

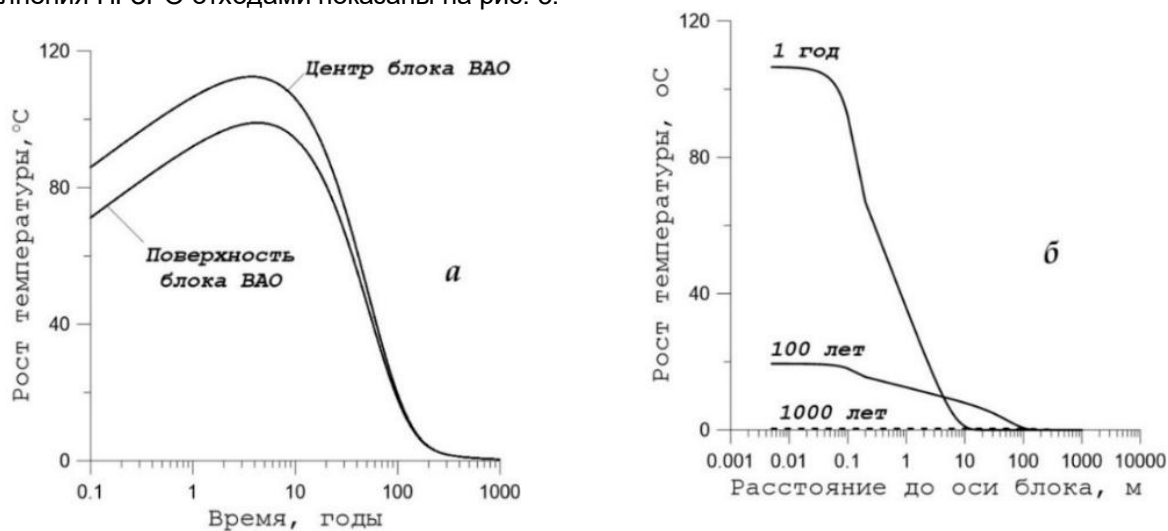


Рис. 3. Зависимость температуры блока ВАО (а) и распределение температур в породах через различное время после загрузки ВАО (б)  
 $2r_m$  – 20 см,  $r_b$  – 10 см, массовые содержания радионуклидов в ВАО на момент загрузки: 0.25%  $^{137}\text{Cs}$ , 0.1%  $^{90}\text{Sr}$ , 0.9%  $^{241}\text{Am}$ , и 0.1%  $^{244}\text{Cm}$ .

В отсутствие в рассмотренных ВАО малых актинидов температуры будут несколько меньше приведенных на рис. 3, но отличия не превышают нескольких градусов (рис. 4).

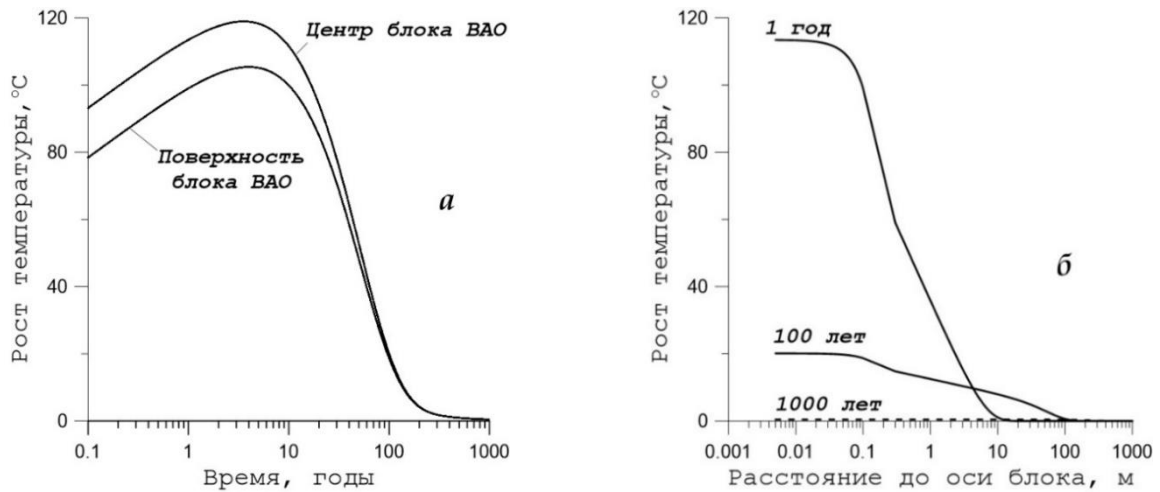


Рис. 4. Зависимость температуры блока ВАО (а) и распределения температур в породах через различное время после загрузки ВАО (б)

$2r_m = 20$  см,  $r_b = 20$  см, содержания радионуклидов на момент загрузки: 0.25%  $^{137}\text{Cs}$ , 0.1%  $^{90}\text{Sr}$ .

Температуры в ПГЗРО и окружающих породах при отсутствии малых актинидов в остеклованных ВАО и для тех же содержаний осколочных радионуклидов при  $2r_m = 20$  см, но в два раза более толстом буферном слое бентонита ( $r_b = 20$  см), приведены на рис. 5.

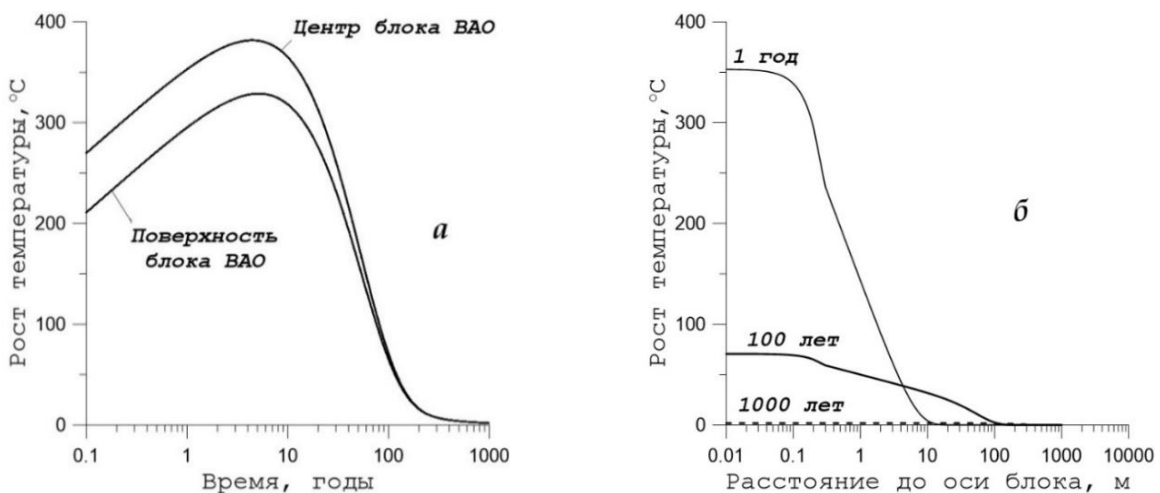


Рис. 5. Зависимость температуры блока ВАО (а) и распределения температур в породах через различное время после загрузки ВАО (б)

$2r_m = 40$  см,  $r_b = 10$  см, содержания радионуклидов на момент загрузки: 0.25%  $^{137}\text{Cs}$ , 0.1%  $^{90}\text{Sr}$ .

Температуры в ПГЗРО и окружающих породах при отсутствии малых актинидов в ВАО и тех же содержаниях осколочных радионуклидов при  $2r_m = 0.4$  м и толщине буферного слоя  $r_b = 10$  см приведены на рис. 5. Видно, что, с увеличением диаметра блоков остеклованных ВАО до 40 см, их температура возрастает и может достичь неприемлемо высоких величин около 400 °C. Дальнейшие расчеты показали, что при нахождении ВАО во временном хранилище в течение 50 лет для снижения их тепловыделения перед захоронением, температура остеклованных ВАО в подземном хранилище составит менее 170 °C. Предложенную модель

можно использовать при оценке теплового режима для любых сценарных условий ПГЗРО: размера блоков и состава остеклованных ВАО, глубины их размещения, толщины буферного слоя и др.

В общем случае наличие соседних скважин может оказать влияние на температуру ВАО. Однако из рис. За следует, что, вследствие сравнительно быстрого убывания интенсивности тепловыделения, максимум температур в блоке ВАО достигается через 7–8 лет после загрузки ВАО. За это время существенные температурные возмущения от соседних скважин распространяются на расстояние порядка 20 м.

При таких расстояниях между соседними скважинами их взаимное тепловое влияние можно не учитывать.

### Выводы

Из результатов расчетов следует, что значение удельного тепловыделения в ВАО рассмотренного типа определяется преимущественно осколочными радионуклидами  $^{90}\text{Sr}$  и  $^{137}\text{Cs}$ . Наличие буфера, являющегося теплоизолятором, приводит к увеличению максимальной температуры ВАО, однако с изменением толщины слоя от 10 см до 20 см этот рост не превысит 10 °С. В значительно большей степени на максимальную температуру ВАО влияет диаметр блоков ВАО. Например, в рассмотренных примерах при увеличении диаметра от 20 см до 40 см максимальная температура возросла от 112 °С до 385 °С. Однако если эти ВАО перед окончательным размещением в ПГЗРО выдерживались в течение 50 лет во временном хранилище для снижения уровня тепловыделения, то максимальная температура уменьшалась с 385 °С до 170 °С.

На основании приведенных выше результатов моделирования можно предложить выражение для приближенного расчета максимальной температуры ВАО в ПГЗРО

$$T_{max} = 330 \cdot \Omega_0 (0.95 + 0.525\delta) d^{1.76},$$

где  $T_{max}$  – максимальная температура ВАО в ПГЗРО (°С);  $\Omega_0$  – начальное значение интенсивности тепловыделения в ВАО (кВт/м<sup>3</sup>);  $\delta$  – толщина буферного слоя (м);  $d$  – диаметр блока (м). Отметим, что результаты расчетов относятся к росту начальной температуры пород на глубине размещения ВАО в ПГЗРО. Она зависит от величины геотермического градиента, характеризующего увеличение температуры с глубиной. Поэтому для определения истинной температуры ВАО в ПГЗРО следует к расчетным значениям температуры добавить величину  $h\Gamma$ , где  $h$  – глубина размещений ВАО (км),  $\Gamma$  – геотермический градиент, составляющий около 25 °С/км. Для шахтных хранилищ эта начальная температура не превысит 20 °С, но для глубоких скважинных хранилищ с размещением отвержденных ВАО на глубинах от 3 до 5 км она может достигать 150 °С.

### Благодарности

Исследование выполнено по теме НИР государственного задания ИГЕМ РАН. Авторы благодарны рецензентам за потраченное на статью время и сделанные замечания.

### Список литературы

1. Шмонов В.М., Витовтова В.И., Жариков А.В. Флюидная проницаемость пород земной коры. М.: Научный мир, 2002. 216 с. [1]
2. Malkovsky V., Yudin S. Analysis of safety of a borehole repository for vitrified high-level nuclear waste // *Progress in Nuclear Energy*. 2022. Vol. 144. 104075. [2]
3. Gin S., Ribet I., Peugeot S., Delaye J.-M. Long-term behavior of glasses // In "Nuclear waste conditioning", J.-F. Pansot (ed.). Paris: CEA, 2009. P. 51–64. [3]
4. Malkovsky V.I., Yudin S.V., Aleksandrova E.V. Influence of Na-Al-Fe-P glass alteration in hot non-saturated vapor on leaching of vitrified radioactive wastes in water // *Journal of Nuclear Materials*. 2018. Vol. 518. P. 212–218. [4]
5. Кочкин Б.Т., Мальковский В.И., Юдинцев С.В. Научные основы оценки безопасности геологической изоляции долгоживущих радиоактивных отходов (Енисейский проект). М.: ИГЕМ РАН, 2017. 384 с. [5]
6. Мальковский В.И. Перенос техногенных радионуклидов в земной коре. М.: Сам Полиграфист, 2020. 190 с. [6]
7. Карташев Э.М., Кудинов В.А. Аналитические методы теории теплопроводности и ее приложений. Изд. 4-е, перераб. и доп. М.: Ленанд, 2018. 1080 с. [7]
8. Карслоу Г., Егер Д. Теплопроводность твердых тел. М.: Наука, 1964. 487 с. [8]
9. Роуч П. Вычислительная гидродинамика. М.: Мир, 1980. 616 с. [9]

Поступила в редакцию / Received 17.07.2025

Поступила после рецензирования / Revised 19.11.2025

Принята к публикации / Accepted 12.12.2025