

## Вопросы безопасности подземного регионального могильника радиоактивных отходов на Кольском полуострове

Н.Н. Мельников<sup>1,2,3</sup>, В.П. Конухин<sup>1</sup>, В.А. Наумов<sup>1</sup>, П.В. Амосов<sup>1,4</sup>,  
С.А. Гусак<sup>1,3</sup>, А.В. Наумов<sup>1,5</sup>

<sup>1</sup> Горный институт КНЦ РАН

<sup>2</sup> Естественно-технический факультет АФ МГТУ, кафедра горного дела

<sup>3</sup> Горный факультет КФ ПетрГУ, кафедра горного дела и обогащения

<sup>4</sup> Физико-энергетический факультет КФ ПетрГУ, кафедра теплофизики

<sup>5</sup> Горный факультет КФ ПетрГУ, кафедра прикладной механики  
и инженерной графики

**Аннотация.** В статье представлены результаты исследований по обоснованию безопасности подземного регионального могильника радиоактивных отходов (РАО) в северо-западном регионе. Описываются используемые подходы, исходные данные по уровням активности радиологически опасных нуклидов, модельные представления могильника (ближнее поле, дальнее поле, биосфера). Обсуждаются результаты численных экспериментов, которые позволили авторам проекта сделать предварительный вывод о приемлемости всех рассмотренных площадок для размещения могильника РАО.

**Abstract.** The paper presents the results of investigations of a safe underground regional repository for radioactive waste (RW) in the North-West Russia. The approaches, initial data on the level of radiological dangerous nuclides' activity, model representations of a repository (near field, far field, biosphere) have been described. The results of numerical experiments which allowed to the authors of the Project to make preliminary conclusions about the adequacy of all the sites examined for a RW-repository disposal have been considered.

### 1. Введение

В Мурманской и Архангельской областях при эксплуатации, ремонте и выводе из эксплуатации ядерно-энергетических установок на атомных судах Северного флота и Мурманского морского пароходства, а также атомных энергоблоков Кольской АЭС (КАЭС) образуется значительное количество радиоактивных отходов. РАО образуются также при использовании радионуклидных источников в промышленности, медицинских и научных учреждениях. В настоящее время только часть РАО подвергается предварительной переработке, значительная же их доля направляется на временное хранение без переработки. Отходы КАЭС хранятся во временных хранилищах на площадке АЭС, а для хранения отходов атомных флотов используются береговые и плавучие технические базы. Большая часть временных хранилищ РАО не приспособлена для долговременной эксплуатации, не соответствует современным требованиям безопасности и представляет опасность для окружающей среды.

Основная стратегия обращения с РАО в регионе заключается в том, что все радиоактивные отходы после кондиционирования должны направляться на захоронение в региональный могильник. В рамках проекта ТАСИС R4.10/95 Горным институтом КНЦ РАН совместно с российскими и зарубежными партнерами была выполнена инвентаризация кондиционированных отходов, которые должны направляться в подземное хранилище. Данные по активности для основных радионуклидов, содержащихся в отходах, с учетом динамики поступления отходов в хранилище и радиоактивного распада, представлены в табл. 1.

В табл. 2 представлена информация об объемах и числе контейнеров, необходимых для размещения кондиционированных РАО. Из данных табл. 2 следует, что в региональном могильнике потребуется разместить около 160 тыс. м<sup>3</sup> упаковок с РАО, что примерно в 2,5 больше, чем в подземном хранилище РАО в Швеции. Полная активность РАО в региональном могильнике оценена на уровне  $2,1 \cdot 10^4$  ТБк, причем более 60 % активности определяется долгоживущими радионуклидами <sup>63</sup>Ni, <sup>90</sup>Sr и <sup>137</sup>Cs.

В соответствии с международной практикой и рекомендациями МАГАТЭ, выбор системы захоронения подземного хранилища базируется на данных о продолжительности потенциальной радиологической опасности РАО. Табл. 1 содержит данные только для ограниченного ряда радионуклидов, а именно <sup>60</sup>Co, <sup>63</sup>Ni, <sup>59</sup>Ni, <sup>90</sup>Sr, <sup>137</sup>Cs. В то же время имеются определенные данные о наличии актиноидов и долгоживущих радионуклидов (<sup>14</sup>C, <sup>79</sup>Se, <sup>129</sup>I, <sup>239</sup>Pu, <sup>240</sup>Pu, <sup>241</sup>Am и т.д.) в составе жидких и твердых РАО, образующихся при эксплуатации ядерных энергоблоков российских АЭС и судовых ядерно-энергетических установок. Поэтому для более полной характеристики РАО в проекте были выполнены

дополнительные оценки и использован западноевропейский опыт описания радионуклидного состава отходов, основанный на знании корреляционных связей между хорошо детектируемыми (реперными) радионуклидами ( $^{60}\text{Co}$ ,  $^{137}\text{Cs}$ ) и трудно определяемыми  $\beta$ - и  $\alpha$ -активными долгоживущими осколками деления, продуктами активации и актиноидами. Данные по активностям представлены в табл. 3.

Таблица 1. Максимальная активность отходов к 2020 году

Производитель	Отходы	Активность		Общая активность, ТБк				
		удельная мКи/кг	общая (ТБк)	$^{60}\text{Co}$	$^{137}\text{Cs}$	$^{90}\text{Sr}$	$^{59}\text{Ni}$	$^{63}\text{Ni}$
СФ	цементированная зола	1.0	23.8	1.64	15.9	6.29	0	0
СФ	горячее прессование	1.0	17.6	0.36	13.8	3.43	0	0
СФ	суперпрессование	3.0	300	5.30	205	50.8	0.81	38.4
СФ	неперерабатываемые II группы	3.0	1100	224	261	215.	5.14	391
СФ	неперерабатываемые I и II группы	0.3	24.8	4.51	4.37	4.33	0.17	11.5
СФ	битуминизированные	2.5	44.8	1.31	35.5	7.53	0	0
СФ	битуминизированные	10.	75.6	2.21	59.9	12.7	0	0
СФ	шламы	1.0	18.7	0.50	3.24	11.3	0.07	3.64
КАЭС	переработанные ТРО	0.4	33.5	12.1	18.7	0	0	2.63
КАЭС	переработанные ТРО	0.4	48.2	17.4	27.0	0	0	3.80
КАЭС	неперерабатываемые ТРО	10.	559	111	287	0	0	161
КАЭС	перерабатываемые ТРО	2200	17900	5370	0	0	89.5	10200
КАЭС	отвержденные ЖРО	0.4	577	16.1	561	0	0	0
АТОМФЛОТ	отвержденные ЖРО	1.0	206	6.35	160	36.6	0	0
АТОМФЛОТ	отвержденные смолы	10.	176	31.4	60.8	75.3	0	0
Итого (ТБк)			21100	5800	1710	430	96	10820

Таблица 2. Распределение объемов и количества контейнеров с РАО по мощности дозы на поверхности упаковок (объем, м<sup>3</sup> / число контейнеров)

Тип контейнера	Мощность дозы, мЗв/ч			Всего
	менее 0.1	0.1 ÷ 10	более 10	
НЗК	46800/11100	104000/55500	5700/5400	157000/72000

Таблица 3. Общая активность радионуклидов (на основе данных о характеристиках на 2020 г.)

Радионуклид	Реперный радионуклид	Корреляционный фактор		Активность, Бк			Итого
		камер	силоса <sup>d</sup> (контейнер 1.8)	камер	силоса <sup>d</sup> (контейнер 1.8)	силоса <sup>d</sup> (контейнер 1.10)	
$^{14}\text{C}$	$^{60}\text{Co}$	$2.90 \cdot 10^{-2a}$	$2.90 \cdot 10^{-2a}$	$1.40 \cdot 10^{13}$	$5.91 \cdot 10^8$	$1.49 \cdot 10^{13}$	$2.89 \cdot 10^{13}$
$^{59}\text{Ni}$	известно			$1.06 \cdot 10^{12}$	$8.95 \cdot 10^{13}$	$5.14 \cdot 10^{12}$	$9.57 \cdot 10^{13}$
$^{60}\text{Co}$	известно			$4.82 \cdot 10^{14}$	$5.37 \cdot 10^{15}$	$5.14 \cdot 10^{14}$	$6.37 \cdot 10^{15}$
$^{63}\text{Ni}$	известно			$2.33 \cdot 10^{14}$	$1.02 \cdot 10^{16}$	$4.11 \cdot 10^{14}$	$1.09 \cdot 10^{16}$
$^{79}\text{Se}$	$^{137}\text{Cs}$	$4.00 \cdot 10^{-6b}$		$6.93 \cdot 10^9$	0	$1.23 \cdot 10^9$	$8.16 \cdot 10^9$
$^{94}\text{Nb}$	$^{60}\text{Co}$	$1.20 \cdot 10^{-2a}$	$6.00 \cdot 10^{-5a}$	$5.78 \cdot 10^{12}$	$3.22 \cdot 10^{11}$	$3.08 \cdot 10^{10}$	$6.13 \cdot 10^{12}$
$^{99}\text{Tc}$	$^{137}\text{Cs}$	$4.20 \cdot 10^{-4b}$		$7.28 \cdot 10^{11}$	0	$1.30 \cdot 10^{11}$	$8.57 \cdot 10^{11}$
$^{129}\text{I}$	$^{137}\text{Cs}$	$1.00 \cdot 10^{-6b}$		$1.73 \cdot 10^9$	0	$3.08 \cdot 10^8$	$2.04 \cdot 10^9$
$^{137}\text{Cs}$	известно			$1.73 \cdot 10^{15}$	0	$3.08 \cdot 10^{14}$	$2.04 \cdot 10^{15}$
$^{239}\text{Pu}$	$^{137}\text{Cs}$	$1.44 \cdot 10^{-4a}$		$2.49 \cdot 10^{11}$	0	$4.44 \cdot 10^{10}$	$2.94 \cdot 10^{11}$
$^{240}\text{Pu}$	$^{137}\text{Cs}$	$1.44 \cdot 10^{-4a}$		$2.49 \cdot 10^{11}$	0	$4.44 \cdot 10^{10}$	$2.94 \cdot 10^{11}$
$^{241}\text{Pu}$	$^{137}\text{Cs}$	$3.50 \cdot 10^{-3a}$		$6.06 \cdot 10^{12}$	0	$1.08 \cdot 10^{12}$	$7.14 \cdot 10^{12}$
$^{241}\text{Am}$	$^{137}\text{Cs}$	$1.41 \cdot 10^{-3a}$		$2.44 \cdot 10^{12}$	0	$4.35 \cdot 10^{11}$	$2.88 \cdot 10^{12}$
$^{241}\text{Am} + ^{241}\text{Pu}^c$	$^{137}\text{Cs}$	$1.53 \cdot 10^{-3a}$		$2.65 \cdot 10^{12}$	0	$4.71 \cdot 10^{11}$	$3.12 \cdot 10^{12}$

<sup>a</sup> на основе корреляционных факторов Горного института (расчетные данные);

<sup>b</sup> на основе корреляционных факторов ANDRA;

<sup>c</sup> эквивалентная активность, исходя из предположения о том, что весь  $^{241}\text{Pu}$  распадается до  $^{241}\text{Am}$  в отходах;

<sup>d</sup> под силосом здесь и далее понимается модуль, предназначенный для захоронения высокоактивных отходов дистанционного обращения.

Для оценки того, какие нуклиды могут привести к наибольшему облучению, были изучены два упрощенных сценария облучения: сценарий потребления питьевой воды и сценарий интрузии человека. Результаты такой оценки (для примера в табл. 4 представлены результаты изучения сценария интрузии

человека) позволили отобрать следующие радионуклиды для последующего анализа:  $^{14}\text{C}$ ,  $^{59}\text{Ni}$ ,  $^{63}\text{Ni}$ ,  $^{79}\text{Se}$ ,  $^{94}\text{Nb}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{241}\text{Am}$ . Изотоп  $^{239}\text{Pu}$  имеет более длительный период полураспада, чем изотоп  $^{240}\text{Pu}$  с аналогичным поведением и радиотоксичностью, поэтому выбран только  $^{239}\text{Pu}$ .

Таблица 4. Рассчитанная доза для сценария исследования керна

Радионуклид	Зв/(Бк/м <sup>3</sup> )	Доза, полученная в сценарии исследования керна, Зв					
		1 [год]	100 [лет]	300 [лет]	1000 [лет]	3000 [лет]	10000 [лет]
$^{14}\text{C}$	$6.96 \cdot 10^{-18}$	$1.81 \cdot 10^{-8}$	$1.79 \cdot 10^{-8}$	$1.73 \cdot 10^{-8}$	$1.53 \cdot 10^{-8}$	$1.07 \cdot 10^{-8}$	$3.18 \cdot 10^{-9}$
$^{59}\text{Ni}$	$7.47 \cdot 10^{-18}$	$1.24 \cdot 10^{-7}$	$1.24 \cdot 10^{-7}$	$1.23 \cdot 10^{-7}$	$1.22 \cdot 10^{-7}$	$1.19 \cdot 10^{-7}$	$1.08 \cdot 10^{-7}$
$^{63}\text{Ni}$	$1.76 \cdot 10^{-18}$	$3.27 \cdot 10^{-6}$	$1.54 \cdot 10^{-6}$	$1.60 \cdot 10^{-7}$	$8.58 \cdot 10^{-11}$	0	0
$^{79}\text{Se}$	$3.04 \cdot 10^{-17}$	$6.55 \cdot 10^{-12}$	$6.54 \cdot 10^{-12}$	$6.52 \cdot 10^{-12}$	$6.45 \cdot 10^{-12}$	$6.25 \cdot 10^{-12}$	$5.62 \cdot 10^{-12}$
$^{94}\text{Nb}$	$4.45 \cdot 10^{-15}$	$2.75 \cdot 10^{-7}$	$2.74 \cdot 10^{-7}$	$2.71 \cdot 10^{-7}$	$2.62 \cdot 10^{-7}$	$2.36 \cdot 10^{-7}$	$1.68 \cdot 10^{-7}$
$^{99}\text{Tc}$	$9.00 \cdot 10^{-18}$	$2.04 \cdot 10^{-10}$	$2.04 \cdot 10^{-10}$	$2.04 \cdot 10^{-10}$	$2.03 \cdot 10^{-10}$	$2.01 \cdot 10^{-10}$	$1.94 \cdot 10^{-10}$
$^{129}\text{I}$	$1.18 \cdot 10^{-15}$	$6.35 \cdot 10^{-11}$	$6.35 \cdot 10^{-11}$	$6.35 \cdot 10^{-11}$	$6.35 \cdot 10^{-11}$	$6.35 \cdot 10^{-11}$	$6.35 \cdot 10^{-11}$
$^{137}\text{Cs}$	$1.72 \cdot 10^{-15}$	$9.29 \cdot 10^{-5}$	$9.21 \cdot 10^{-6}$	$9.00 \cdot 10^{-9}$	$8.31 \cdot 10^{-19}$	0	0
$^{239}\text{Pu}$	$2.65 \cdot 10^{-14}$	$2.06 \cdot 10^{-7}$	$2.05 \cdot 10^{-7}$	$2.03 \cdot 10^{-7}$	$1.98 \cdot 10^{-7}$	$1.81 \cdot 10^{-7}$	$1.36 \cdot 10^{-7}$
$^{240}\text{Pu}$	$2.65 \cdot 10^{-14}$	$2.06 \cdot 10^{-7}$	$2.04 \cdot 10^{-7}$	$1.97 \cdot 10^{-7}$	$1.77 \cdot 10^{-7}$	$1.29 \cdot 10^{-7}$	$4.48 \cdot 10^{-8}$
$^{241}\text{Pu}$	$5.08 \cdot 10^{-16}$	$9.59 \cdot 10^{-8}$	$7.78 \cdot 10^{-10}$	$4.17 \cdot 10^{-16}$	0	0	0
$^{241}\text{Am}$	$2.13 \cdot 10^{-14}$	$1.62 \cdot 10^{-6}$	$1.38 \cdot 10^{-6}$	$8.51 \cdot 10^{-7}$	$1.71 \cdot 10^{-7}$	$1.39 \cdot 10^{-9}$	$1.49 \cdot 10^{-16}$

В соответствии с геологическими и гидрогеологическими характеристиками перспективных площадок и радиологической опасностью РАО была выбрана концепция захоронения отходов в инженерных сооружениях на глубине около 100 м. Концептуальный проект регионального могильника разработан в рамках упомянутого выше международного проекта. Могильник РАО представлен комплексом вскрывающих выработок, транспортных галерей и модулей для размещения упаковок с РАО, суммарный объем которых составляет около 160 тыс. м<sup>3</sup>.

Процедура выбора площадок, приемлемых для размещения могильника РАО, включала в себя несколько стадий. На первой стадии были исключены из рассмотрения территории месторождений полезных ископаемых, все зоны крупных тектонических разломов и повышенной трещиноватости, а также массивы пород с нестабильными свойствами. На второй стадии был проведен детальный анализ геологической структуры и тектонической картины региона, его сейсмичности и палеосейсмичности, геоморфологии, геологических и гидрогеологических характеристик, а также топографии, климата, поверхностного стока и подземного водообмена. В результате на основе имеющейся информации были отобраны 16 площадок на территории Мурманской области, 6 площадок на материковой части Архангельской области и 3 площадки на архипелагах Новая Земля и Земля Франца-Иосифа. По каждой из этих площадок для последующего анализа и сравнения была сформирована база данных. На основе анализа фактических данных по площадкам и критериев для предварительной оценки безопасности были рекомендованы 4 площадки на Кольском полуострове, 2 площадки на материковой части Архангельской области, губа Башмачная на архипелаге Новая Земля.

Для перечисленных семи площадок исследовалась долговременная безопасность глубокого захоронения, в основном, отходов низкого и среднего уровня активности. Для шести из них проведены подробные расчеты переноса, в рамках которых выполнена также оценка мощности дозы, получаемой человеком в долговременной перспективе. Для одной площадки (в многолетнемерзлых породах на Новой Земле) было решено выполнить только оценку долговременной стабильности многолетнемерзлых пород, поскольку площадка неприемлема в случае нестабильности мерзлоты.

В детальных расчетах безопасности рассматривались следующие площадки: Кийявр, Дальние Зеленцы, Пояконда-Нигрозеро и Кузрека на Кольском полуострове; Большая Торожма и Шапочка в Архангельской области. Для всех этих площадок была продемонстрирована эффективность мультибарьерной системы захоронения для защиты человека от облучения. Наиболее важными барьерами, рассматривавшимися в анализе безопасности, были:

- твердая форма отходов, способная удерживать и ограничивать высвобождение радионуклидов;
- инженерные барьеры (цементная закладка, бентонитовые стены), которые:
  - обеспечивают изоляцию упаковок отходов от вмещающих пород;
  - ограничивают поток подземных вод до значений, при которых обеспечивается перенос веществ через них только за счет диффузии;
  - задерживают перенос радионуклидов, высвободившихся из упаковок отходов;
- вмещающая порода, которая:
  - изолирует отходы от геосферы и биосферы и защищает их от внешних воздействий и процессов на или около поверхности;

- обеспечивает благоприятные и стабильные механические, химические и гидрогеологические условия для инженерных барьеров;
- ограничивает количество подземных вод, контактирующих с закладочным материалом и упаковками отходов;
- разбавляет и диспергирует потенциально высвобождающиеся из хранилища радионуклиды.

Оценка радиологического воздействия от хранилища РАО состоит из двух последовательных этапов:

- определение сценария и выбор, при котором проводится систематический анализ признаков, событий и процессов (FEP's), способных повлиять на состояние системы хранилища;
- анализы последствий выбранных сценариев, при которых оцениваются соответствующие этим сценариям индивидуальные дозы.

Использованная в проекте процедура выбора сценариев идентична той, которая применяется SCK-CEN для идентификации сценария при рассмотрении предполагаемого хранилища в слое Boom-глины на площадке в Моле (Бельгия). Она соответствует рекомендациям рабочей группы OECD-NEA по идентификации и выбору сценариев для оценки эксплуатационных характеристик и состоит из следующих этапов:

- составление каталога FEP's (всего 130, включая природные явления, явления, относящиеся к деятельности человека, и эффекты хранилища и отходов);
- отбор существенных FEP's;
- разделение существенных FEP's на две категории: сценарий нормальной эволюции и альтернативный сценарий;
- FEP's биосферы: при разработке моделей биосферы рассматриваются только те FEP's, которые оказывают влияние на биосферу;
- классифицирование FEP's, которые могут привести к измененной эволюции системы хранилища в зависимости от их воздействия на хранилище;
- выбор наиболее подходящих сценариев.

В проекте сконцентрировано внимание на следующих сценариях:

- сценарий нормальной эволюции и
- альтернативные сценарии, которые включают:
  - попадание радионуклидов в водозаборную скважину откачки;
  - выявление разлома вблизи хранилища, разрушение барьеров и некачественное запечатывание транспортных выработок и вскрывающего ствола;
  - изменение климата;
  - интрузия человека или исследование керна.

В сценарии нормальной эволюции в различных элементах хранилища рассматривается только диффузионный перенос. Это означает, что все барьеры функционируют нормально, отсутствуют разломы, способные привести к усиленному переносу в области ближнего поля, все заглушки функционируют нормально в продолжение, по крайней мере, десяти тысяч лет, а геохимические условия в ближнем поле остаются оптимальными для удержания радионуклидов.

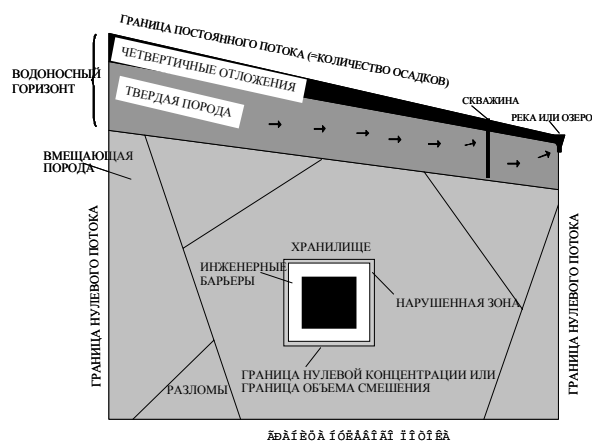
Для альтернативных сценариев предполагалось повреждение некоторых барьеров и проанализированы последствия этого. Среди прочего, сюда относятся некачественная изоляция выработок для захоронения и транспортных выработок, а также разрушение барьеров с низкой проницаемостью. Последствием такого нарушения может стать более свободный контакт подземных вод с отходами, приводящий к ускоренному выщелачиванию. Аналогичного эффекта можно ожидать при наличии разлома вблизи хранилища, когда вода, поступающая из разлома в хранилище, вызывает ускоренное выщелачивание. Эффекты подземных вод, протекающих в ближнем поле и вокруг него, исследовались численными методами на основе реалистичных значений скоростей подземных вод, полученных с помощью модели подземных вод.

Концептуальная модель физической системы, включающей хранилище и окружающие вмещающие породы вместе с выщелачивающимися водоносными горизонтами, представлена на рис. 1.

## 2. Ближнее поле

В состав ближнего поля входят зона отходов, инженерные барьеры и зона, нарушенная проходческими работами (EDZ). Схематичное представление концептуальной модели ближнего поля для горизонтальной выработки, когда рассматривается только диффузионный перенос во вмещающей среде, дает рис. 2.

При численных расчетах миграции радионуклидов из контейнеров с отходами через инженерные барьеры, нарушенную зону и, наконец, в окружающий массив пород, рассматриваются несколько физико-химических процессов. Этими процессами являются:



→ поток подземной воды

Рис. 1. Схематический вид концептуальной модели



Рис. 2. Схематическое представление концептуальной модели ближнего поля для горизонтальной выработки

- растворение кондиционированных отходов согласно простейшей модели растворения (т.е. полного мгновенного растворения в случае неограниченной растворимости радионуклида и, с другой стороны, растворение, ограниченное пределом растворимости);
- диффузионный перенос в зоне отходов, окружающих инженерных барьеров и вмещающей породе с учетом сорбции на матрице отходов и твердой фазе барьеров;
- адвективно-диффузионный перенос (или адвективно-дисперсный, так как гидродинамическая дисперсия включает молекулярную диффузию и механическую дисперсию) в пространстве между выработкой для захоронения и транспортной выработкой в случае сценария плохого запечатывания и сценария невыявленного разлома (с учетом сорбции);
- радиоактивный распад и образование дочерних радионуклидов.

Все вышеупомянутые процессы можно представить математически в виде стандартного уравнения адвекции-дисперсии, которое в двухмерном выражении для химического элемента, подвергающегося радиоактивному распаду, выглядит следующим образом:

$$R \frac{\partial C}{\partial t} = D_{ij} \frac{\partial}{\partial x_i} \left( \frac{\partial C}{\partial x_j} \right) - q_i / \eta \left( \frac{\partial C}{\partial x_i} \right) - R \lambda C,$$

где  $C$  – концентрация растворенного вещества;  $D_{ij}$  – тензор гидродинамической дисперсии;  $R$  – коэффициент задержки;  $\lambda$  – постоянная распада;  $q_i$  – поток Дарси;  $\eta$  – эффективная пористость.

Численное моделирование ближнего поля выполнялось с помощью компьютерного кода PORFLOW, разработанного в Лаборатории аналитических и вычислительных исследований (ACRi, США) и предназначенного для моделирования течения многофазных потоков, процессов тепло- и массопереноса в пористых средах с различной степенью насыщения. При этом геологическая среда может быть анизотропной или гетерогенной и содержать характерные элементы включений (трещины, скважины). Данный код предназначен для решения одно-, двух- и трехмерных задач.

Для выполнения исследований по ближнему полю хранилища была выполнена компиляция миграционных параметров радионуклидов, а именно: коэффициентов распределения и диффузии радионуклидов, эффективной пористости и насыпной плотности материалов инженерных барьеров, пределов растворимости элементов в условиях геохимического окружения.

Результатами моделирования ближнего поля являются потоки и концентрации активности радионуклидов на границе раздела ближнего и дальнего поля. Примерами рассчитанных потоков радионуклидов на указанной границе для камер и силоса в сценарии нормальной эволюции являются кривые, представленные на рис. 3а и 3б, соответственно. На рис. 4 приведены рассчитанные концентрации радионуклидов на той же границе для силоса в альтернативном сценарии.

Следует отметить, что единственными радионуклидами, мигрирующими через границу раздела ближнего и дальнего поля при значениях потоков, значительно превышающих  $10^{-10}$  Бк/год, в сценарии нормальной эволюции (рис. 3а и 3б) являются  $^{129}\text{I}$ ,  $^{59}\text{Ni}$ ,  $^{94}\text{Nb}$  и  $^{79}\text{Se}$ . Причем время, в течение которого наблюдается максимальное значение потока, варьируется от 100 тыс. до 10 млн лет. Все другие радионуклиды распадутся фактически полностью еще до того, как покинут ближнее поле. По сравнению со сценарием нормальной эволюции, рассчитанные концентрации радионуклидов в альтернативном сценарии

значительно выше (см. рис. 4). Если в сценарии нормальной эволюции максимальная концентрация  $^{129}\text{I}$  составляла  $8 \cdot 10^5 \text{ Бк/м}^3$ , то в условиях альтернативного сценария она достигает значения  $2 \cdot 10^8 \text{ Бк/м}^3$ . Другим важным эффектом альтернативного сценария является то, что максимальная концентрация наблюдается намного раньше, т.е. уже через несколько тысяч лет после запечатывания хранилища.

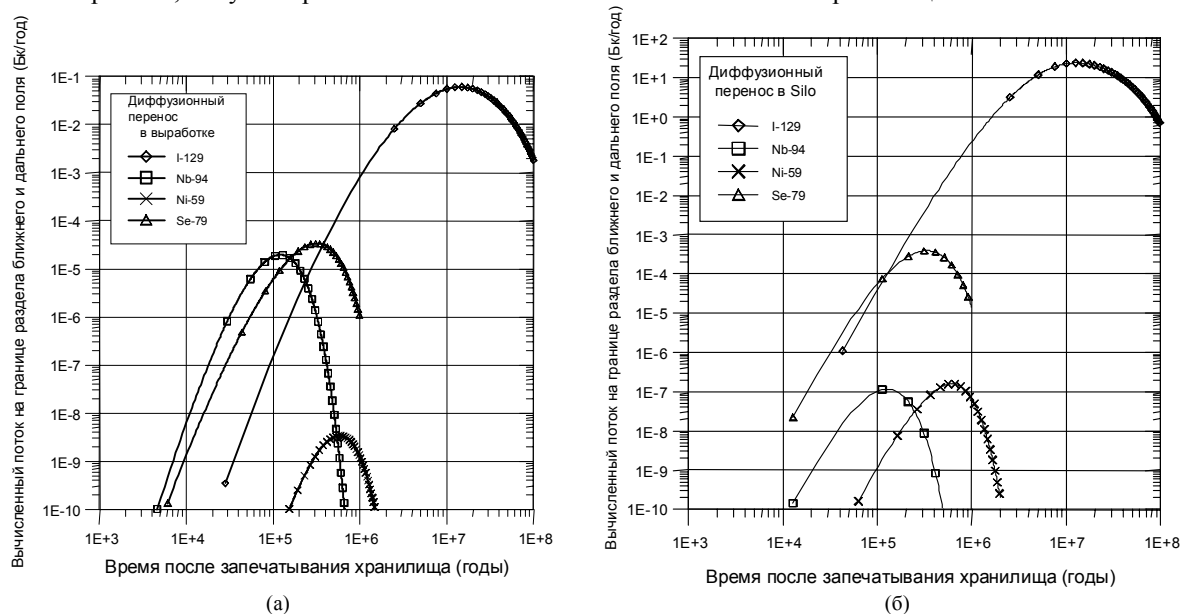
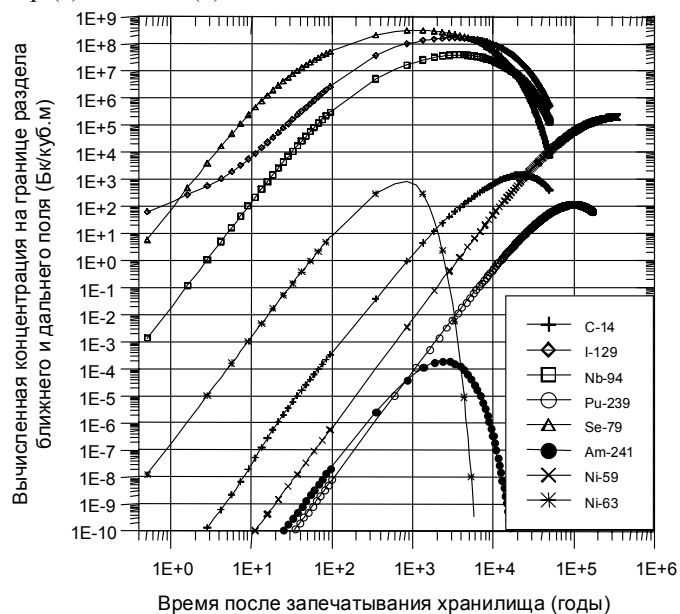


Рис. 3. Поток радионуклидов (Бк/год) на границе раздела ближнего и дальнего поля для камер (а) и силоса (б)

Рис 4. Концентрация радионуклидов (Бк/м<sup>3</sup>) на границе раздела ближнего и дальнего поля для силоса



### 3. Дальнее поле

Вмещающая порода и водоносные горизонты составляют дальнее поле. Концептуальные модели дальнего поля, а также необходимые для проведения вычислений параметры (коэффициенты гидравлической проводимости, коэффициенты водоупругости и пористости, дисперсии и диффузии), основаны на данных по геологии и гидрогеологии. Базовая концептуальная модель для дальнего поля описывает площадку, сложенную четвертичными осадочными породами, трещиноватыми выветренными скальными породами, перекрывающими более плотные скальные породы. Модели представляют насыщенный водой вмещающий массив и покрывающие пласты. Используются следующие граничные условия: условия Дирихле (т.е. постоянные пьезометрические напоры) для рек и озер и граничные условия Неймана (т.е. нулевой поток) для водоразделов. Зона водоносного горизонта по вертикали разбивается на 4-5 слоев с целью более адекватного представления различных гидрогеологических блоков. Во всех случаях предполагается, что хранилище, имеющее максимальную высоту 65 м для силоса, находится под слоем

плотных пород толщиной 50 м. Следовательно, для вмещающей породы были использованы 2 модельных слоя толщиной 50 м и 65 м, соответственно. Хранилище всегда находится в самом глубоком слое.

Для расчета переноса грунтовых вод и загрязнений использовалась программа AQUA-3D, разработанная в 1998 г. исландской фирмой Vatnaskil Consulting Engineers. Она позволяет методом конечных элементов моделировать условия течения в гетерогенной и анизотропной среде, откачивающие и нагнетательные скважины, а также пространственные изменения фильтрации и инфильтрации. Трехмерный массоперенос в подземных водах описывается в данной программе стандартным уравнением

$$\frac{\partial}{\partial x} (D_{xx} \frac{\partial C}{\partial x}) + \frac{\partial}{\partial y} (D_{yy} \frac{\partial C}{\partial y}) + \frac{\partial}{\partial z} (D_{zz} \frac{\partial C}{\partial z}) + Q(c_w - C) - (V_x \frac{\partial C}{\partial x} + V_y \frac{\partial C}{\partial y} + V_z \frac{\partial C}{\partial z}) = R_d \frac{\partial C}{\partial t} + R_d \lambda C$$

где компоненты вектора скорости  $V_x$ ,  $V_y$ ,  $V_z$  получаются из решения стандартной геофильтрационной задачи

$$\frac{\partial}{\partial x} (K_{xx} \frac{\partial h}{\partial x}) + \frac{\partial}{\partial y} (K_{yy} \frac{\partial h}{\partial y}) + \frac{\partial}{\partial z} (K_{zz} \frac{\partial h}{\partial z}) = S_s \frac{\partial h}{\partial t} - Q,$$

где  $D_{xx}$ ,  $D_{yy}$ ,  $D_{zz}$  – диагональные компоненты тензора гидродинамической дисперсии  $D_{ij}$ ;  $c_w$  – концентрация растворенного вещества в инжектированной воде;  $Q_w$  – расход откачки/инъекции;  $K_{xx}$ ,  $K_{yy}$ ,  $K_{zz}$  – диагональные компоненты тензора гидравлической проводимости;  $h$  – пьезометрический напор;  $Q$  – объемный поток на единицу объема;  $S_s$  – коэффициент упругоэластичности.

Геологическая карта и общий вид поперечного сечения моделируемой области на примере площадки Дальние Зеленцы представлены на рис. 5 и 6.

Данная площадка сложена из анатектит-гранитов, постепенно переходящих в мигматизированные тоналиты на глубине 150-400 м. Выше коренных гранитов имеются четвертичные ледниковые отложения, и площадка частично покрыта четвертичными отложениями. По вертикали модель разбита на четыре гидрогеологических блока, которые характеризуются различными коэффициентами гидравлической проводимости: от  $10^{-4}$  м/с вблизи поверхности до  $10^{-8}$  м/с на глубине более 100 м. Единственной границей постоянного напора для данной площадки является море, все другие границы модели – границы нулевого потока, отвечающие границам водораздела.

Детальный вид пьезометрического напора и поля скоростей вблизи хранилища в слое 4 этой площадки представлен на рис. 7. Структура потока в этом слое обуславливается, в основном, разломами или системами трещин. В западной части выбранной площадки дренаж воды осуществляется, в основном, притоками главной реки, в восточной же части разгрузка полностью осуществляется разломом ССВ-ЮЮЗ ориентации, расположенным, приблизительно, в 700 м восточнее площадки.

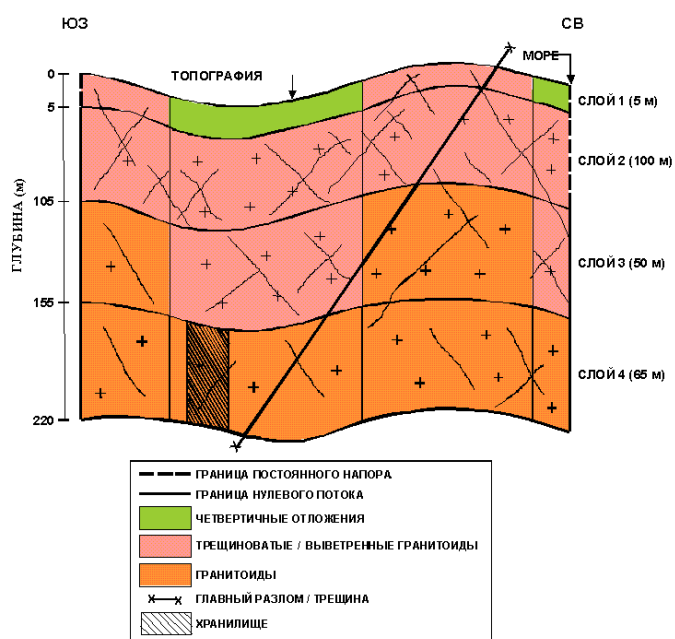


Рис. 5. Поперечное сечение моделируемой области и расположение слоев модели для площадки Дальние Зеленцы

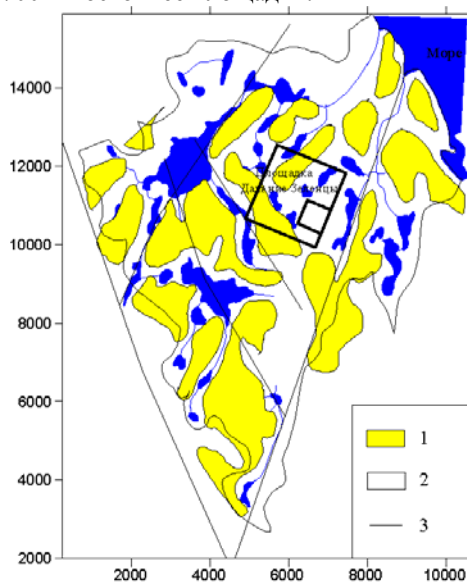


Рис. 6. Геологическая карта площадки Дальние Зеленцы:

- 1 – обнажения порфиритовых плагиомикроклиновых гранитов;
- 2 – четвертичные отложения, перекрывающие порфиритовые плагиомикроклиновые граниты;
- 3 – главные разломы



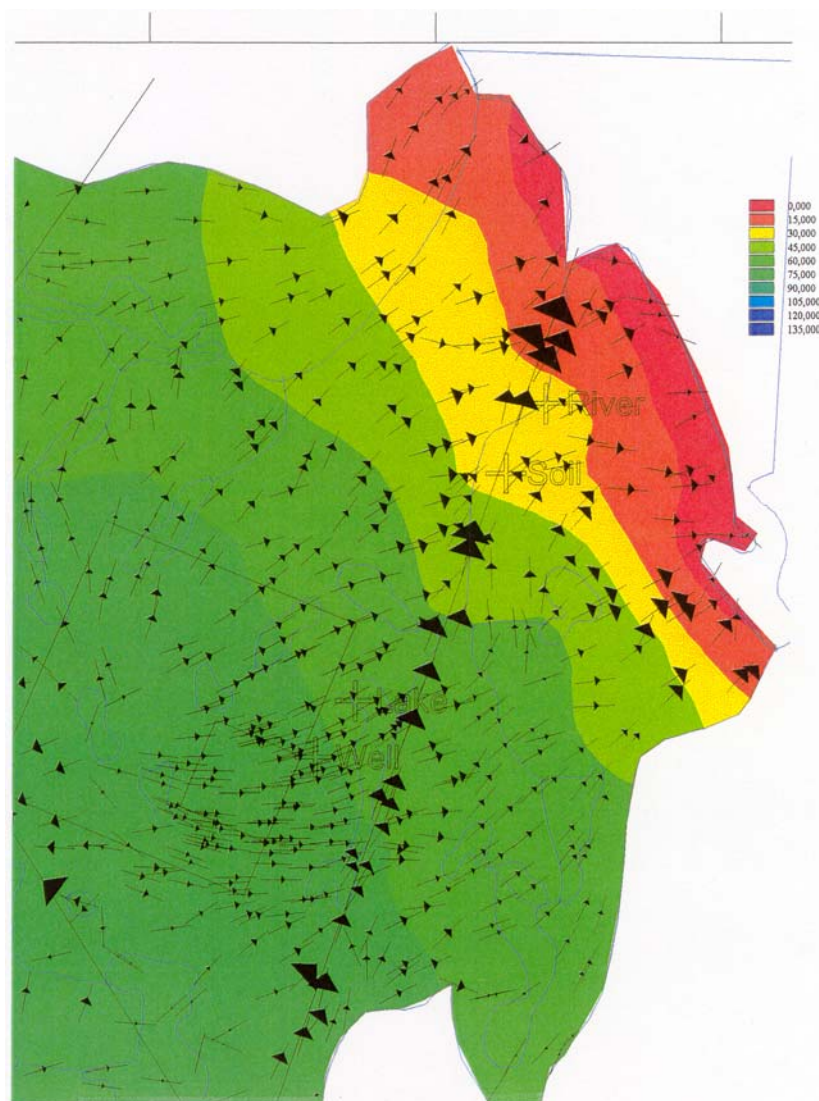


Рис. 7. Пьезометрический напор и поле скоростей в слое 4 (площадка Дальние Зеленцы)

Важными выходными параметрами модели дальнего поля являются факторы разбавления  $F_D$ , вычисляемые в условиях равновесия в контрольных точках (река, искусственное озеро и почва для сценария нормальной эволюции и плюс скважина откачки для альтернативных сценариев). Такие факторы разбавления установлены для всех рассматриваемых потенциальных площадок. Для примера в табл. 5 приведены рассчитанные факторы разбавления в контрольных точках площадки Дальние Зеленцы.

Таблица 5. Факторы разбавления в контрольных точках площадки Дальние Зеленцы

Контрольная точка	Река	Озеро	Почва	Скважина
Фактор разбавления, $F_D$	$1.0 \cdot 10^{-7}$	$1.4 \cdot 10^{-10}$	$1.3 \cdot 10^{-7}$	$3.1 \cdot 10^{-6}$

#### 4. Биосфера

Биосферные расчеты выполнены с целью оценки радиологических последствий облучения критической группы лиц из населения посредством различных путей поступления радионуклидов в организм человека. Тремя основными путями поступления радионуклидов, рассматриваемыми здесь, являются:

- потребление загрязненной пищи или воды;
- вдыхание загрязненного воздуха;
- прямое излучение от загрязненной почвы, воды или отложений.

В этом анализе предполагается, что радионуклиды, вышедшие из ближнего поля и перенесенные через дальнее поле, достигают биосферы через скважину, реку или озеро, а также через почву (за счет движения вверх загрязненных подземных вод). Для каждого из этих биосферных рецепторов рассчитываются концентрации радионуклидов путем умножения концентрации каждого радионуклида на границе раздела ближнего и дальнего поля на факторы разбавления, полученные из расчетов дальнего



поля. Полученные таким образом значения концентраций затем вводятся в биосферную модель (см. рис. 8) вместе с соответствующими параметрами биосферы. Результатом расчетов является набор приведенных дозовых коэффициентов для каждого радионуклида и биосферного рецептора (скважина, почва и река). Затем рассчитываются мощности дозы для каждого радионуклида путем перемножения приведенного дозового коэффициента и концентрации радионуклида для каждого из трех рецепторов. Для выполнения вычислений в биосферной модели были подготовлены параметры наземных цепочек, поверхностных вод, дозовые коэффициенты, региональные почвенно-растительные параметры, параметры поверхностных вод, а также параметры потребления пищи человеком и животными.

Основным результатом биосферной модели, помимо индивидуальной мощности дозы, является определение дозовых коэффициентов. В табл. 6 для пяти площадок приведены рассчитанные дозовые коэффициенты для основных в этой модели радионуклидов и для трех путей поступления.

Таблица 6. Рассчитанные приведенные дозовые коэффициенты для трех различных путей поступления радионуклидов

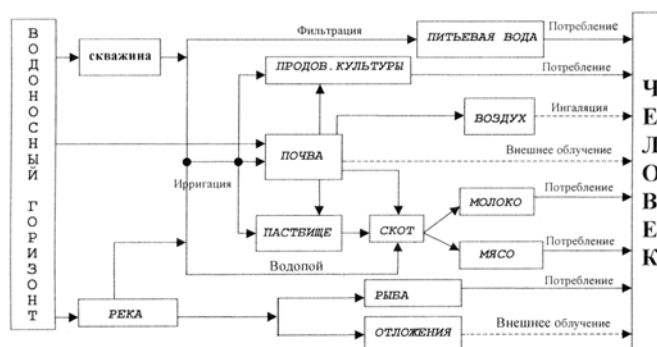
Нуклид	Путь поступления радионуклидов						
	Скважина [(Зв/год)/(Бк/м <sup>3</sup> )]	Почва [(Зв/год)/(Бк/м <sup>3</sup> )]	Река [(Зв/год)/(Бк/год)]				
			Кольский п-ов 4	Архангельская область 5	Кольский п-ов 6	Кольский п-ов 9	Кольский п-ов 12
<sup>14</sup> C	4.15·10 <sup>-10</sup>	1.42·10 <sup>-9</sup>	1.28·10 <sup>-16</sup>	1.28·10 <sup>-16</sup>	4.27·10 <sup>-16</sup>	1.42·10 <sup>-15</sup>	1.42·10 <sup>-15</sup>
<sup>241</sup> Am	8.01·10 <sup>-8</sup>	1.05·10 <sup>-8</sup>	2.48·10 <sup>-16</sup>	2.42·10 <sup>-16</sup>	8.26·10 <sup>-16</sup>	2.67·10 <sup>-15</sup>	2.67·10 <sup>-15</sup>
<sup>129</sup> I	5.66·10 <sup>-8</sup>	4.63·10 <sup>-9</sup>	5.41·10 <sup>-16</sup>	5.41·10 <sup>-16</sup>	1.80·10 <sup>-15</sup>	6.01·10 <sup>-15</sup>	6.01·10 <sup>-15</sup>
<sup>94</sup> Nb	6.85·10 <sup>-10</sup>	4.39·10 <sup>-8</sup>	2.65·10 <sup>-17</sup>	5.08·10 <sup>-17</sup>	7.39·10 <sup>-17</sup>	1.90·10 <sup>-16</sup>	1.90·10 <sup>-16</sup>
<sup>59</sup> Ni	2.80·10 <sup>-11</sup>	1.86·10 <sup>-11</sup>	3.15·10 <sup>-19</sup>	3.41·10 <sup>-19</sup>	1.03·10 <sup>-18</sup>	3.37·10 <sup>-18</sup>	3.37·10 <sup>-18</sup>
<sup>239</sup> Pu	1.00·10 <sup>-7</sup>	2.94·10 <sup>-9</sup>	9.97·10 <sup>-17</sup>	8.31·10 <sup>-17</sup>	3.32·10 <sup>-16</sup>	1.00·10 <sup>-15</sup>	1.00·10 <sup>-15</sup>
<sup>79</sup> Se	6.29·10 <sup>-9</sup>	2.97·10 <sup>-6</sup>	3.18·10 <sup>-17</sup>	3.18·10 <sup>-17</sup>	1.06·10 <sup>-16</sup>	3.53·10 <sup>-16</sup>	3.53·10 <sup>-16</sup>
<sup>99</sup> Tc	2.47·10 <sup>-10</sup>	4.21·10 <sup>-11</sup>	6.96·10 <sup>-19</sup>	6.96·10 <sup>-19</sup>	2.32·10 <sup>-18</sup>	7.73·10 <sup>-18</sup>	7.73·10 <sup>-18</sup>

Таблица 7. Суммарная мощность дозы при поступлении радионуклидов через скважину и почву для двух случаев: сценария нормальной эволюции (СНЭ), альтернативного сценария (АС), (Зв/год)

Площадка	Скважина		Почва	
	СНЭ (по данным инвентаризации)	АС	СНЭ (по данным инвентаризации)	АС
Кольский п-ов № 4	3.0·10 <sup>-7</sup>	3.6·10 <sup>-7</sup>	3.0·10 <sup>-8</sup>	3.2·10 <sup>-5</sup>
Кольский п-ов № 6	1.0·10 <sup>-7</sup>	1.5·10 <sup>-8</sup>	5.0·10 <sup>-10</sup>	5.0·10 <sup>-7</sup>
Кольский п-ов № 9	1.0·10 <sup>-7</sup>	1.5·10 <sup>-8</sup>	4.0·10 <sup>-8</sup>	4.7·10 <sup>-5</sup>
Кольский п-ов № 12	3.0·10 <sup>-7</sup>	3.6·10 <sup>-7</sup>	2.0·10 <sup>-7</sup>	1.7·10 <sup>-4</sup>
Архангельская область № 1	4.0·10 <sup>-16</sup>	*	3.0·10 <sup>-17</sup>	*
Архангельская область № 5	2.0·10 <sup>-9</sup>	1.1·10 <sup>-8</sup>	3.0·10 <sup>-9</sup>	2.8·10 <sup>-6</sup>

(\*) – не рассчитывалось, так как несущественно.

Рис. 8. Пути облучения человека в случае сценария нормальной эволюции



## 5. Обсуждение результатов

Результаты исследований показывают, что для сценария нормальной эволюции и альтернативного сценария наибольший вклад в суммарную дозу дают следующие радионуклиды: <sup>59</sup>Ni, <sup>79</sup>Se, <sup>94</sup>Nb, <sup>129</sup>I.

Эти результаты основаны на ряде консервативных предположений относительно процессов, инвентаризации отходов, параметров миграции, а также факторов разбавления для геосферы, которые были определены. Например, для радионуклидов, не имеющих ограничений по растворимости, предполагалось мгновенное и полное растворение. Однако в действительности растворение радионуклидов является медленным процессом, зависящим от времени. Кроме того, не учитывалась

адсорбция в геосферной модели. Учет адсорбции на вмещающей породе приведет к дополнительному снижению концентрации таких радионуклидов, как ниобий. Наконец были получены факторы разбавления для биосферы с учетом только зоны повышенной концентрации, то есть с наименьшим разбавлением, даже несмотря на то, что она представлена лишь очень небольшой поверхностью. При расчете взвешенного фактора разбавления по большому участку (скажем,  $1 \text{ км}^2$ ) этот фактор может оказаться на один порядок меньше. Другими словами среднее разбавление в загрязненной области в целом намного выше, чем в точке максимальной концентрации.

Обзор значений суммарной мощности дозы для путей поступления радионуклидов через скважину и почву представлен в табл. 7. Для каждой траектории приводится два значения. Первое получено для сценария нормальной эволюции и известной активности. С точки зрения долговременной безопасности все эти площадки ведут себя одинаково приемлемо. Это наиболее оптимистичный случай, типичный для короткого периода времени, скажем, от 1000 до 10000 лет (трудно гарантировать, что через 10000 лет инженерные барьеры все еще будут обладать предположенными свойствами, необходимыми для удержания радионуклидов). Второе значение соответствует альтернативному сценарию, при котором подземные воды вступают в контакт с отходами, вызывая ускоренное высвобождение радионуклидов. Этот случай также базировался на известных данных об активности. В этом смысле рассчитанные значения мощности дозы для всех рассматривавшихся здесь радионуклидов были намного ниже рекомендуемого МКРЗ предела мощности дозы  $10^{-3}$  Зв/год. На основе сценария нормальной эволюции и альтернативного сценария все площадки рассматриваются как безопасные.

Кроме того, на примере некоторых долгоживущих радионуклидов –  $^{79}\text{Se}$ ,  $^{129}\text{I}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{241}\text{Am}$  – ввиду отсутствия достоверных данных, для силоса была рассмотрена гипотетическая активность  $10^{12}$  Бк, более высокая, чем установленная. Это означает, что, в частности, для  $^{79}\text{Se}$  и  $^{129}\text{I}$  использованная активность почти в 1000 и, соответственно, в 3000 раз выше, чем известная в настоящее время активность для силоса.

Результаты для второго случая с предполагаемой гипотетической активностью  $10^{12}$  Бк позволяют оценить возможность захоронения отходов с более высоким содержанием долгоживущих радионуклидов на рассматриваемых площадках. Оценка показала, что для долгоживущих радионуклидов (продуктов деления и активации) можно принять значение активности, превышающее известное в 10 раз.

Следует, однако, иметь в виду, что данный анализ представляет собой лишь предварительную оценку безопасности, в которой для получения недостающей информации пришлось сделать ряд предположений, и в которой во многих случаях отсутствовали параметры, увязанные с конкретной площадкой или проектом. Это особенно касается следующих аспектов:

- инвентаризация и свойства отходов: о радионуклидном содержании имеется очень мало данных, в особенности, о долгоживущих продуктах деления и активации. Для отходов КАЭС оценка проводилась для некоторых радионуклидов, однако для других потоков региональных отходов такие оценки отсутствуют.
- инженерные барьеры и зона, нарушенная при проходческих работах: в настоящее время имеется довольно подробный общий проект, определяющий геометрию и толщину стенок барьеров, но не их свойства, влияющие на миграцию радионуклидов. Их пришлось определять на основе литературных источников. При рассмотрении площадок в скальных породах известно, что нарушенная зона может сильно повлиять на поведение системы хранилища. Свойства нарушенной зоны также основаны на данных литературных источников.

После окончательного выбора площадки следует провести новую оценку долговременной безопасности при наличии выше упомянутых опытных данных, относящихся к безопасности.

## 6. Площадка на Новой Земле

Для площадки на архипелаге Новая Земля настоящая предварительная оценка эксплуатационных характеристик была ограничена оценкой того, насколько слой многолетнемерзлых пород может оказаться потенциально пригодным для сооружения хранилища, стабильного в ближайшем будущем. За основу был принят консервативный прогноз Hadley Centre's Global Climate Models, согласно которому ожидается рост глобальной температуры до 2250 года, в частности, на  $4^\circ\text{C}$  в течение первых 100 лет. На рис. 9 приведена концептуальная модель поведения многолетнемерзлых пород, а на рис. 10 представлены измеренные и рассчитанные температурные профили в условиях существующего и будущего климата, а также распределение долей льда и воды по глубине при обозначенных выше условиях. На основе расчетов в предположении постоянства среднегодовой температуры на уровне  $+4^\circ\text{C}$  после 2100 г. было показано, что мощность многолетнемерзлых пород в течение следующих пятисот лет может быть значительно снижена. Кроме того, предполагается, что качество многолетнемерзлых пород будет становиться менее подходящим для захоронения радиоактивных отходов, поскольку незамерзшая или частично замерзшая вмещающая порода (известняк) не в состоянии выполнять необходимую для этого функцию, а именно:

- изолировать отходы от геосферы и биосферы и обеспечивать их защиту от внешних воздействий и процессов на или около поверхности;
- обеспечивать благоприятные и стабильные механические, химические и гидрогеологические условия для инженерных барьеров;
- ограничивать количество подземных вод, контактирующих с закладочным материалом и упаковками отходов.

На основе этого сделан вывод, что площадка в многолетнемерзлых породах непригодна для захоронения рассматриваемых отходов, содержащих заметное количество радионуклидов с периодом полураспада около или более 30 лет.

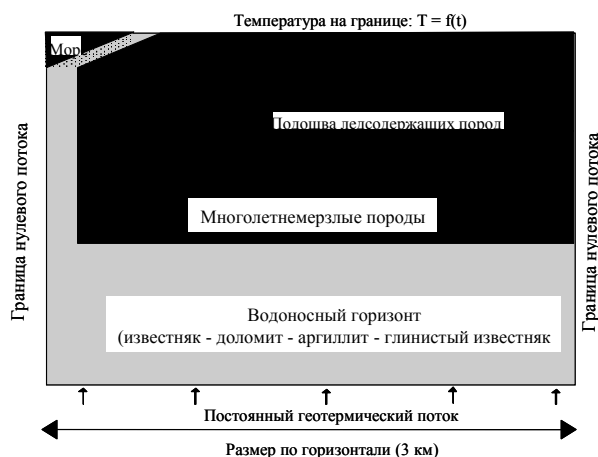


Рис. 9. Концептуальная модель поведения многолетнемерзлых пород

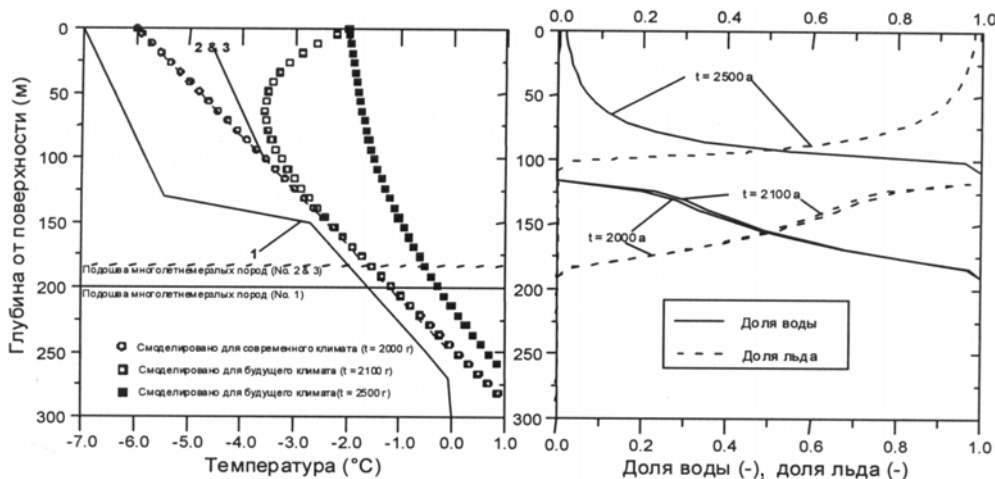


Рис. 10. Измеренные (сплошная линия для скважины 1 и пунктирная для скважин 2 и 3) и рассчитанные температурные профили в условиях существующего и будущего климата (слева). Распределение долей льда и воды по глубине в условиях существующего и будущего климата (справа)

## 7. Заключение

Исследование безопасности подземного могильника для кондиционированных радиоактивных отходов северо-западного региона показало эффективность его размещения в гранитных формациях Кольского полуострова. При этом наиболее предпочтительной является площадка Дальние Зеленцы, расположенная в центральной части Мурманского геоблока.