

РОССИЙСКАЯ АКАДЕМИЯ НАУК

# **ЭКСТРЕМАЛЬНЫЕ ПРИРОДНЫЕ ЯВЛЕНИЯ И КАТАСТРОФЫ**

**Том II**

**ГЕОЛОГИЯ УРАНА,  
ГЕОЭКОЛОГИЯ, ГЛЯЦИОЛОГИЯ**

Москва  
2011

УДК 504.0  
ББК 26.2  
Г35

**Экстремальные природные явления и катастрофы** : в 2 т. / Отв. ред. А.О. Глико;  
ИФЗ РАН. – М. : ИФЗ РАН, 2010; 2011.

ISBN 978-5-91682-012-6

**Г35 Т. 2 : Геология урана, геоэкология, гляциология** / Отв. ред. В.М. Котляков, ИГ РАН;  
отв. сост. А.Л. Собисевич, ИФЗ РАН; – М. : ИФЗ РАН, 2011.

ISBN 978-5-91682-014-0

Во втором томе коллективной монографии изложены результаты теоретических и экспериментальных исследований, связанных с изучением актуальных проблем современной геологии урановых месторождений, геоэкологии и гляциологии, имеющих целью обеспечение безопасности населения и важных промышленных объектов на территории Российской Федерации. Анализируются основные промышленно-генетические типы урановых месторождений; рассмотрены новые прогрессивные технологии добычи радиоактивных материалов; изучено поведение актинидов в условиях долгосрочного хранения и захоронения отработанного ядерного топлива. Полученные научные результаты отражают современные проблемы безопасности атомной энергетики.

Приведены новые научные данные, связанные с изучением эволюции Антарктического и арктических ледниковых покровов, от состояния которых зависит уровень Мирового океана. Достаточно внимания уделено геоэкологическим проблемам Северного Кавказа. Анализируются уникальные данные, полученные при проведении глубокого кернового бурения ледника на Западном плато вулканической постройки Эльбруса.

Изучены наиболее опасные геоэкологические процессы на территории РФ, которые могут привести к гибели людей, ранению и потере здоровья, а также к значительным материальным ущербам; разработан специальный ГИС-проект, который является готовым к использованию продуктом со всеми элементами, присущими автоматизированной информационной системе специального назначения, содержащей развернутые базы данных.

Полученные новые научные результаты и разработанные технологии уже востребованы на практике.

Для специалистов в области наук о Земле, строительства и чрезвычайных ситуаций.

УДК 504.0  
ББК 26.2

The Volume II of the collective monograph presents the results of both theoretical and experimental studies of actual problems of modern geology of uranium deposits, geoecology and glaciology in order to mitigate issues on public safety and potentially hazardous industrial facilities and consequent risks on the territory of Russian Federation. Primary types of industrial uranium ore deposits are analysed, new progressive technologies of prospecting of radioactive materials are considered, the behaviour of actinides in long-time storages and nuclear waste burial sites are studied. The results obtained represent modern safety problems of nuclear power engineering.

New scientific data related to evolution of glaciers in Arctic and Antarctica governing the global level of world ocean are presented. Specific attention is paid to geoecological problems in Northern Caucasus. Genuine data gathered in the course of deep core drilling on the Western plateau of the Elbrus volcano.

Most significant hazardous geoecological processes on the territory of Russian Federation, threatening populated areas in terms of human health and injury, substantial property damage are studied. The specialized geographical information system (GIS) is the database driven product with high level of automation and it has been developed in frames of the actual research initiative.

The new fundamental scientific results obtained and the new technologies developed are of particular interest for practical applications.

The book will satisfy the needs of specialists in Earth sciences, industrial construction applications and hazard assessment.

ISBN 978-5-91682-014-0  
ISBN 978-5-91682-012-6

© Российская академия наук, 2011  
© Коллектив авторов, 2011

*С.А. Дмитриев<sup>1</sup>, В.И. Величкин<sup>2</sup>, Б.И. Омельяненко<sup>2</sup>*

# **ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОЙ ИЗОЛЯЦИИ ЖИДКИХ ОТХОДОВ НИЗКОГО И СРЕДНЕГО УРОВНЕЙ РАДИОАКТИВНОСТИ**

<sup>1</sup> ГУП МосНПО «Радон»

<sup>2</sup> Учреждение Российской академии наук Институт геологии рудных месторождений, петрографии, минералогии и геохимии РАН

## **ВВЕДЕНИЕ**

Проблеме обеспечения безопасной изоляции отходов низкого (НАО) и среднего (САО) уровней радиоактивности до последнего времени времени должного внимания не уделялось. Значительно меньшая экологическая опасность таких отходов, а также наличие многочисленных примеров успешной изоляции НАО и САО в различных странах позволяли рассматривать эту проблему как менее актуальную. Однако по мере развития ядерной энергетики важность этой проблемы становится все более очевидной. Если основные трудности при изоляции высокоактивных отходов (ВАО) связаны с их очень высокой радиоактивностью и наличием долгоживущих актинидов, то для НАО и САО они обусловлены колоссальными объемами этих отходов [Лаверов и др., 2008]. Ниже приведен анализ проблемы обращения с НАО и САО с целью обоснования оптимального способа их безопасной изоляции. Рассмотрены существующие способы изоляции жидких отходов низкого и среднего уровней радиоактивности (НСАО) и обосновывается вывод о том, что их концентрирование, остекловывание и захоронение в близповерхностных могильниках – это оптимальный способ, позволяющий максимально уменьшить объем НСАО и обеспечить безопасность могильников за счет крайне низкой растворимости стекол в грунтовых и поровых водах. Основные факторы, обеспечивающие высокие изоляционные свойства стекломатриц, – низкое тепловыделение и образование на поверхности стекол защитного гелевого слоя. Это превращает ее в идеальный объект для иммобилизации НСАО. Вместе с тем сильная зависимость скорости коррозии стекломатриц от температуры ухудшает их изоляционные свойства в отношении тепловыделяющих ВАО. Повышенные затраты на остекловывание НСАО могут быть ком-

пенсированы за счет уменьшения затрат на создание дополнительных инженерных барьеров, значительного уменьшения объема НСАО, возможности размещения близповерхностных хранилищ в районах их накопления и переработки независимо от особенностей геологической среды, возможности использования наиболее легкоплавких боросиликатных стекол. Примеры возможного решения проблемы подобным способом продемонстрированы на опытных полигонах НПО «Радон».

## **ОСНОВНЫЕ ИСТОЧНИКИ ЖИДКИХ РАО НИЗКОГО И СРЕДНЕГО УРОВНЕЙ РАДИОАКТИВНОСТИ**

Основную часть общего объема РАО составляют жидкие отходы низкого (удельная активность ниже  $10^{-5}$  КИ/л) и среднего (активность от  $10^{-5}$  до 1 КИ/л) уровней радиоактивностей. Главная масса НАО и САО (НСАО) образуется в результате переработки облученного ядерного топлива (ОЯТ). Наиболее быстрыми темпами накопление жидких НСАО происходило в период активной гонки ядерных вооружений в процессе наработки оружейного плутония, для чего в СССР было построено 13 военно-промышленных реакторов. Выделение урана и плутония из ОЯТ этих реакторов, их очистка и перевод в оксидную форму сопровождались образованием большого количества жидких отходов. Всего в процессе изготовления ядерного оружия было произведено порядка 500 млн м<sup>3</sup> жидких НСАО. После прекращения гонки ядерных вооружений основным источником жидких отходов стал радиохимический завод РТ-1 (ПО «Маяк»), перерабатывающий порядка 400 т ОЯТ в год (в основном реакторов ВВЭР-440). Для переработки ОЯТ реакторов

ВВЭР-1000 еще в 1980-е годы на Горно-химическом комбинате (Красноярск-26) началось строительство завода РТ-2. В хранилище этого завода и на атомных станциях накоплены тысячи тонн ОЯТ, подлежащего переработке. Следует учесть, что переработка 1 т ОЯТ приводит к образованию 150 и 2000 м<sup>3</sup> жидких САО и НАО соответственно, поэтому независимо от того, когда начнется переработка ОЯТ реакторов ВВЭР-1000, она неизбежно приведет к образованию огромных объемов жидких РАО. Вместе с тем индустриальная основа по их переработке, иммобилизации и безопасному захоронению в России до настоящего времени не создана. Без решения этой проблемы разрешение Государственной экологической экспертизы на работу завода РТ-2 не может быть получено. На-прашивается очевидный вывод о том, что одно из важнейших условий развития ядерной энергетики – обоснование эффективного способа безопасного обращения с жидкими НСАО, соответствующего требованиям МАГАТЭ, и внедрение его в производственную практику.

*Вторым по значимости источником НСАО являются АЭС.* Объем и радиоактивность жидких РАО, образующихся на АЭС, намного ниже, чем на радиохимических предприятиях. Воды с минимальной активностью после очистки через ионнообменные фильтры сбрасываются во внешние водоемы. Жидкие РАО с более высокой активностью упариваются. В результате упаривания образуется так называемый кубовой остаток среднеактивных отходов с высоким солесодержанием. Из 30–40 тыс. м<sup>3</sup> жидких РАО, ежегодно образующихся на блоке реактора ВВЭР-1000, после упаривания остается порядка 250 м<sup>3</sup>. При начальном солесодержании 1,5–2 кг/м<sup>3</sup> после упаривания оно возрастает до 200–300 кг/м<sup>3</sup>. Незначительная часть жидких НСАО отверждается с помощью цементации или битумирования, но основной их объем (тысячи м<sup>3</sup>) находится в хранилищах, емкости которых ограничены. Отверженные отходы также размещаются в хранилищах. Проблема отверждения и захоронения НСАО на АЭС достаточно остра. При проектировании АЭС проблеме снижения объема отходов в России не уделялось должное внимание. Об этом свидетельствует тот факт, что на действующих АЭС промышленно развитых стран объем РАО в несколько раз ниже, чем на российских [Меньшиков, 1996].

*Жидкие РАО образуются при эксплуатации исследовательских ядерных установок гражданского назначения, действующих в нескольких десятках различных организаций России.* Объем и состав отходов существенно варьируют и соответственно используются различные методы их переработки, хранения и изоляции. Наибольшее количество НСАО связано с работой Научно-исследовательского института атомных реакторов, НИИАР (г. Димитровград). Здесь было произведено более 2 млн м<sup>3</sup> жидких НСАО с суммарной активностью свыше 100 тыс. Ки. НСАО захораниваются в надежно изолированные от поверхности водоносные горизонты на глубине 1130–1500 м.

В других организациях условия для глубинного захоронения жидких НСАО отсутствуют, в связи с чем приходится использовать иные технологии их изоляции.

*Значительное количество жидких НАО и САО образуется при добыче урановой руды, ее обогащении, переработке и производстве ядерного топлива.* Обогащенные радионуклидами воды поступают на поверхность из шахт, рудных отвалов, хвостохранилищ. САО и НАО также образуются на химико-металлургических, сублиматных, разделительных заводах и на заводах по производству ядерного топлива. Оценивая проблему в целом, особенно с учетом дальней перспективы, следует признать, что наибольшие трудности на пути развития ядерной энергетики связаны с необходимостью решения задачи по безопасной изоляции отходов (в первую очередь НСАО) от переработки ОЯТ.

## СПОСОБЫ ИЗОЛЯЦИИ ЖИДКИХ РАО НИЗКОГО И СРЕДНЕГО УРОВНЕЙ РАДИОАКТИВНОСТИ

Попытки решения проблемы изоляции жидких НСАО с использованием максимально простых и дешевых способов предпринимались в различных странах. Наиболее приемлемым считалось *разбавление НСАО в водных бассейнах* до такого уровня, при котором концентрация радионуклидов была бы настолько мала, что не представляла опасности для окружающей среды. Отходы сливались в океаны, озера, реки, пруды и болота. Особенно активно слив жидких НСАО в открытые водоемы происходил в период гонки ядерных вооружений. Объемы отходов на предприятиях по наработке оружейного плутония оказались столь значительными, что сохранить безопасный уровень концентрации радионуклидов в приповерхностных хранилищах не удалось. В России в 97 пунктах приповерхностного хранения сконцентрировано около 465 млн м<sup>3</sup> жидких РАО общей активностью порядка 1 млрд Ки, причем 4,8 % от их количества содержат трансурановые элементы. Общая занимаемая площадь водоемов составляет 110,8 км<sup>2</sup> [Кузнецов, 2003]. При этом масштабы загрязнения окружающей среды радионуклидами оказались настолько существенными, что необходимость запрета на дальнейшее использование данного метода изоляции НСАО стала очевидной.

В первые десятилетия развития атомной промышленности казалось, что неограниченные возможности для избавления от жидких НСАО дает мировой океан. Вскоре в океане оказалось более 4 млн Ки РАО. В результате мировым сообществом была признана необходимость защиты морей и океанов от загрязнения радионуклидами. В 1975 г. вступила в действие Лондонская конвенция, согласно которой разрешался

сброс РАО только низкой активности на глубину не менее 4000 м и только в определенных географических широтах. В ноябре 1993 г. было принято международное соглашение о полном запрете захоронений всех видов РАО в морях и океанах.

Предпринимались также многочисленные попытки локализации жидких НСАО в грунтах. Однако данный способ для захоронения значительных объемов жидких НСАО признан непригодным.

*Закачка жидких РАО в глубокие водоносные горизонты* – это способ захоронения, использование которого было начато в больших масштабах в 1960-е годы в СССР и продолжается в России до сих пор. В конце 1950-х годов стало очевидным, что без кардинального решения проблемы обращения с жидкими РАО запланированные темпы производства ядерного оружия не могут быть реализованы. Было ясно и то, что использование дорогих и трудоемких технологий переработки и захоронения имевшихся объемов жидких РАО также неприемлемо. В связи с этим перед специалистами была поставлена задача найти способ простого и экономически эффективного решения этой проблемы. Для безопасного захоронения жидких РАО были рекомендованы закрытые и полузакрытые структуры, содержащие подземные воды, непригодные для хозяйственного использования и надежно изолированные от современной гидрографической сети и подземных вод, применяемых для водоснабжения или производственных целей. Надежными и безопасными признаны захоронения жидких РАО, которые исключают возможность выхода радионуклидов на поверхность, в реки, озера, моря и не загрязняют пресных и минеральных подземных вод. Обязательное требование к подобным структурам – отсутствие в них месторождений полезных ископаемых [Спицын и др., 1978]. Благоприятными для закачки жидких РАО считаются водоносные горизонты, расположенные в стабильных регионах, залегающие на глубине не менее 200 м под мощным региональным водоупором в зоне весьма затрудненного водообмена. Надежным признаком затрудненного водообмена является высокая минерализация подземных вод, особенно когда последние представлены рассолами с концентрацией солей в десятки и сотни г/л.

Вывод о том, что соответствующая указанным требованиям геологическая среда действительно способна обеспечить безопасность хранилищ жидких РАО, очень убедителен. Однако найти такую среду не просто. Всем указанным требованиям отвечают условия полигона НИИАР. Здесь жидкие РАО с активностью не более  $10^{-4}$  КИ/л закачиваются в два водоносных горизонта на глубину свыше 1000 м. Водообмен в пределах этих горизонтов практически не происходит, а подземные воды представлены рассолами с концентрацией солей порядка 250–300 г/л. Пласти-коллекторы надежно защищены от дневной поверхности двумя региональными водоупорами и двумя буферными водоносными комплексами. Они

характеризуются диффузионным механизмом процессов массопереноса, восстановительной обстановкой, не имеют прямой гидравлической связи между собой.

Геологические условия полигонов Горно-химического комбината (ГХК) в районе г. Красноярска и Сибирского химического комбината (СХК) в районе г. Томска (где локализована основная масса жидких РАО) отвечают изложенным выше требованиям лишь частично, поскольку в обоих случаях в качестве пластов-коллекторов используются горизонты с пресными водами, вполне пригодными для хозяйственного использования, а скорость водного потока в них составляет 3–6 м/год.

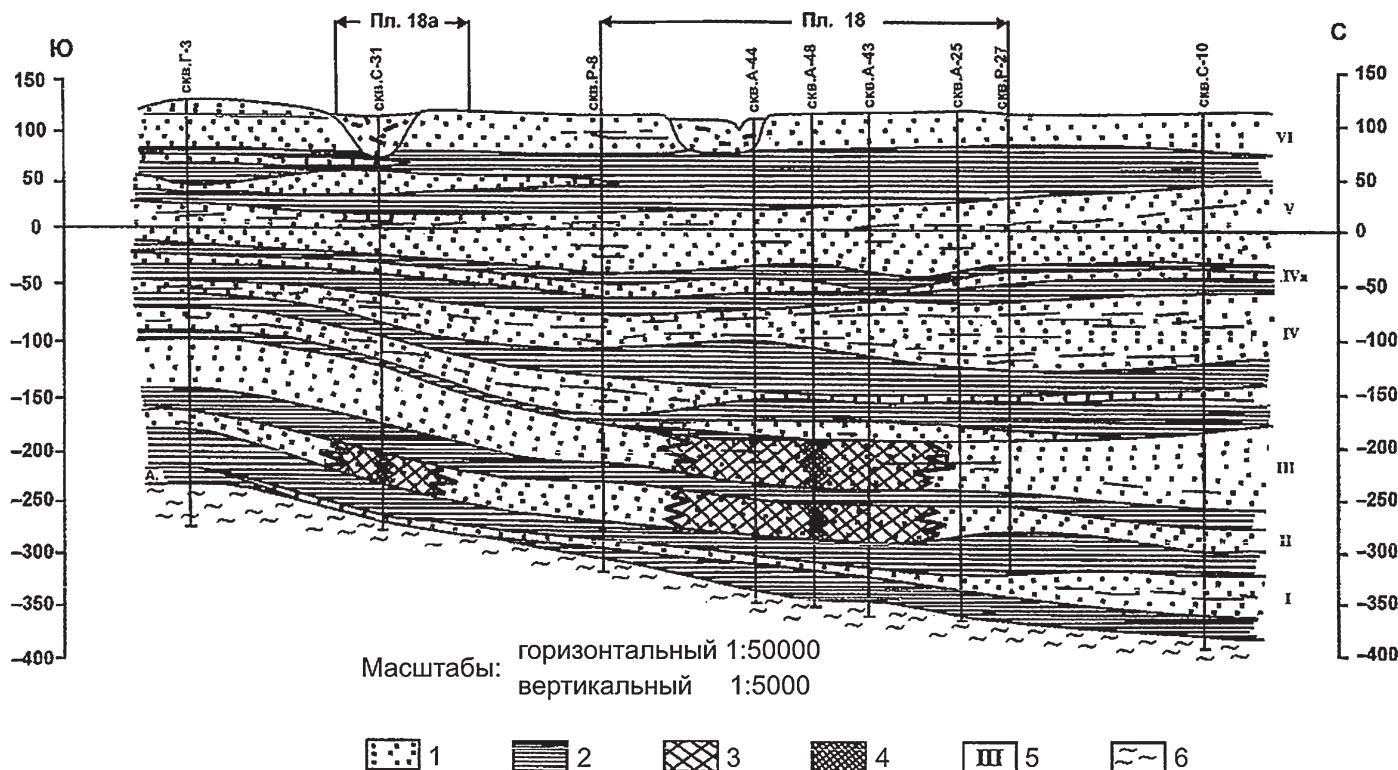
Несмотря на неполное соответствие геологической среды изложенным выше требованиям, в 1963 г. в районе СХК был построен экспериментальный полигон, а в 1967 и 1975 гг. введены в эксплуатацию хранилища двух площадок № 18 и 18а (рис. 1). На ГХК хранилища жидких РАО начали функционировать в 1967–1969 гг., а на полигоне НИИАР – в 1966 г. Всего на полигонах СХК, ГХК и НИИАР в водоносные горизонты было удалено порядка 50 млн м<sup>3</sup> жидких РАО с начальной радиоактивностью более 2 млрд. Ки.

Экономическая эффективность изоляции жидких РАО путем их закачки в глубокозалегающие пласти-коллекторы очевидна. Данный способ представлялся на международных симпозиумах МАГАТЭ [Захаров и др., 1967; Spitsyn et al., 1967]. Специалисты, принимавшие участие в разработке и внедрении этого способа, подчеркивают его безопасность и настаивают на целесообразности и эффективности его применения [Спицын и др., 1978; Рыбальченко и др., 1994]. Хотя этот способ вызвал большой интерес зарубежных специалистов, он не был признан в других странах безопасным.

## ПЕРЕВОД ЖИДКИХ НСАО В ОТВЕРЖДЕННЫЕ ФОРМЫ

Общепризнано, что обеспечить безопасное хранение и изоляцию от окружающей среды твердых отходов намного легче, чем жидких. В этой связи признана целесообразность перевода жидких РАО в отверженные формы. В России большая часть жидких НСАО изолирована в водоносных пластах-коллекторах либо находится в специальных емкостях-хранилищах. Лишь незначительная часть жидких НСАО, образующихся на АЭС, отверждается с помощью битумирования, цементации и остекловывания. Активность отверженных отходов на АЭС составляет всего порядка 2000 Ки. Небольшое количество жидких САО вместе с ВАО отверждается на ПО «Маяк». Разработка и внедрение эффективного способа отверждения жидких НСАО, особенно в связи с перспективами работы РТ-2, крайне актуальная задача.

*Битумирование.* Из-за пожароопасности этот метод, несмотря на его экономическую эффективность, для



**Рис. 1.** Геологический разрез участков полигонов 18 и 18а СХК [Рыбальченко и др., 1994].  
 1 – проницаемые песчано-глинистые породы; 2 – слабопроницаемые глинистые породы;  
 3 – область распространения отходов; 4 – участки максимальной концентрации радионуклидов;  
 5 – условные индексы горизонтов; 6 – скальные породы палеозойского фундамента

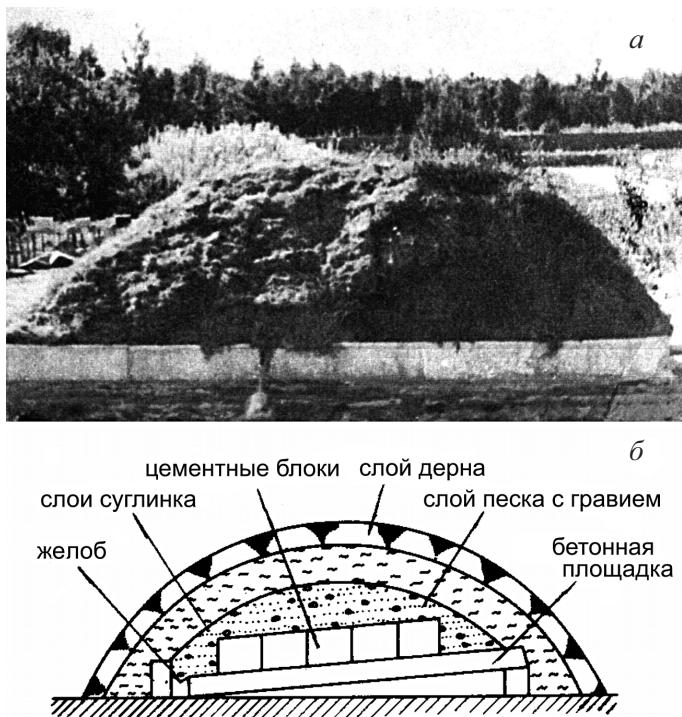
использования в широком масштабе малоперспективен.

**Цементирование** – первый, осуществленный на практике метод отверждения жидких РАО. Этот метод, несомненно, наиболее простой способ отверждения РАО. Традиционная технология сводится к цементированию РАО путем их смешивания с цементами и шлаками. На Балаковской, Кольской, Курской АЭС жидкие РАО помещаются в небольшие металлические баки, смешиваются с цементом и после образования твердого монолита в этих же баках направляются на хранение и захоронение [Меньшиков, 1996]. Преимущества цементирования – простота технологии, использование недорогих, нетоксичных, широко распространенных материалов, возможность проведения цементирования при низких температурах. Недостатком цементной матрицы следует признать относительно низкую водоустойчивость. С подземными водами бетон в общем случае геохимически несовместим. Бетон – весьма хрупкий материал, подверженный растрескиванию. Бетонные монолиты обычно содержат микротрешины, которые, объединяясь, образуют макротрешины. Наличие микротрещин повышает площадь взаимодействия цементированных отходов с подземными водами, увеличивая интенсивность деградации бетона и утечки радионуклидов. Показано, что находящийся в бетоне кремнезем реагирует с гидроксил-ионом и водой, содержащейся в порах.

Эти реакции сопровождаются увеличением объемов цементных блоков и ведут к их деградации [Glasser, 2002].

Существенный недостаток технологии цементирования жидких РАО – увеличение объема и веса конечного продукта. При цементировании 1 м<sup>3</sup> жидких РАО с концентрацией солей порядка 300 кг/м<sup>3</sup> объем отходов возрастает в 1,3–1,5 раза [Лифанов, 2000]. Увеличение объема и веса цементированных отходов повышает затраты на их транспортировку. Установлено, что цементированные РАО содержат до 25 мас. % оксидов РАО. Радионуклиды в бетоне могут находиться в сорбированной или осажденной форме. Скорости выщелачивания радионуклидов из цементированных РАО значительно выше, чем из других видов овержденных отходов. Для долгосрочного хранения цементированных РАО необходимо создавать надежную гидроизоляцию.

Исследование блоков цементированных РАО, находящихся в могильниках насыпного (курганного) типа (рис. 2), ведутся в МосНПО «Радон» с 1965 г. В 73 блоках кубической формы из портландцемента М500 размером 30×30×30 см отверждены различные <sup>90</sup>Sr и <sup>137</sup>Cs содержащие жидкие РАО с активностью от 10<sup>-5</sup> до 5·10<sup>-5</sup> КИ/л. Радиоактивные цементные блоки расположены на стальном поддоне, под которым находится бетонная плита. В промежутках между блоками и выше них в виде слоя мощностью 20 см находится



**Рис. 2.** Внешний вид (а) и схема (б) курганного могильника [Баженов и др., 1967]

смесь песка и гравия. Выше находится слой суглинка толщиной 50–70 см, и на самом верху – слой дерна толщиной 10–30 см. Благодаря наличию слоев с низкой водопроницаемостью поверхности блоков достигает лишь ничтожная часть атмосферных осадков. Такие осадки были собраны и проанализированы на содержание радионуклидов. В 1966 г. из блоков было выщелочено 0,02 мас. % радионуклидов, а в 1968 г. всего – 0,0012 мас. %. В 2004 г. экспериментальный могильник был вскрыт, цементные блоки, подстилающий и перекрывающий материал извлечены для анализа [Sobolev et al., 2006]. Результаты изучения показали, что цементные блоки находятся в хорошем состоянии. Был сделан вывод о безопасности захоронения цементированных НСАО в поверхностных могильниках насыпного типа. Их, несомненно, можно успешно использовать для захоронения небольших объемов НСАО. Однако рекомендовать данный способ для изоляции больших объемов НСАО, особенно образующихся в результате переработки ОЯТ, очевидно не следует. Цементирование жидких НСАО приводит к увеличению (в 1,3–1,5 раза) объема отходов. Застройка могильниками насыпного типа огромных площадей во всех отношениях невыполнима. Если же цементированные отходы располагать на некоторой глубине, то они неизбежно попадут под воздействие грунтовых вод, следствием чего станут разрушение цементных блоков и загрязнение подземных вод радионуклидами. Следует заключить, что с помощью

цементации жидких НСАО можно решать локальные задачи по их изоляции, однако для создания высокоэффективной и экологически безопасной индустрии по переработке и изоляции жидких отходов данный способ не имеет перспектив.

*Остекловывание* привлекло внимание в первую очередь в связи с необходимостью безопасной изоляции жидких ВАО. Остекловывание жидких ВАО за рубежом было начато в 1978 г., в России – в 1986 г. До настоящего времени остекловывание – это единственный способ отверждения жидких ВАО, широко используемый в промышленных масштабах. В России на ПО «Маяк» для отверждения жидких ВАО используются алюмофосфатные стекла, во всех других странах – боросиликатные.

Несмотря на значительные преимущества стекол по сравнению с цементами и битумами, в отношении жидких НСАО остекловывание не получило сколько-нибудь широкого промышленного применения. Это связано со значительно большими технологическими трудностями и материальными затратами на остекловывание по сравнению с битумированием и цементацией. Вместе с тем, по глубокому убеждению авторов, именно остекловывание – идеальный способ для иммобилизации жидких НСАО. Как будет показано ниже, стекло способно обеспечить безопасность могильника НСАО независимо от других барьеров.

## ОСТЕКЛОВЫВАНИЕ ЖИДКИХ НСАО КАК УСЛОВИЕ УСПЕШНОГО РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

*Актуальность проблемы остекловывания жидких НСАО* определяется перспективами развития ядерной энергетики. Одна из очевидных тенденций – непрерывное увеличение количества АЭС. Сейчас в мире функционируют более 400 реакторов, строятся десятки новых, а также планируются к строительству сотни реакторов. Увеличение числа АЭС неизбежно приведет к росту объемов жидких НСАО, а это повлечет за собой обострение проблемы изоляции указанных отходов. Тем не менее, если бы количества жидких НСАО в основном определялись работой АЭС, вопросы изоляции отходов вполне можно было бы решать с помощью традиционных способов цементирования и захоронения в близповерхностных хранилищах или заброшенных подземных выработках.

*Перспективы использования стекломатриц для иммобилизации НСАО.* В 1978 г. специалистами МосНПО «Радон» были впервые использованы боросиликатные стекла для остекловывания и оценки долговременной стойкости отвержденных отходов среднего уровня активности в условиях открытого хранения. На опытном полигоне были размещены образцы цементированных, битумированных и остеклованных радиоактивных отходов Московской станции

очистки, а также Курской и Калининской АЭС, представляющие собой водные концентраты солей [Соболев и др., 1988; Соболев и др., 1990]. Наряду с открытым хранением стойкость аналогичных образцов также изучалась в условиях приповерхностного захоронения глубиной от 1,5 до 4,0 м в зоне аэрации. Таким образом, специалистами МосНПО «Радон» не только разработана технология остекловывания НСАО, но и проводятся исследования по оценке способности радиоактивных стекол обеспечить безопасность окружающей среды в условиях воздействия на них атмосферных осадков и колебаний температуры.

Остекловывание планируется также использовать в отношении больших объемов отходов, полученных при производстве ядерного оружия в США. В емкостях Хэнфорда и Саванна-Ривер хранятся соответственно 200 000 и 130 000 м<sup>3</sup> ВАО. Это так называемые «цистерновые» отходы («Tank» wastes) [Завершающие..., 2003]. В Хэнфорде ВАО, хранящиеся в резервуарах, особенно сложны по составу. Эти отходы предполагается разделить на низко- и высокорадиоактивную фракции, после чего остекловывать и захранивать [Hrma et al., 1994]. Заметим, что в соответствии с американской систематикой среднеактивные отходы не выделяются и относятся к низкоактивным. В действительности это типичные САО. Их активность достигает 2·10<sup>-2</sup> Ки/л [Croff, 1996]. Подлежащие остекловыванию щелочные НСАО Хэнфорда, из которых после разделения будет состоять основной объем отходов, представлены жидкой фазой, содержащей преимущественно Na<sup>+</sup>, K<sup>+</sup>, Al(OH)<sub>4</sub><sup>-</sup>, F<sup>-</sup>, NO<sub>2</sub><sup>-</sup>, NO<sub>3</sub><sup>-</sup>, органическое вещество и другие минорные ионные частицы [Darab et al., 1999]. Содержание Na<sup>+</sup> составляет порядка 230 г/л (примерно 80 мас. % отходов). Задача состоит в создании стекла с максимальным содержанием Na<sub>2</sub>O. Состав НСАО очень благоприятен для остекловывания и позволяет использовать для этого широкий спектр составов стеклофриты и разнообразные условия отверждения. Кроме отходов, хранящихся в Хэнфорде, Министерство энергетики США планирует также использовать остекловывание для иммобилизации НСАО из хранилищ Фернандсайт и Моунд [Cowan, 1996].

Следует подчеркнуть, что наиболее существенный прогресс в разработке проблемы остекловывания НСАО как в теоретическом, так и в практическом планах достигнут специалистами МосНПО «Радон».

*Сокращение объема при остекловывании жидкых НСАО.* Как было отмечено, переработка ОЯТ реакторов ВВЭР неизбежно приведет к образованию жидких НСАО. Основные трудности в обеспечении безопас-

ной изоляции таких отходов связаны не столько с их радиоактивностью, сколько с огромными объемами, поэтому важнейшая задача при переработке НСАО – максимально возможное снижение их объема. Эта задача в полной мере решается с помощью концентрирования и последующего остекловывания НСАО. Из 1 м<sup>3</sup> жидких НСАО с концентрацией солей около 300 кг/м<sup>3</sup> при остекловывании образуется примерно 0,2 м<sup>3</sup>, что приводит к сокращению объема отходов в 5 раз [Лифанов, 2000]. Это в 4–6 раз меньше, чем при битумировании, и в 10–20 раз меньше, чем при цементировании. Очевидно, что из всех известных способов иммобилизации НСАО выпаривание и остекловывание позволяют в максимальной мере добиться сокращения их объема.

*Состав стекломатрицы для иммобилизации НСАО.* Из-за отсутствия тепловыделения и ограниченности необходимого срока изоляции радионуклидов требования к химической и радиационной устойчивости остеклованных НСАО намного ниже, чем в отношении отверженных ВАО, поэтому при выборе состава стекла для НСАО правомерно руководствоваться экономической эффективностью остекловывания. Конкретные составы остеклованных отходов зависят от состава жидких НСАО и флюсирующих добавок [Соболев и др., 1999]. В качестве последних используются датолит CaBSiO<sub>4</sub>(OH), кварцевый песок [Лифанов, 2000], иногда с небольшим количеством суглинка или бентонита [Ojovan et al., 2001]. Примером состава матриц в отношении основных элементов могут служить стекла, используемые в ГУП МосНПО «Радон» [Barinov et al., 1996] для отверждения шламов Курской АЭС (реактор РБМК), содержащих 340 г/л солей (преимущественно NaNO<sub>3</sub> – 86 мас. % сухого остатка) и Тверской (Калининской) АЭС (реактор ВВЭР-1000), содержащих 350–500 г/л солей (кроме NaNO<sub>3</sub> также NaBO<sub>2</sub>). Это типичные среднеактивные отходы с удельной радиоактивностью порядка 10<sup>-4</sup> Ки/л [Лифанов, 2000]. Основные радионуклиды в отходах представлены <sup>137</sup>Cs (82 %) а также <sup>134</sup>Cs и <sup>90</sup>Sr (табл. 1).

*Способ переработки жидких НСАО.* В ГУП МосНПО «Радон» спроектирована, построена и пущена в эксплуатацию опытно-промышленная установка по остекловыванию жидких НСАО. В соответствии с принятой схемой [Лифанов, 2000] порцию жидких НСАО или кубового остатка АЭС с концентрацией солей 200–600 кг/м<sup>3</sup> упаривают в роторном испарителе до тех пор, пока концентрация солей не достигнет 1000–1100 кг/м<sup>3</sup>. Отогнанная вода отправляется на очистку. В смесителе из концентратора РАО и стекло-

**Таблица 1.** Состав остеклованных НСАО в ГУП МосНПО «Радон» (мас. %)

Отходы	SiO <sub>2</sub>	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	B <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	Na <sub>2</sub> O	K <sub>2</sub> O	CaO	NaCl	Na <sub>2</sub> SO <sub>4</sub>	Другие	Ки/кг
Курской АЭС	48,2	2,5	1,7	7,5	16,1	0,5	15,5	1,2	1,1	5,7	3·10 <sup>-5</sup>
Тверской АЭС	46,8	4,3	1,8	9,0	24,0	1,9	6,2	0,9	0,8	4,3	1,7·10 <sup>-4</sup>

образующих добавок готовят пастообразную шихту с влажностью 20–25 %. Состав шихты без учета воды (мас. %): соли НСАО 35–45, датолитовый концентрат 25–30, кварцевый песок 20–30, бентонит 5–10. Шихта поступает в плавитель, где при температуре не выше 1200 °С получают стекломассу. Последнюю разливают в контейнеры или бидоны. В туннельной печи стеклоблоки отжигаются, после чего их размещают в хранилище. Отходящие газы направляются в систему газоочистки, где очищаются от радиоактивных аэрозолей, пыли и оксидов азота. Плавление проводится в керамическом плавителе джоулева нагрева (КПДН) или индукционном плавителе с холодным тиглем (ИПХТ). Опыты показали преимущество ИПХТ.

**Химическая устойчивость остеклованных НСАО.** В ГУП МосНПО «Радон» Ф.А. Лифановым [Лифанов, 2000] сопоставлены скорости выщелачивания радионуклидов водой при комнатной температуре в течение 28 сут из остеклованных, битумированных и цементированных НСАО. Получены следующие скорости выщелачивания, в г(см<sup>2</sup>·сут): по <sup>137</sup>Cs, <sup>90</sup>Sr и <sup>239</sup>Pu для остеклованных НСАО 10<sup>-5</sup>–10<sup>-6</sup>, 10<sup>-6</sup>–10<sup>-7</sup>, 10<sup>-6</sup>–10<sup>-8</sup>, битумированных НСАО 10<sup>-3</sup>–10<sup>-4</sup>, 10<sup>-3</sup>–10<sup>-5</sup>, 10<sup>-3</sup>–10<sup>-5</sup> и цементированных НСАО 10<sup>-2</sup>–10<sup>-3</sup>, 10<sup>-2</sup>–10<sup>-4</sup>, 10<sup>-2</sup>–10<sup>-4</sup>. Общая скорость выщелачивания за 294 дня остеклованных НСАО по данным М.И. Ожованы с соавторами [Ojovan et al., 2001] 6·10<sup>-5</sup> г(см<sup>2</sup>·сут).

Как показывают эти эксперименты, химическая устойчивость остеклованных НСАО на два порядка выше, чем битумированных и на три-четыре порядка выше, чем цементированных. Возникает естественный вопрос: не может ли боросиликатная матрица сама по себе без помощи других барьеров обеспечить безопасность хранилищ остеклованных НСАО? Ответ на него дают результаты долгосрочных натурных опытов на полигоне ГУП МосНПО «Радон». Созданный в 1970-е годы опытный полигон представляет комплекс из трех площадок: открытой площадки ОП-1 для изучения поведения отверженных НСАО в атмосферных условиях и площадок ОП-2 и ОП-3 с приповерхностными заглубленными хранилищами. Под наблюдением находятся 48 объектов, в качестве которых выступают битумированные, цементированные, остеклованные и керамические НСАО.

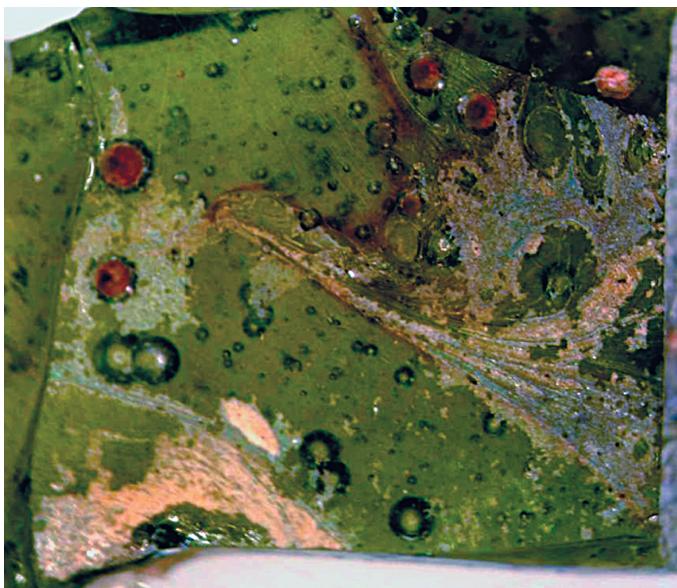
**Поведение остеклованных НСАО в условиях открытого хранения.** Находящиеся на открытом хранении остеклованные НСАО подвергаются воздействию атмосферных осадков, перепадам температуры, солнечному излучению, ветрам, циклам замерзания и оттаивания воды на поверхности и в трещинах [Соболев и др., 1990]. Годовая амплитуда температуры 60 °С, среднее количество осадков 580 мм/год. Составы стекол приведены в табл. 1, их радиоактивность составляет порядка 10<sup>-4</sup> КИ/кг. Во всех случаях стеклоблоки размещены в поддонах из нержавеющей стали, находящихся на 60 см выше поверхности Земли. Поступающие с поверхности радиоактивных стекол дождевые осадки собираются в поддоне и отбираются для анализов. На основе данных о количестве

воды, поступившей в поддон, и о концентрации в ней различных компонентов определяется скорость растворения стекол. Уже первые результаты открытого хранения показали, что стойкость боросиликатной матрицы намного выше, чем у битума и тем более цемента. К настоящему времени специалистами ГУП МосНПО «Радон» опубликовано несколько статей о поведении остеклованных НСАО Курской (реактор РБМК-1000) и Калининской (реактор ВВЭР-1000) АЭС, находящихся как в условиях открытого хранения, так и близповерхностного захоронения [Соболев и др., 1990; Barinov et al., 1996; Barinov et al., 2007; Ojovan et al., 2001; Ojovan et al., 2001; Ojovan et al., 2004; Ojovan et al., 2005; Sobolev et al., 1997; Sobolev et al., 2006].

**Поведение остеклованных НСАО в условиях близповерхностного захоронения.** В 1999–2000 гг. на опытном участке НПО «Радон» площадью 300 м<sup>2</sup> были сооружены и оборудованы для режимных наблюдений 10 шурfov глубиной по 2 м (шурфы 1–10) и 6 шурfov по 4 м (шурфы 11–16) для размещения остеклованных НСАО. Составы стекол, как и их радиоактивность, в различных контейнерах несколько различаются, однако эти различия не влияют на основные результаты исследований. Примерная радиоактивность остеклованных НСАО по <sup>137</sup>Cs составляет 2,6·10<sup>-6</sup> КИ/кг. В 2005 г. был вскрыт шурф № 8, из которого для изучения отобраны пробы стекла и вмещающих пород. Образцы стекол и вмещающих пород изучались в ИГЕМ РАН с помощью электронного микроскопа JSM-5610LV+JED-2300. Установлено, что неизмененное радиоактивное стекло характеризуется типичным для стекол раковистым изломом, светло-зеленым цветом, в тонких сколах прозрачно (рис. 3). Неоднородность стекла проявляется в наличии газовых пузырьков размером от долей до 1 мм в диаметре. Поверхность стекла загрязнена прилипшими к ней глинистыми частицами суглинка, и для СЭМ-изучения пробы стекла отмывались в воде. Глинистыми частицами также оказались за-



Рис. 3. Внешний вид остеклованных НСАО.



**Рис. 4.** Поверхность остееклованных НСАО после извлечения из хранилища. Газовые поры заполнены глинистыми частицами суглинка коричневого цвета

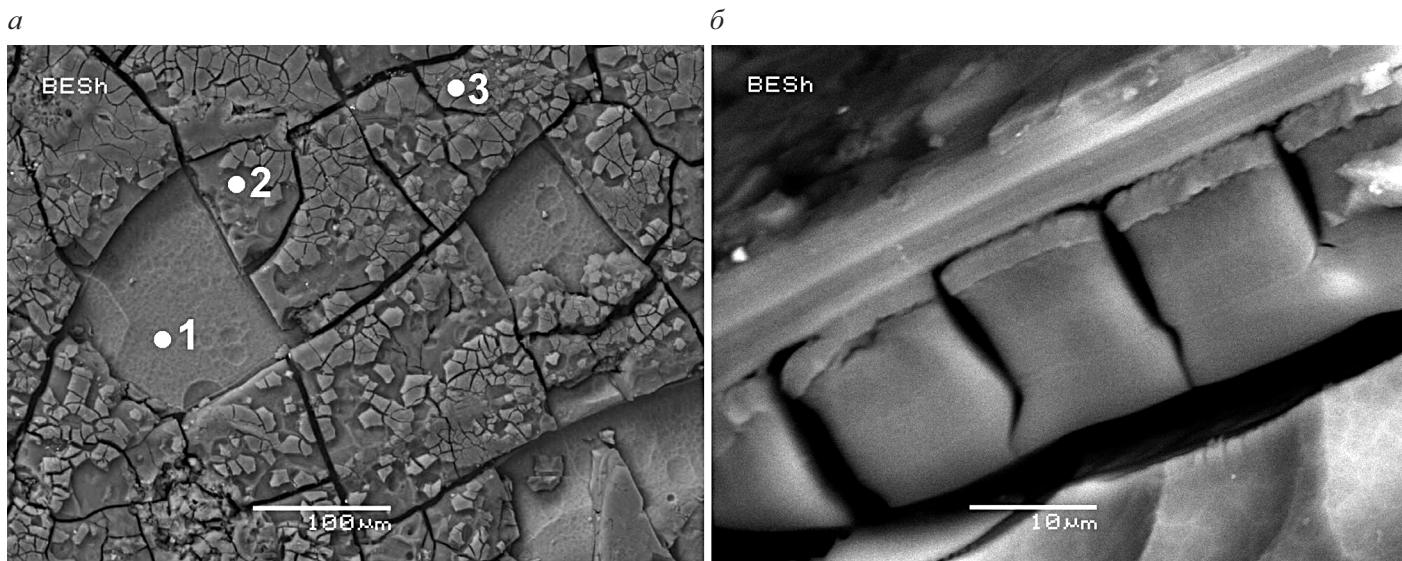
полнены находящиеся на поверхности газовые поры (рис. 4). Преобразования проявились только в зоне контакта открытой поверхности стекла с вмещающим суглинком. Толщина зоны измененного стекла составляет 15–20 мкм, ее строение меняется с глубиной. Верхний слой зоны изменения состоит из тонких чешуек неправильной формы, разделенных между собой микротрешинками. Точки, в которых определялся состав неизмененного (точка 1) и измененного (точки 2 и 3) стекол указаны на рис. 5. Несмотря на то что содержание элементов в указанных точках определялось достаточно приближенно, по данным СЭМ/ЭДС-анализа без учета кислорода, бора и воды,

**Таблица 2.** Содержание элементов в точках 1–3 по данным СЭМ/ЭДС-анализа, без учета кислорода, бора и воды

Точ-ка	Na	Mg	Al	Si	K	Ca	Fe	Сум-ма
1	10,34	1,03	2,87	25,50	0,87	13,47	3,48	57,57
2	1,33	1,03	7,76	29,39	0,28	6,64	7,28	53,69
3	0,91	1,03	7,90	29,50	0,25	6,02	8,00	53,62

различия в составах неизмененного и измененного стекла проявлены настолько контрастно, что суть химических преобразований не вызывает сомнений. Из внешней зоны происходит интенсивный вынос натрия, кальция и калия, а если учесть многочисленные данные по преобразованию стекол, то, по-видимому, и бора. В результате выноса наиболее подвижных компонентов происходит относительное обогащение внешней зоны малоподвижными элементами – алюминием и железом (табл. 2). Содержание кремния хотя и возрастает, однако в значительно меньшей степени, чем алюминия и железа.

Завершая анализ результатов изучения поведения остееклованных НСАО можно заключить, что как в условиях открытого хранения, так и, особенно, в условиях близповерхностного захоронения безопасность хранилищ может быть надежно обеспечена за счет изоляционных свойств боросиликатной матрицы. Основные факторы, обусловливающие высокие изоляционные свойства стекломатрицы, – низкая температура и образование на поверхности стекла защитного гелевого слоя. Отдавая дань важности результатов исследований на экспериментальном полигоне, следует подчеркнуть, что имеются и другие данные, свидетельствующие о возможности обеспечения безопасной изоляции НСАО с помощью остеекловывания. Особое значение имеют те из них, которые подтверждают



**Рис. 5.** СЭМ-изображение поверхности измененного стекла сверху (а) и сбоку (б) при разных увеличениях. Номера точек на левом снимке отвечают номерам анализов в табл. 2

достоверность прогноза поведения остееклованных НСАО на длительный период, сделанного на основе результатов 20-летних натурных опытов в условиях полигонов.

## ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ СТЕКЛОМАТРИЦ С ПРИРОДНЫМИ ВОДАМИ

В литературе приведено большое количество данных о взаимодействии природных и искусственных стекол с водными растворами. Большинство из них получены в результате разработки проблемы остеекловывания и захоронения ВАО. С последними связаны повышенные температуры и эффект радиолиза, что принципиально отличает их от остееклованных НСАО, поэтому для рассматриваемой проблемы наиболее интересны публикации, касающиеся поведения неактивных или слаборадиоактивных стекол при низкотемпературном взаимодействии с природными водами. Реакции взаимодействия как природных стекол, так и остееклованных НСАО сводятся к замещению ионов щелочей и щелочных земель ионами водорода, гидратации стекла, его инконгруэнтному растворению, осаждению на поверхности стекла вторичных фаз [Advocat *et al.*, 2001]. В результате формируется контактный слой измененного стекла, который по направлению к внешним границам состоит из зоны выщелачивания (диффузационного обмена), промежуточной зоны с повышенным содержанием кремнезема и водорода (так называемый и постоянно упоминаемый в литературе *гелевый слой*) и внешней зоны новообразованных аморфных и кристаллических фаз. Принципиальная схема строения внешней части блока стекла после его взаимодействия с водным раствором в целом одинакова независимо от состава стекол и растворов (рис. 6).

Типы новообразованных кристаллических и аморфных фаз и толщина зоны изменения зависят от составов раствора и стекла, времени взаимодействия, температуры, а для природных стекол – и от других факторов, которые часто невозможно точно установить. В процессах изменения наиболее инертный элемент – алюминий. Часто вариации содержаний элементов в измененном слое стекла приводятся в нормированном виде по отношению к концентрации Al.

Заметное влияние на процесс преобразования стекол оказывает состав вмещающих пород. Так, на поверхности стекол, находящихся в солях, образуются два слоя из осажденных минералов. Внешний слой состоит из минералов солей ( $MgCl_2$ ,  $KCl$ ,  $CaSO_4$ ,  $NaCl$ ) с подчиненным значением разнообразных силикатов [Wicks, 2001]. Ниже располагается слой, сложенный осажденными минералами, состоящими из компонентов, выщелоченных из стекла с примесью элементов вмещающих солей. По сравнению со

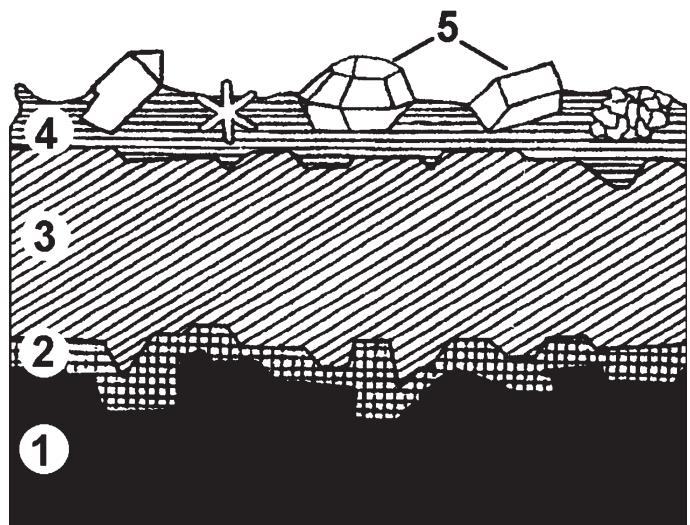


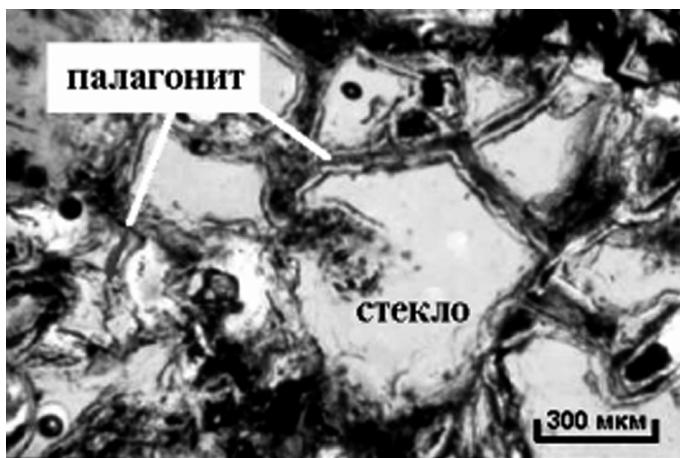
Рис. 6. Схема строения внешней части блока стекла после его взаимодействия с водным раствором [Lutze, 1988].

1 – неизмененное стекло с плотностью  $>2,5 \text{ г}/\text{см}^3$ ; 2 – реакционная пористая зона мощностью менее 1 мкм с дефицитом B, Li, Na; 3 – зона интенсивного выщелачивания с плотностью 0,8–2 г/см<sup>3</sup>; 4 – зона новообразованных аморфных фаз; 5 – зона новообразованных кристаллических фаз

стеклом этот слой обеднен плохо растворимыми элементами (Al, Fe, Zr). Образование на поверхности стекла минералов солей и обогащение внешних слоев магнием – главные отличительные особенности преобразования стекол в солях.

Как отмечено и для остееклованных НСАО, находившихся на экспериментальном полигоне НПК ГУП МосНПО «Радон», скорость растворения природных стекол со временем понижается. Большая роль в замедлении скорости растворения принадлежит гелевому слою, который выполняет функцию барьера, препятствующего выносу радионуклидов [Advocat *et al.*, 2001]. Механизм этого явления определяется накоплением в составе гелевого слоя малорасторимых элементов. В результате массообмен между раствором и неизмененным стеклом осуществляется через гелевый слой с помощью диффузии, которая при низких температурах протекает крайне медленно. Защитную роль также выполняет внешний слой новообразованных аморфных и кристаллических фаз, которые обладают высокой сорбционной способностью (смектиты, смешанослойные глинистые фазы, цеолиты и др.) и способны задерживать радионуклиды.

Положительное влияние на устойчивость стекол оказывают гидрогеохимические особенности подземных вод, которые в условиях хранилища характеризуются близнейтральными слабощелочными свойствами [Омельяненко и др., 2007]. Хотя сами стекла и бетонные инженерные барьеры способны несколько повысить фоновые значения pH подземных вод, тем не менее эти значения не смогут выйти за пределы усло-



**Рис. 7.** Палагонитизированное стекло с возрастом 90 000 лет [Crovisier *et al.*, 2003]

вий, соответствующих минимальной растворимости стекол [Lutze, 1988]. Согласно экспериментам, при 25 °C диапазон минимальной растворимости охватывает значения pH от 4 до 11. В ряде случаев, особенно в приповерхностных условиях, pH грунтовых вод могут отличаться от близнейтральных значений, которые характерны для подземных вод более глубоких горизонтов.

Устойчивость остеклованных НСАО определяется и температурными условиями близповерхностных хранилищ. Влияние температуры на растворимость стекломатриц исключительно велико. Так, при снижении температуры с 200 до 125 °C скорость растворения стекла уменьшается в 300 раз, со 125 °C до 50 °C – на два порядка и, наконец, при 5 °C она падает еще на один-два порядка. Очевидно, что безопасность хранилищ НСАО можно полностью обеспечить только за счет высокой химической устойчивости боросиликатных стекол при низких температурах.

Вопрос о зависимости коррозионной устойчивости стекломатрицы от ее состава исключительно важен. Так как безопасность хранилищ НСАО может быть обеспечена за счет боросиликатных стекломатриц самого разнообразного состава, основное значение приобретают простота и экономическая эффективность процесса остекловывания [Лифанов, 2000].

В качестве природного аналога боросиликатных стекол обычно рассматриваются континентальные и океанические базальты, перекрытые водонасыщенными осадочными толщами. В одном из обзоров [Crovisier *et al.*, 2003] показано большое сходство механизмов изменения природных базальтов и боросиликатных стекломатриц. Условия их взаимодействия с подземными водами близки к условиям подземных хранилищ РАО (температура от 0 до 15 °C, слабощелочная восстановительная обстановка). Возраст базальтов часто составляет миллионы лет, что предполагает информацию, которую невозможно получить в ходе эксперимента. Скорость коррозии природных базальтов составляет от сотых долей до десятков

микронов за 1000 лет. В результате взаимодействия с водой в базальтовых стеклах образуется внешняя оторочка изменения, которая описывается в литературе под названием *палагонитового слоя* (рис. 7). Граница палагонитового слоя и стекла всегда очень четкая. Выделяются два типа палагонитовых слоев. Первый представлен аморфным гелем, второй тип – глинистыми минералами (преимущественно смекитом) с плохо упорядоченной кристаллической решеткой.

Анализ взаимодействия водных растворов с природными базальтовыми и искусственными боросиликатными стеклами показал, что механизм выщелачивания в обоих случаях практически идентичен. Как для базальтовых, так и для боросиликатных стекол характерно уменьшение скорости выщелачивания со временем на три–пять порядков по сравнению с начальной скоростью. Изучение базальтовых стекол свидетельствует о крайне низкой скорости их долгосрочного растворения, что связывается с диффузионным механизмом массообмена через измененный слой. Экспериментальное изучение скорости выщелачивания базальтовых стекол при 25 °C показало, что на начальной стадии она составляет  $4 \cdot 10^{-3}$  г(см<sup>2</sup>·сут), через 7 дней –  $2 \cdot 10^{-4}$  г(см<sup>2</sup>·сут), а через 364 сут –  $2 \cdot 10^{-6}$  г(см<sup>2</sup>·сут). Практически такие же результаты получены для боросиликатных стекол. В долгосрочном плане скорость выщелачивания как для природных, так и для искусственных стекол со временем уменьшается на три–четыре порядка [Advocat *et al.*, 2001].

*Влияние вмещающей среды на химическую устойчивость стекломатриц.* На устойчивость стекломатрицы оказывают влияние многие факторы: состав, свойства грунтовых вод, состав и водонасыщенность вмещающих пород и многие другие. Несомненно, однако, что влияние температуры на скорость коррозии стекломатрицы настолько высоко, что многократно превосходит роль всех других факторов, вместе взятых. Тем не менее, несмотря на высокую растворимость стекол при повышенных температурах, именно остекловывание используется для иммобилизации ВАО в промышленном масштабе. В этой связи усилия специалистов нацелены на разработку условий захоронения, способствующих повышению устойчивости стекломатриц. Некоторые из полученных результатов важно учитывать и при разработке проблемы безопасного захоронения остеклованных НСАО.

Скорость растворения стекломатриц в геологических хранилищах зависит от способности вмещающей среды поддерживать реакции, влияющие на концентрацию кремнезема в зоне взаимодействия раствора и стекломатрицы. Чем ниже концентрация кремнезема во взаимодействующем растворе, тем больше скорость растворения стекломатрицы. В ряде случаев инженерные барьеры, используемые с целью предотвращения утечки радионуклидов, благоприятствуют повышению растворимости стекломатриц [Mitsui *et al.*, 2001]. Так, различные глины, в том числе и бентонит, действуют как осадители кремнезема,

что является причиной повышенной растворимости стекломатрицы. В то же время высококремнеземистые глины мало влияют на растворимость стекол. Отсюда следует, что пространство между канистрой с остеклованными отходами и глинистым водоупором следует заполнять высококремнеземистым буферным материалом.

Продукты коррозии канистр из углеродистой стали в окислительных условиях, способствуя образованию силикатов железа, повышают растворимость стекломатриц. Наличие углеродистой стали приводит к повышению скорости растворения стекломатрицы в 20 раз по сравнению с таковой в дистиллированной воде. В восстановительных условиях влияние углеродистой стали на растворимость стекломатрицы незначительно. Экспериментально обосновано, что скорость растворения стекломатрицы можно кардинально уменьшить путем введения аморфного кремнезема в зону ее контакта с вмещающими породами [Mitsui *et al.*, 2001].

Для проблемы изоляции типичных НСАО приведенные выше данные не имеют принципиального значения, так как остекловывание и низкотемпературные условия близповерхностного захоронения заведомо обеспечивают безопасность хранилищ. Вместе с тем существуют виды НСАО, содержащие небольшое количество долгоживущих радионуклидов ( $10^{-8}$ – $10^{-9}$  КИ/л). В некоторых остеклованных в НПО «Радон» видах НСАО  $\alpha$ -активность долгоживущих актинидов составляет порядка  $4 \cdot 10^{-7}$  КИ/кг [Barinov *et al.*, 2007]. Не исключено, что использование примесей для замедления скорости коррозии таких стекол в условиях хранилища отходов будет признано целесообразным.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Образование больших объемов жидких отходов низкого и среднего уровней радиоактивности (НСАО) – это неизбежное следствие развития ядерной энергетики. Если в прошлом наибольший вклад в образование НСАО в нашей стране внесла наработка оружейного плутония, то в будущем главным источником НСАО станет переработка ОЯТ реакторов ВВЭР-1000. Содержащийся в ОЯТ энергетический ресурс и его использование в реакторах на быстрых нейтронах способны компенсировать истощение природных ресурсов урана и обеспечить будущее атомной энергетики. Без решения проблемы безопасной изоляции НСАО переработка ОЯТ в необходимых масштабах представляется невозможной. Из-за огромных объемов НСАО решение проблемы их изоляции путем их сброса в открытые водоемы, мировой океан, закачки в почвы или водоносные горизонты с пресными водами недопустимо. Если бы источниками НСАО оставались только АЭС, исследовательские ядерные установки и переработка урановых руд, то проблему их изоляции можно было бы решить традиционны-

ми методами концентрирования, цементации (битумирования) и подземного захоронения. С помощью цементации жидких НСАО можно решать локальные задачи по их изоляции, однако для создания высокоэффективной и экологически безопасной индустрии по переработке и изоляции огромных масс НСАО, связанных с регенерацией ОЯТ, данный способ не имеет перспектив. Анализ имеющихся данных показал, что концентрирование, остекловывание и захоронение стекол в близповерхностных хранилищах – это оптимальный путь решения этой проблемы. Крайне низкая растворимость стекол при взаимодействии с грунтовыми и поровыми водами при низких температурах гарантирует безопасность хранилищ. Влияние температуры на скорость коррозии стекломатрицы настолько высоко, что многократно превосходит роль всех других факторов вместе взятых. Основные факторы, обуславливающие высокие изоляционные свойства стекломатрицы, – низкая температура и образование на поверхности стекла защитного гелевого слоя. Опыт изучения природных и искусственных стекол показал, что при взаимодействии с грунтовыми и поровыми водами во всех случаях образуется внешний слой измененного стекла, выполняющий роль дополнительного барьера, существенно замедляющего процесс утечки радионуклидов в окружающую среду. Со временем толщина измененного слоя увеличивается, а скорость утечки радионуклидов уменьшается на порядки. При остекловывании из 1 м<sup>3</sup> жидких НСАО с концентрацией солей около 300 кг/м<sup>3</sup> удается получить всего 0,2 м<sup>3</sup> отходов, что в 4–6 раз меньше, чем при битумировании, и в 10–20 раз меньше, чем при цементировании. Из всех известных способов иммобилизации НСАО выпаривание и остекловывание позволяют в максимальной мере добиться сокращения их объема. Несомненно, затраты на остекловывание существенно превышают таковые на цементирование или битумирование. Однако эти затраты вполне окупаются за счет значительного уменьшения объема НСАО, отсутствия необходимости сооружения инженерных барьеров, высокого уровня безопасности хранилищ, возможности размещения близповерхностных хранилищ в районах накопления и переработки НСАО независимо от особенностей геологической среды. Для иммобилизации НСАО вполне приемлемы наиболее легкоплавкие разновидности боросиликатных стекол, использование которых позволяет уменьшить энергозатраты. Примеры возможности решения проблемы подобным способом убедительно продемонстрированы на опытных полигонах НПО «Радон». Остекловывание НСАО в НПО «Радон» проводится методом ИПХТ, а в качестве компонентов стекла используется смесь датолита, кварца и суглинка. В стекло инкорпорируется 40 мас. % отходов [Лифанов, 2000]. Методика остекловывания и захоронения НСАО с полным основанием может быть использована для переработки больших объемов НСАО, образующихся в результате регенерации ОЯТ. Результаты природных наблюдений, лабораторных опытов и на-

турных исследований на экспериментальном полигоне убедительно свидетельствуют о высокой безопасности близповерхностных хранилищ остееклованных НСАО. Наряду с указанным способом изоляции НСАО может быть использована их закачка в глубоко залегающие водоносные горизонты с солеными водами, надежно изолированными от дневной поверхности, как это практикуется на полигоне НИИАР вблизи г. Димитровград. К сожалению, вероятность обнаружения подобных геологических условий в районах радиохимических предприятий весьма низка.

*Работа проводилась при финансовой поддержке Программы № 4 фундаментальных исследований Президиума РАН, направление № 5.*

## ЛИТЕРАТУРА

- Баженов Ю.М., Духович Ф.С., Куличенко В.В., Соболев И.А., Хомчик Л.М. Изучение условий захоронения радиоактивных цементов в грунт // Disposal of Radioactive Wastes into the Ground. Proc. Symp. 29 May – 2 June. Vienna. IAEA and ENEA. 1967. P. 409–417.
- Борисов Г.Б., Ильяшенко В.С., Мансуров О.А., Назаров А.В. Разработка и исследование матриц для иммобилизации американских содержащих отходов от конверсии металлического плутония // Тр. 4-й ежегодной встречи по согласованию и рассмотрению контрактных работ с Ливерморской национальной лабораторией им. Лоуренса, Санкт-Петербург. UCRL-ID-155117. 2003. С. 2007–2011.
- Завершающие этапы обращения с отработавшим ядерным топливом и высокорадиоактивными отходами в России и Соединенных Штатах Америки. Вашингтон: Нэшнл Академиз Пресс, 2003. 188 с.
- Захаров С.И., Багрецов В.Ф., Пименов М.К. и др. Некоторые результаты эксплуатации опытно-промышленной установки по удалению жидких радиоактивных отходов в глубинные формации земной коры // Disposal of Radioactive Wastes into the Ground. Proc. Symp. 29 May – 2 June. Vienna. IAEA and ENEA. 1967. P. 577–588.
- Зотов А.В., Левин К.А., Омельяненко Б.И. и др. Взаимодействие алюмофосфатного стекла с водой при повышенных температурах // Геохимия. 1996. № 9. С. 891–904.
- Кузнецов В.М. Ядерная опасность. Основные проблемы и современное состояние безопасности предприятий ядерно-топливного цикла в Российской Федерации. Изд. 2-е. М.: «ЭПИцентр», 2003. 462 с.
- Лавров Н.П., Величкин В.И., Омельяненко Б.И., Юдинцев С.В., Петров В.А., Бычков А.В. Изоляция отработавших ядерных материалов: геолого-геохимические основы. М.: ИГЕМ РАН, 2008. 254 с.
- Лифанов Ф.А. Высокотемпературное кондиционирование радиоактивных отходов низкого и среднего уровней активности: Дис. ... докт. техн. наук. М.: Издат. центр РХТУ, 2000. 48 с.
- Меньшиков В.Ф. Радиоактивные отходы ядерной энергетики России // Ядерная энциклопедия. М.: Благотворительный фонд Ярошинской, 1996. С. 231–239.
- Омельяненко Б.И., Петров В.А., Полуэктов В.В. Поведение урана в условиях взаимодействия горных пород с подземными водами // Геология рудных месторождений. 2007. Т. 49. № 5. С. 429–445.
- Рыбальченко А.И., Пименов М.К., Костин П.П. и др. Глубинное захоронение жидких радиоактивных отходов. М.: ИздАТ, 1994. 256 с.
- Соболев И.А., Хомчик Л.М., Баженов Ю.М. и др. Опытное захоронение отходов низкого уровня активности в глинистых грунтах на Московской станции // Disposal of Radioactive Wastes into the Ground. Proc. Sym. 29 May – 2 June. Vienna. IAEA and ENEA. 1967. P.37–46.
- Соболев И.А., Ожсан М.И., Щербатова Т.Д., Батохнова О.Г. Стекла для радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1999. 238 с.
- Соболев И.А., Лифанов Ф.А., Стефановский С.В. и др. Обезвреживание жидких радиоактивных отходов // Стекло и керамика. 1988. № 6. С. 401–405.
- Соболев И.А., Баринов А.С., Ожсан М.И. Испытания в натуральных условиях продуктов отверждения радиоактивных отходов // Атом. энергия. 1990. Т. 69. Вып. 5. С. 306–309.
- Спицын В.И., Пименов М.К., Балукова В.Д. и др. Основные предпосылки и практика использования глубоких водоносных горизонтов для захоронения жидких радиоактивных отходов // Атом. энергия. 1978. Т. 44. Вып. 2. С. 161–168.
- Advocat T., Jollivet P., Croviisier J.L., del Nero M. Long-term alteration mechanisms in water for SON 68 radioactive borosilicate glass // J. Nucl. Mater. 2001. V. 298. P. 55–62.
- Barinov A.S., Ojovan M.I., Ojovan N.V. 7-years leaching tests of NPP vitrified radioactive waste // Mat. Res. Soc. Symp. Proc. Mater. Res. Soc. 1996. V. 412. P. 265–270.
- Barinov A.S., Varlakova G.A., Startseva I.V., Stefanovsky S.V., Ojovan M.I. Properties of nuclear waste glass form and their evolution during long term burial testing // The 11<sup>th</sup> Int. Conf. on Chemistry and Migration Behaviour of Actinides and Fission Products in the Geosphere MIGRATION' 07 Munich, Germany, 2007. P. 52.
- Beard S.J., Godfrey W.L. Waste disposal into the ground at Hanford // Disposal of Radioactive Wastes into the Ground. Proc Symp. 29 May – 2 June. Vienna. IAEA and ENEA. 1967. P. 123–133.
- Cowan S.P. Overview of current DOE plans and activities involving vitrification // Glass as a Waste Form and Vitrification Technology. Washington. D.C.: Nat. Acad. Press, 1996. P. E8–E9.
- Croff A.G. Identification and summary of characterization of materials potentially requiring vitrification // Glass as a Waste Form and Vitrification Technology. Washington. D.C.: Nat. Acad. Press, 1996. P. D1-D14.
- Crovisier J.L., Advocat T., Dussossoy J.L. Nature and role of natural alteration gels formed on the surface of ancient volcanic glasses (Natural analogs of waste containment glasses) // J. Nucl. Mater. 2003. V 321. P. 91–109.
- Darab J.G., Meiers E.M., Smith P.A. Behavior of simulated Hanford slurries during conversion to glass // Mat. Res. Soc. Symp. Proc. Mater. Res. Soc. 1999. V. 556. P. 215–222.
- Glasser F.P. Characterisation of the barrier performance of cements // Mat. Res. Soc. Symp. Proc. Mater. Res. Soc. 2002. V. 713. P. 721–732.

- Hrma P.R., Smith P.A.* The effect of vitrification technology on waste loading // Proc. Spectrum'94. Nuclear and Hazard Waste Management. ANS, La Grange Park, IL, 60525 USA. 1994. P. 862–867.
- Lutze W.* Silicate glasses // Radioactive Waste Forms for the Future. Amsterdam. Elsev. Sci. Publish. 1988. P. 1–60.
- Mitsui S., Aoki R.* Effect of a siliceous additive on aqueous alteration of waste glass with engineered barrier materials // J. Nucl. Mater. 2001. V. 298. P. 184–191.
- Ojovan M.I., Ojovan N.V., Startseva I.V. et al.* Waste glass behavior in loamy soil of a wet repository site // J. Nucl. Mater. 2001. V. 298. P. 174–179.
- Ojovan M.I., Ojovan N.V., Startseva I.V. et al.* Experiment-based prognostication of waste borosilicate glass behavior in a loamy soil of the wet repository site // WM'01 Conference, February 25–March 1, 2001, Tucson, AZ. CD-rom.
- Ojovan M.I., Lee W.E., Barinov A.S et al.* Corrosion mechanisms of low level vitrifier radioactive waste in loamy soil // Mat. Res. Soc. Symp. Proc. Mater. Res. Soc. 2004. V. 824. P. CC5.8.1.–CC5.8.6.
- Ojovan M.I., Hand R.J., Ojovan N.V., Lee W.E.* Corrosion of alkali-borosilicate waste glass K-26 in non-saturated conditions // J. Nucl. Mater. 2005. V. 340. P. 12–24.
- Sobolev I.A., Ojovan M.I., Batyukhnova O.G., Ojovan N.V., Scherbatova T.D.* Waste glass leaching and alteration under conditions of open site tests // Mat. Res. Soc. Symp. Proc. Mater. Res. Soc. 1997. V. 465. P. 245–252.
- Sobolev I.A., Dmitriev S.A., Barinov A.S., Varlakova G.A., Golubeva Z.I., Startsceva I.V., Ojovan M.I.* 39-years performance of cemented radioactive waste in a mound type repository // Mat. Res. Soc. Symp. Proc. Mater. Res. Soc. 2006. V. 932. P. 721–726.
- Spitsyn V.I., Pimenov M.K., Yudin F.P., Balukova V.D.* Scientific prerequisites for utilizing deep-lying formations for burying liquid radioactive wastes // Disposal of Radioactive Wastes into the Ground. Proc. Symp. 29 May – 2 June. Vienna. IAEA and ENEA. 1967. P. 574–577.
- Wicks G.G.* US field testing programs and results // J. Nucl. Mater. 2001. V. 298. P. 78–85.

# СОДЕРЖАНИЕ

<i>Ю.Г. Гатинский, Д.В. Рундквист, Г.Л. Владова, Т.В. Прохорова</i> СЕЙСМО-ГЕОДИНАМИЧЕСКИЙ МОНИТОРИНГ ГЛАВНЕЙШИХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ ОБЪЕКТОВ РОССИИ И БЛИЖНЕГО ЗАРУБЕЖЬЯ . . . . .	13
<i>В.И. Осипов, Н.И. Фролова, С.П. Сущев, В.И. Ларионов</i> ОЦЕНКА СЕЙСМИЧЕСКОГО И ПРИРОДНОГО РИСКА ДЛЯ НАСЕЛЕНИЯ И ТЕРРИТОРИЙ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ . . . . .	28
<i>В.И. Величкин, Б.П. Власов, М.В. Шумилин</i> ОСНОВНЫЕ ПРОМЫШЛЕННО-ГЕНЕТИЧЕСКИЕ ТИПЫ УРАНОВЫХ МЕСТОРОЖДЕНИЙ БЫВШЕГО СССР И РОССИИ . . . . .	49
<i>С.А. Дмитриев, В.И. Величкин, Б.И. Омельяненко</i> ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОЙ ИЗОЛЯЦИИ ЖИДКИХ ОТХОДОВ НИЗКОГО И СРЕДНЕГО УРОВНЕЙ РАДИОАКТИВНОСТИ . . . . .	64
<i>В.И. Величкин, В.И. Мальковский, Н.Н. Тарасов, Ю.П. Диков</i> АНАЛИЗ УСЛОВИЙ МИГРАЦИИ РАДИОНУКЛИДОВ В ГЕОЛОГИЧЕСКОЙ СРЕДЕ В РАЙОНЕ ОЗЕРА КАРАЧАЙ (ЧЕЛЯБИНСКАЯ ОБЛАСТЬ) . . . . .	77
<i>Б.И. Омельяненко, В.И. Величкин, С.В. Юдинцев</i> ПОВЕДЕНИЕ АКТИНИДОВ В УСЛОВИЯХ ДОЛГОСРОЧНОГО ХРАНЕНИЯ И ЗАХОРОНЕНИЯ ОТРАБОТАННОГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА . . . . .	86
<i>С.В. Юдинцев, Б.И. Омельяненко</i> ГЕОХИМИЧЕСКИЕ УСЛОВИЯ ИЗОЛЯЦИИ ТЕХНЕЦИЯ . . . . .	99
<i>И.Н. Солодов, А.К. Лисицын</i> ПОЛИЭЛЕМЕНТНЫЕ ЭКЗОГЕННЫЕ ЭПИГЕНЕТИЧЕСКИЕ МЕСТОРОЖДЕНИЯ УРАНА: ГЕНЕТИЧЕСКИЕ ТИПЫ И МЕТАЛЛЫ, ИЗВЛЕКАЕМЫЕ СЕРНОКИСЛОТНЫМ ПОДЗЕМНЫМ ВЫЩЕЛАЧИВАНИЕМ . . . . .	109
<i>В.А. Петров, В.В. Полуэктов, Р.М. Насимов, А.А. Бурмистров, С.И. Щукин, Й. Хаммер</i> ИЗУЧЕНИЕ ПРИРОДНЫХ И ТЕХНОГЕННЫХ ПРОЦЕССОВ НА УРАНОВОМ МЕСТОРОЖДЕНИИ В ГРАНИТАХ ДЛЯ ОБОСНОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ДЛИТЕЛЬНОЙ ИЗОЛЯЦИИ ОЯТ . . . . .	124
<i>В.М. Котляков, Л.Н. Васильев, М.Ю. Москалевский</i> БАЛАНС МАССЫ АНТАРКТИЧЕСКОГО ЛЁДНИКОВОГО ПОКРОВА . . . . .	139

<i>Ю.Я. Мачерет, А.Ф. Глазовский, И.И. Лаврентьев</i> ВОДА В ПОЛИТЕРМИЧЕСКИХ И ТЕПЛЫХ ЛЕДНИКАХ . . . . .	152
<i>В.Н. Михаленко, С.С. Кутузов, О.В. Нагорнов, С.А. Тюфлин, И.И. Лаврентьев, С.А. Марченко, В.И. Окопный</i> СТРАТИГРАФИЧЕСКОЕ СТРОЕНИЕ И ТЕМПЕРАТУРНЫЙ РЕЖИМ ФИРНОВО-ЛЕДЯНОЙ ТОЛЩИ НА ЗАПАДНОМ ПЛАТО ЭЛЬБРУСА . . . . .	180
<i>Ю.П. Масуренков, А.Л. Собисевич</i> ЭЛЬБРУССКОЕ ОЛЕДЕНЕНИЕ – ИНДИКАТОР ГЕОТЕРМИЧЕСКОГО И ФЛЮИДНОГО СОСТОЯНИЯ ВУЛКАНА . . . . .	189
<i>А.Н. Хименков, Г.З. Перльштейн, Д.О. Сергеев, А.Н. Власов, В.П. Мерзляков, Ю.В. Халилова</i> ГЕОЭКОЛОГИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ОЦЕНКИ РИСКА ОПАСНЫХ ПРОЦЕССОВ В КРИОЛИТОЗОНЕ . . . . .	205
<i>Е.В. Коротеева, Е.И. Вейсберг, Н.Б. Куянцева, С.А. Лесина</i> ВЛИЯНИЕ КЛИМАТИЧЕСКИХ ФАКТОРОВ НА ДИНАМИКУ РАСТИТЕЛЬНОГО ПОКРОВА ВОСТОЧНЫХ ПРЕДГОРИЙ ЮЖНОГО УРАЛА . . . . .	213
<i>А.Ю. Кудеярова</i> ТРАНСФОРМАЦИЯ ПРИРОДНЫХ СОРБЦИОННЫХ БАРЬЕРОВ ПРИ ЗАФОСФАЧИВАНИИ КИСЛЫХ ПОЧВ . . . . .	223
<i>И.В. Галицкая, И.А. Позднякова, Л.С. Томс</i> МЕТОДОЛОГИЯ И МЕТОДИКА ПРОГНОЗА И УПРАВЛЕНИЯ ТЕХНОПРИРОДНЫМ ГЕОХИМИЧЕСКИМ РИСКОМ НА УРБАНИЗИРОВАННЫХ ТЕРРИТОРИЯХ . . . . .	239
<i>Л.С. Кучмент, А.Н. Гельфан</i> СОВМЕСТНОЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ВЕРОЯТНОСТНЫХ И ДЕТЕРМИНИСТИЧЕСКИХ МЕТОДОВ ОЦЕНКИ МАШТАБОВ И РИСКА КАТАСТРОФИЧЕСКИХ НАВОДНЕНИЙ НА ОСНОВЕ ФИЗИКО-МАТЕМАТИЧЕСКИХ МОДЕЛЕЙ ФОРМИРОВАНИЯ СТОКА . . . . .	252
<i>В.В. Адушкин, П.П. Фирстов</i> ОСОБЕННОСТИ ЭКСПЛОЗИВНЫХ ПРОЦЕССОВ ВУЛКАНИЧЕСКИХ ИЗВЕРЖЕНИЙ И ИХ ПРОЯВЛЕНИЕ В ВОЛНОВЫХ ВОЗМУЩЕНИЯХ В АТМОСФЕРЕ . . . . .	264
<i>А.Ю. Озеров</i> МЕХАНИЗМ ПЕРИОДИЧЕСКОГО ФОНТАНИРОВАНИЯ БАЗАЛЬТОВЫХ ВУЛКАНОВ (ПО ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМ ИССЛЕДОВАНИЯМ И ПРИРОДНЫМ НАБЛЮДЕНИЯМ) . . . . .	279
<i>О.В. Руденко, А.Л. Собисевич, Л.Е. Собисевич</i> О ФИЗИКЕ АКУСТИЧЕСКИХ НЕЛИНЕЙНОСТЕЙ И МЕДЛЕННЫХ ВОЛНАХ В ГРАНУЛИРОВАННОЙ ФЛЮИДОНАСЫЩЕННОЙ СРЕДЕ . . . . .	299
<i>В.Н. Николаевский</i> ОЧАГ ЗЕМЛЕТРЯСЕНИЯ – СОБЫТИЯ И ПРЕДВЕСТИКИ УДАРА . . . . .	316
<i>Б.В. Левин, Г.В. Шевченко, В.М. Кайстренко, Т.Н. Ивельская, Т.К. Пинегина, Н.Г. Разжигаева</i> ПРОБЛЕМА ЦУНАМИ: СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ (ДАЛЬНЕВОСТОЧНЫЙ АСПЕКТ) . . . . .	332
<i>В.А. Семенов, И.И. Мохов, М. Латиф</i> МОДЕЛИРОВАНИЕ КЛИМАТИЧЕСКИХ ИЗМЕНЕНИЙ В РЕГИОНАХ СЕВЕРНОЙ ЕВРАЗИИ ЗА ПОСЛЕДНИЕ ДЕСЯТИЛЕТИЯ . . . . .	355

---

<i>Ю.Н. Авсюк, А.Л. Собисевич</i>	
ПРИЛИВНАЯ ЭВОЛЮЦИЯ СИСТЕМЫ ЗЕМЛЯ – ЛУНА – СОЛНЦЕ	
И ГЕОДИНАМИЧЕСКАЯ АКТИВНОСТЬ ЗЕМЛИ . . . . .	373
<i>В.Ч. Хон, И.И. Мохов</i>	
ЧУВСТВИТЕЛЬНОСТЬ ГИДРОЛОГИЧЕСКОГО ЦИКЛА К ИЗМЕНЕНИЮ ОРБИТАЛЬНЫХ ПАРАМЕТРОВ	
И КОНЦЕНТРАЦИИ АНТРОПОГЕННЫХ ПАРНИКОВЫХ ГАЗОВ . . . . .	392
<i>В.М. Григорьев, Л.В. Ермакова, А.В. Мордвинов, Ю.А. Наговицын, А.Г. Тлатов,</i>	
<i>В.Г. Иванов, Е.В. Милецкий, Е.Ю. Наговицына, А.И. Хлыстова, С.А. Язев</i>	
ВОЗНИКНОВЕНИЕ АКТИВНЫХ ОБЛАСТЕЙ НА СОЛНЦЕ, ИЗМЕНЕНИЯ ЕГО ГЛОБАЛЬНОГО МАГНИТНОГО ПОЛЯ	
В 11-ЛЕТНЕМ ЦИКЛЕ И НА ДЛИТЕЛЬНОЙ ШКАЛЕ ВРЕМЕНИ . . . . .	399
<i>С.И. Сороко, В.П. Рожков, Е.Г. Сергеева, С.С. Бекшаев, С.С. Андреева, И.В. Николаев</i>	
ОСОБЕННОСТИ МОРФОФУНКЦИОНАЛЬНОГО РАЗВИТИЯ ЦЕНТРАЛЬНОЙ НЕРВНОЙ СИСТЕМЫ	
И ГЕМОДИНАМИКИ МОЗГА У ДЕТЕЙ И ПОДРОСТКОВ	
В УСЛОВИЯХ ЕВРОПЕЙСКОГО И ДАЛЬНЕВОСТОЧНОГО СЕВЕРА . . . . .	413

Научное издание

# ЭКСТРЕМАЛЬНЫЕ ПРИРОДНЫЕ ЯВЛЕНИЯ И КАТАСТРОФЫ

В 2 томах

Том 2

## ГЕОЛОГИЯ УРАНА, ГЕОЭКОЛОГИЯ, ГЛЯЦИОЛОГИЯ

*Печатается по решению Научного совета Программы  
фундаментальных исследований президиума РАН № 4*

Ответственный составитель д.ф.-м.н. Собисевич Алексей Леонидович

Технический редактор В.И. Горбенко  
Компьютерная верстка К.А. Мордвинцев  
Корректор С.Б. Суслова

Подписано в печать 05.09.11. Формат 60×90/8  
Гарнитура Таймс. Бумага мелованная. Печать офсетная  
Усл. печ. л. 54. Тираж 200 экз.

ИФЗ им. О.Ю. Шмидта РАН  
123995 ГСП-5, Д-242, Москва, ул. Б. Грузинская, 10

Отпечатано в типографии издательства «ПРОБЕЛ 2000»  
109544 Москва, ул. Рабочая, 91