

ISSN 1729-7516

Вестник НЯЦ РК

ПЕРИОДИЧЕСКИЙ НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ ЖУРНАЛ
НАЦИОНАЛЬНОГО ЯДЕРНОГО ЦЕНТРА РЕСПУБЛИКИ КАЗАХСТАН

ВЫПУСК 1(17), МАРТ 2004

Издается с января 2000 г.

ГЛАВНЫЙ РЕДАКТОР – к.т.н. ТУХВАТУЛИН Ш.Т.

РЕДАКЦИОННАЯ КОЛЛЕГИЯ: д.т.н. АРЗУМАНОВ А.А., БЕЛЯШОВА Н.Н.,
к.т.н. ГИЛЬМАНОВ Д.Г., д.ф.-м.н. ЖОТАБАЕВ Ж.Р. – **заместитель главного редактора**,
д.г.-м.н. ЕРГАЛИЕВ Г.Х., д.ф.-м.н. КАДЫРЖАНОВ К.К., КОНОВАЛОВ В.Е., к.ф.-м.н. МУКУШЕВА М.К.,
д.б.н. ПАНИН М.С., ПИВОВАРОВ О.С., ПТИЦКАЯ Л.Д., д.б.н. СЕЙСЕБАЕВ А.Т., к.ф.-м.н. СОЛОДУХИН В.П.,
д.ф.-м.н. ТАКИБАЕВ Ж.С. – **заместитель главного редактора**, д.ф.-м.н. ТАКИБАЕВ Н.Ж.

ҚРҰНДЫҚ

ҚАЗАҚСТАН РЕСПУБЛИКАСЫ ҰЛТТЫҚ ЯДРОЛЫҚ ОРТАЛЫҒЫНЫҢ
МЕРЗІМДІК ҒЫЛЫМИ-ТЕХНИКАЛЫҚ ЖУРНАЛЫ

1(17) ШЫҒАРЫМ, НАУРЫЗ, 2004 ЖЫЛ

NYC IRK Bulletin

RESEARCH AND TECHNOLOGY REVIEW
NATIONAL NUCLEAR CENTER OF THE REPUBLIC OF KAZAKHSTAN

ISSUE 1(17), MARCH 2004

СОДЕРЖАНИЕ

ОСНОВЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ И РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ТРЕБОВАНИЙ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ НА СЕМИПАЛАТИНСКОМ ПОЛИГОНЕ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В АТМОСФЕРЕ	5
Логачев В.А., Логачева Л.А.	
ОЦЕНКА ВЫХОДОВ ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ ГОРНЫХ ПОРОД ПРИ РЕКОНСТРУКЦИИ ФУНКЦИЙ ИСТОЧНИКА ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ВЗРЫВОВ	14
Ветров В.А.	
ПРАКТИКА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ КОМПЛЕКСА РАДОНОМЕТРИЧЕСКОЙ АППАРАТУРЫ	18
Абеленцев В.В., Севостьянов В.Н.	
РАДИОЛОГИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕРРИТОРИИ КАРАГАНДИНСКОЙ ОБЛАСТИ В ПРЕДЕЛАХ СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА	24
Осинцев А.Ю., Стрильчук Ю.Г., Митяев А.В.	
ВЛИЯНИЕ РАДИАЦИОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ НА МОРФО-АНАТОМИЧЕСКУЮ СТРУКТУРУ SPIRAEA HYPERICIFOLIA L.	29
Айдосова С.С., Мухитдинов Н.М., Ахтаева Н.З., Кадырова Н.Ж., Артемьев О.И.	
ОСОБЕННОСТИ ЦИТОГЕНЕТИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ РАСТЕНИЙ ОТДЕЛЬНЫХ УЧАСТКОВ СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА С РАЗЛИЧНЫМ УРОВНЕМ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ	36
Сейсебаев А.Т., Кадырова Н.Ж., Минкенова К.С., Процкий А.В.	
ОСНОВНЫЕ ЗАКОНОМЕРНОСТИ АККУМУЛЯЦИИ ¹³⁷Cs ЛЕКАРСТВЕННЫМИ РАСТЕНИЯМИ ПОСЛЕ ЯДЕРНЫХ АВАРИЙ	41
Орлов А.А., Краснов В.П., Гетьманчук А.И.	
ВЛИЯНИЕ АНТРОПОГЕННЫХ ЗАГРЯЗНЕНИЙ ЛЕСНЫХ НАСАЖДЕНИЙ НА РАДИОУСТОЙЧИВОСТЬ СЕМЯН ДРЕВЕСНЫХ РАСТЕНИЙ	49
Юшков П.И.	
ДИНАМИКА ОБЩЕЙ СМЕРТНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ НЕКОТОРЫХ РАЙОНОВ ВОСТОЧНО-КАЗАХСТАНСКОЙ ОБЛАСТИ, ПОДВЕРГАВШЕГОСЯ ОБЛУЧЕНИЮ В РЕЗУЛЬТАТЕ ИСПЫТАНИЙ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ (1949-1975 гг.)	54
Гусев Б.И., Пивина Л.М., Апсаликов К.Н., Раисова Г.К., Щербаклова С., Жазыкбаева Л.К., Саматугина О., Гроше Б., Бауэр С.	
ДИНАМИКА ОБЩЕЙ СМЕРТНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ НЕКОТОРЫХ РАЙОНОВ ВОСТОЧНО-КАЗАХСТАНСКОЙ ОБЛАСТИ, ПОДВЕРГАВШИХСЯ ОБЛУЧЕНИЮ В РЕЗУЛЬТАТЕ ИСПЫТАНИЙ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ НА СЕМИПАЛАТИНСКОМ ПОЛИГОНЕ (1976-1998 гг.)	58
Гусев Б.И., Пивина Л.М., Апсаликов К.Н., Раисова Г.К., Щербаклова С., Жазыкбаева Л.К., Саматугина О., Гроше Б., Бауэр С.	
СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЯ ИМПУЛЬСА ДАВЛЕНИЯ В ЖИДКОМ НАТРИИ	63
Вурим А.Д., Колтыгин О.В., Логачев Ю.В.	
ПРИМЕНЕНИЕ КРИОГЕННОГО ПРОБООТБОРНИКА «ПУРГА-К» ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЫБРОСОВ В АТМОСФЕРУ	69
Сергеев В.Ю., Ляхова О.Н.	
ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИЗУЧЕНИЕ СПОСОБОВ ОГРАНИЧЕНИЯ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОМПОНЕНТОВ КОРИУМА С УГЛЕРОДОМ	75
Жданов В.С., Бакланов В.В., Малышева Е.В.	
ДВУМЕРНАЯ АБЛЯЦИЯ БЕТОНА В ПРОЦЕССЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА С БЕТОНОМ	87
Жданов В.С., Васильев Ю.С., Колодешников А.А., Маруяма Ю., Кожима Е., Нагасака Х., Като М.	

ИЗУЧЕНИЕ ДЕГРАДАЦИИ БЕТОНА В ПРОЦЕССЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА С БЕТОНОМ (МССІ)	99
Жданов В.С., Васильев Ю.С., Колодешников А.А., Маруяма Ю., Кожима Е., Тахара М., Нагасака Х., Като М.	
МЕТОДИКА РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ЛИТИЕВОЙ КЕРАМИКИ	108
Гордиенко Ю.Н., Зверев В.В., Кавамура Х., Кенжин Е.А., Колбаенков А.Н., Кульсартов Т.В., Шестаков В.П., Тажибаева И.Л.	
НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ ТЕМПЕРАТУРЫ РАСПЛАВА ТУГОПЛАВКИХ КОМПОНЕНТОВ В ТИГЛЕ ЭЛЕКТРОПЛАВИЛЬНОЙ ПЕЧИ В ИССЛЕДОВАНИЯХ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ.....	115
Шаповалов Г.В.	
ГОМОГЕННЫЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР.....	123
Такибаев Ж.С.	
МЕТОДИКА ОЦЕНКИ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ МНОГОКОМПОНЕНТНЫХ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ СИСТЕМ	127
Такибаев Ж.С., Потребеников Г.К., Спицына С.А., Такибаев А.Ж., Павлова Н.Н.	
ВЛИЯНИЕ ГЕОЛОГО-ТЕКТОНИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ УЧАСТКА БАЛАПАН НА МИГРАЦИЮ РАДИОНУКЛИДОВ ПО ДАННЫМ ГК И СГК.....	132
Гринштейн Ю.А.	
МОДЕЛЬ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ ИНФОРМАЦИОННО-ПОИСКОВОЙ СИСТЕМЫ.....	139
Ястребков Д.И.	

УДК 621.039.9:614.73

ОСНОВЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ И РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ТРЕБОВАНИЙ ПРИ ПРОВЕДЕНИИ НА СЕМИПАЛАТИНСКОМ ПОЛИГОНЕ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В АТМОСФЕРЕ

Логачев В.А., Логачева Л.А.*Государственный научный центр - Институт биофизики, Москва, Россия*

Представлены данные, характеризующие те принципы, которые были заложены в основу требований к обеспечению радиационной безопасности (РБ) населения, проживавшего в прилегающих к полигону районах, а также способов реализации мероприятий, направленных на снижение уровней загрязнения окружающей среды при проведении ядерных испытаний. Отмечена особенность защитных мероприятий в разные периоды деятельности СИП, дана характеристика периодов.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время при решении таких проблем, как оценка последствий воздействия ионизирующих излучений, особое значение придается изучению действия малых доз радиации (менее 10-20 сЗв [1-5]) на живой организм. Связано это главным образом с расширением использования ионизирующих излучений в различных областях народного хозяйства, а именно, в промышленности, медицине, сельском хозяйстве и др., а также с необходимостью реально оценивать последствия возникновения различных радиационных аварий и проведения испытаний ядерного оружия в атмосфере. Причем в последние два десятилетия и в Казахстане, и в России главное внимание стали уделять оценке степени влияния на здоровье населения не только ядерных испытаний в атмосфере, которые осуществлялись в бывшем СССР на его двух полигонах – Семипалатинском и Новоземельском, но и промышленных (мирных) ядерных взрывов. Эта проблема постепенно приобрела не только социально-экономическое, но и общественно-политическое значение [6-8], став одной из главных в отношениях между Российской Федерации и Республикой Казахстан после закрытия Семипалатинского испытательного полигона (СИП) и распада СССР [7].

Следует отметить, что при подготовке и проведении каждого ядерного испытания особое внимание уделялось обеспечению общей и радиационной безопасности населения и персонала. Для этого разрабатывались специальные мероприятия, способные обеспечить такую безопасность, а их выполнение способствовало снижению радиоактивного загрязнения окружающей среды, а значит и снижению доз облучения людей. Естественно, и принципы, и критерии, которые являлись основой при разработке методов обеспечения радиационной безопасности (РБ) изменялись по мере накопления знаний о биологических последствиях воздействия ионизирующих излучений на живые организмы. Поэтому в разные периоды проведения ядерных испытаний действовали различные нормативы радиационной безопасности, то есть то, что раньше считалось

вполне безопасным, в настоящее время не соответствует современным требованиям.

Цель данного доклада – показать, какие принципы являлись основой требований к обеспечению радиационной безопасности населения, проживавшего в прилегающих к СИП районах, а также способы реализации радиоэкологических требований, направленных на снижение уровней радиоактивного загрязнения окружающей среды в период проведения ядерных испытаний.

Наиболее компетентными научными организациями, формировавшими философские основы радиационной безопасности в самом широком понимании этого словосочетания, признаны Международная комиссия по радиационной защите (МКРЗ) и Научный комитет ООН по действию атомной радиации (НКДАР). Основным принципом обеспечения радиационной безопасности можно считать следующее положение, сформулированное МКРЗ: *"Принципиальные основы РБ состоят в том, чтобы предотвращать появление детерминированных эффектов облучения (соматических поражений людей), удерживая дозы ниже существующих порогов, и обеспечить все разумные шаги (с учетом социальных и экономических факторов) для того, чтобы снизить вероятность появления стохастических эффектов... К фундаментальным основам РБ должно обязательно принадлежать ее социальное, а также научное обоснование..."* [9,10].

Принципиальной основой обеспечения РБ населения и реализации радиоэкологических требований в период проведения ядерных испытаний в атмосфере являлись временные внутриведомственные и межведомственные документы, регламентирующие на время проведения конкретного испытания допустимые величины доз облучения населения и предельно допустимые уровни загрязнения радиоактивными веществами (РВ) объектов внешней среды. Временные нормативы, естественно, изменялись во времени в процессе получения новых научных данных, а также накопления опыта в ходе проведения мероприятий, обеспечивающих РБ [11].

НОРМЫ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ И ИХ ИЗМЕНЕНИЕ ВО ВРЕМЕНИ

Все требования к мероприятиям по обеспечению РБ населения (к снижению радиационного риска до приемлемого уровня), а также к минимизации экологического ущерба, связанного с радиоактивным загрязнением внешней среды, разрабатывались под руководством Третьего главного управления при Минздраве СССР. Основой таких требований стали результаты научных исследований, которые проводились еще до начала ядерных испытаний, работы медико-санитарных частей (МЧС), развернутых на предприятиях атомной промышленности, медико-биологических исследований, проводившихся в период испытаний, а также медицинских обследований населения, проживавшего на загрязненной территории, и персонала, работавшего на предприятиях ядерно-топливного цикла.

Разрабатывались и совершенствовались методы прогнозирования радиационной обстановки и расчета доз внешнего и внутреннего облучения людей. Особенностью проведения мероприятий, обеспечивающих РБ населения в период испытаний, было то, что контроль за уровнем возможного облучения населения осуществлялся не методами приборного измерения индивидуальных доз, а по результатам наблюдения за радиационной обстановкой в ходе выполнения воздушной и наземной радиационных разведок, отбора и анализа проб объектов внешней среды для определения содержания в них РВ, включая такие биологически опасные радионуклиды, как ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{131}I , $^{239,240}\text{Pu}$. Для оценки доз внешнего и внутреннего облучения людей разрабатывались специальные методики, основой которых были различные математические модели и результаты статистических оценок.

Особо следует отметить, что в период ядерных испытаний в атмосфере для разработки мероприятий, обеспечивающих РБ населения, использовались внутри- и межведомственные документы Минздрава СССР, Минсредмаша СССР и Минобороны СССР (временные санитарные нормы и правила; временные предельно допустимые уровни загрязнения РВ; санитарные правила перевозки, хранения, учета и работы с РВ и источниками ионизирующих излучений и др.).

В таблице 1 в хронологическом порядке показано изменение допустимых доз облучения персонала и населения при различных ситуациях радиационного воздействия, а также представлен перечень основных нормативных документов, которые использовались при разработке мероприятий, обеспечивающих РБ населения при проведении атмосферных и подземных ядерных испытаний.

В период осуществления испытаний ядерного оружия в атмосфере, когда могли формироваться

локальные следы радиоактивного загрязнения, особенно при наземных взрывах, основным критерием опасности воздействия ионизирующих излучений являлись величины доз внешнего γ -излучения, которые рассчитывались с использованием данных об уровнях радиации на местности, полученных в ходе радиационных разведок. После 1951 г. стали оценивать и дозы внутреннего облучения населения, особенно населения, проживавшего вблизи полигона на следах наземных взрывов. Однако их вклад в суммарный эффект был столь незначителен, что его стали считать второстепенным. По своей величине этот вклад был как бы сопоставим с ошибкой определения дозы внешнего облучения (до 50 %) [25].

Величины допустимых доз облучения с течением времени постепенно снижались, а с середины 60-х годов и до настоящего времени остались практически неизменными.

Вместе с уменьшением величин допустимых доз облучения становились более жесткими и требования к допустимым уровням радиоактивного загрязнения воздуха, воды, продуктов питания, содержания радионуклидов в организме человека, а также к степени загрязнения различных поверхностей. Особенно ужесточены были нормативы для α -активных радионуклидов.

Следует отметить, что величины допустимых доз облучения населения, особенно в начальный период ядерных испытаний (1949-1953 гг.), были несколько завышены. Это стало причиной того, что именно в эти годы в отдельных случаях наблюдались признаки временных соматических поражений, например, таких, как изменение картины крови участников испытаний, радиационные ожоги кожи и др. В период испытаний считалось, что соблюдение правил, регулирующих величины допустимых доз облучения, может полностью обеспечить безопасность населения. Поэтому жителей районов, прилегающих к полигону, не предупреждали заблаговременно о времени проведения испытаний (за исключением испытания, проведенного 12.08.1953 г., когда осуществлялось временное отселение жителей из района возможного радиоактивного загрязнения). Это была большая ошибка руководства испытаниями. Именно отсутствие информации стало главной причиной появления недоверия местного населения к деятельности полигона, а также способствовало возникновению антиядерного движения [26,27].

Как известно, правильное понимание любых происходивших в различные периоды истории событий невозможно без знания той обстановки, которая имела место в определенные конкретные отрезки времени.

**ОСНОВЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ И РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКИХ ТРЕБОВАНИЙ
ПРИ ПРОВЕДЕНИИ НА СЕМИПАЛАТИНСКОМ ПОЛИГОНЕ ЯДЕРНЫХ ИСПЫТАНИЙ В АТМОСФЕРЕ**

Таблица 1. Основные нормативные документы СССР, регламентирующие дозы облучения персонала и населения

Год и категория облучаемых людей	Допустимая доза облучения, рентген (бэр)		Литературный источник	Примечание
	за сутки	за год		
1946	0,2	60	12, 13	Различий в допустимых дозах внешнего облучения персонала (участников испытаний) и населения не существовало.
1950	0,1	30	14	В случае аварии допускалось однократное облучение в дозе 25 Р за время не менее 15 мин, а за год - не более 100 Р.
1953	0,05	15	15, 16	то же
1957 Категория А Неработающие с РВ (категория Б) Все население	0,05	15 1,5 Не выше природного фона	17	то же
1961 Категория А Категория Б Все население	- - -	5 0,5 0,05	18, 19	В случае аварии допускалось однократное облучение в дозе 25 Р. Нормировалось загрязнение продуктов питания воды, воздуха и различных объектов внешней среды.
1969 (НРБ-69) Категория А Категория Б Все население	- - -	5 0,5 0,17 (5 бэр за 30 лет)	20	Впервые введено понятие "предел дозы" (ПД) возможного облучения ограниченной части населения (категория Б) и всего населения (категория В).
1976 (НРБ-76) Категория А Категория Б	- -	5 0,5	21	
1987 (НРБ-76/87) Категория А Категория Б	- -	5 0,5	22	
1996 (НРБ-96) Категория А Категория Б	- -	5 0,5	23	Указанные допустимые пределы доз действовали до 1 января 2000 г.
1999 (НРБ-99) Персонал (группы А и Б) Население	- -	2 за любые последовательные 5 лет, но не более 5 сЗв в год 0,1, но не более 0,5 сЗв в год	24	

Объективная необходимость проведения ядерных испытаний была продиктована международной обстановкой, сложившей в мире в 40-50-е годы, то есть после окончания второй мировой войны, когда США, которые к этому времени провели уже испытание ядерного оружия и применили его в Японии, решили возложить на себя *"бремя ответственности за дальнейшее руководство миром..."*, чего, естественно, не могло допустить руководство бывшего Советского Союза. Началась гонка ядерных вооружений. К середине 50-х годов соревнования двух ядерных держав США и СССР в совершенствовании этого вида оружия и в количестве его испытаний достигло невиданного размаха. Все это привело к излишней закрытости нашего общества, к ужесточению требований режима секретности, к отсутствию какой-либо информации об испытаниях. Поэтому допускаемые в период ядерных испытаний ошибки следует считать пороком, рожденным временем.

ОСОБЕННОСТИ ТРЕБОВАНИЙ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ В РАЗНЫЕ ГОДЫ ПРОВЕДЕНИЯ ИСПЫТАНИЙ

Необходимо отметить, что защитные мероприятия в разные периоды деятельности СИП имели свои особенности и в определенной степени характеризовали эти периоды, среди которых основными являются три:

- первый период – это 1949-1951 гг., когда мероприятия, обеспечивающие РБ населения, практически не осуществлялись, если не считать выбора на основе прогноза наиболее безлюдного сектора возможного формирования радиоактивного следа после наземного ядерного взрыва, произведенного 24.09.1951 г.;
- второй период, длившийся в течение 1953-1957 гг., характеризовался большим объемом проводимых мероприятий, в частности, отселением жителей в безопасные районы. В течение этого периода было проведено 78 ядерных испытаний, в том числе 10 наземных. Наиболее значимые события этих лет –

это осуществление 12.08.1953 г. на вышке высотой 30 м первого термоядерного взрыва мощностью 400 кт и 22.11.1955 г. воздушного испытания ядерного заряда мегатонного класса (1600 кт);

- третий период – это 1958-1962 гг. – период жесткого ограничения регламентов и условий проведения ЯИ. В эти годы считалось, что такие ограничения способствуют обеспечению РБ населения и соблюдению всех радиозэкологических требований. Поэтому, по решению Правительства СССР, население не предупреждали, к сожалению, о времени проведения ЯИ.

Осуществление 29.08.1949 г. первого экспериментального взрыва считалось в те послевоенные годы, то есть в первый период проведения испытаний, было настолько важным событием для руководства страны, что решено было пренебречь неблагоприятными метеоусловиями, которые, к сожалению, стали главной причиной радиоактивного загрязнения части территории Казахстана и Алтайского края. Но была и еще одна причина – это то, что при подготовке к проведению первого ядерного испытания специалисты не имели никаких сведений о характере радиоактивного загрязнения местности, то есть о возможности образования радиоактивного следа. Об этом стало известно только после взрыва в

ходе осуществления воздушной и наземной радиационных разведок.

Основным способом снижения доз облучения населения в течение второго периода, особенно при проведении 12.08.1953 г. самого мощного наземного ядерного взрыва в СССР была временная эвакуация жителей населенных пунктов, где по прогнозу должен был сформироваться радиоактивный след. На рисунке 1 представлена схема эвакуации населения. В отселении жителей (около 13 тысяч человек) и отгоне скота (более 390 тысяч голов) принимали участие представители правительства Казахской ССР, руководство Семипалатинской области и областей и местных партийных органов, а также 163 офицера, 205 сержантов и солдат, было использовано 620 большегрузных машин.

Предварительные расчеты, выполненные по разработанной методике прогнозирования последствий проведения наземного ядерного взрыва мощностью около 400 кт, показали, что дозы внешнего облучения до полного распада продуктов взрыва на оси следа радиоактивного загрязнения могли достигать 600 Р на расстоянии 120 км и 80 Р на расстоянии 250 км от центра взрыва.

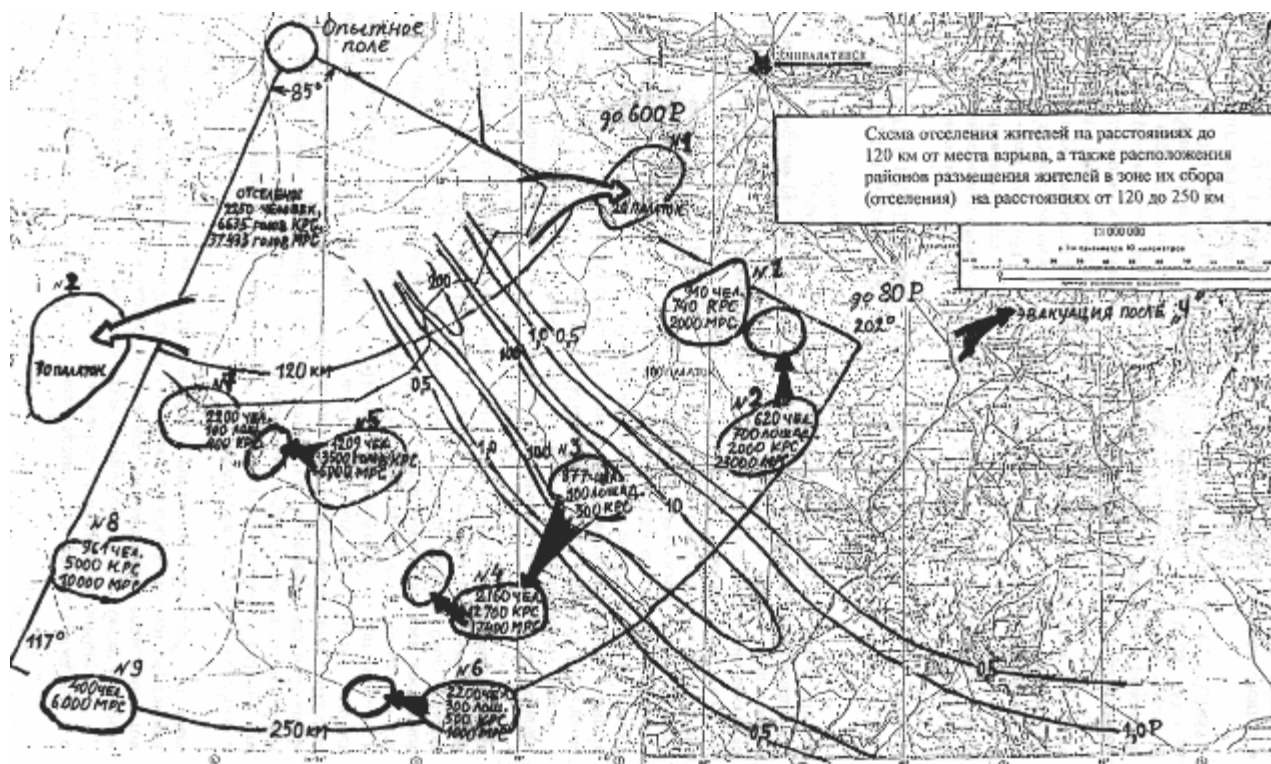


Рисунок 1.

В отчете службы РБ полигона, подготовленном И.В. Ремезовым, В.Я. Бутковым и др., по этому поводу имеются следующие сведения (архив ФЯЦ-ВНИИЭФ):

1. В соответствии с метеорологическими условиями Руководством испытаниями был выбран рабочий сектор с углом 85° (от азимута 117° до азимута 202°), в пределах которого должен находиться радиоактивный след.

Все население, проживавшее на территории, расположенной на расстоянии до 120 км от центра Опытного поля, необходимо было заблаговременно отселить за пределы рабочего сектора, а на расстояниях от 120 до 250 км – сосредоточить в нескольких районах, причем люди должны были находиться в полной готовности к последующей срочной эвакуации.

В каждом из 9 районов сосредоточения надлежало иметь эвакуационный отряд, оснащенный транспортом, связью, дозиметрическими постами.

Радиационную разведку и связь должны были обеспечивать 4 самолета Ли-2 и 3 самолета Як-12.

Из зоны отселения за 7 суток до испытания было эвакуировано в два района, расположенных вне рабочего сектора, 2250 человек и 44068 голов крупного и мелкого скота. В этих районах было установлено 90 больших армейских палаток.

В пределах рабочего сектора зоной сосредоточения эвакуированных жителей стали 9 районов:

- Район № 1 (около 1000 человек и 3000 голов скота) находился близ поселка Каскабулак;
- Район № 2 (более 600 человек и 25000 голов скота) был расположен рядом с горной грядой Аркат;
- Район № 3 (около 900 человек, 100 лошадей и 300 голов скота) располагался вблизи поселка Кара-Аул (Абай) (без учета жителей этого поселка);
- Район № 4 (более 2000 человек, 30000 голов скота) находился около г. Акдомбак;
- Район № 5 (более 1200 человек, 39000 голов скота) был рядом с г. Машам;
- Район № 6 (более 2000 человек, 15000 голов скота) располагался вблизи поселка Чубартау;
- Район № 7 (более 2000 человек, 100 лошадей, 400 голов крупного рогатого скота) находился рядом с поселком Кайнар;
- Район № 8 (более 900 человек, 15000 голов скота) был расположен вблизи поселка Татан;
- Район № 9 (400 человек, 6000 голов скота) находился около поселка Огизтау.

В отчете службы РБ полигона указывалось, что сразу после взрыва, осуществленного 12.08.1953 г., было начато ведение радиационной разведки и воздушное наблюдение за направлением движения радиоактивного облака. Результаты разведки показали повышение уровней радиации на территории района № 3. Поэтому по указанию Руководства испытаниями люди из района № 3 и жители пос. Кара-Аул были вывезены сначала в район № 4, а затем на территорию, расположенную в 20-25 км западнее района № 4. Непосредственно из пос. Кара-Аул, в котором проживало 2200 человек, своевременно не успели эвакуировать 191 человека. К сожалению, во время сборов и в ходе эвакуации в безопасное место эти люди подвергались внешнему воздействию γ -излучения, величины доз облучения при этом могли составлять примерно от 10 до 40 Р [8].

Перемещения людей в период формирования радиоактивного следа показано на рисунке 1 "жирными" стрелками. Все эвакуированные жители пос. Кара-Аул были возвращены в свои дома через 10 дней после проведенного 12.08.1953 г. взрыва, то есть 21 и 22 августа, когда мощности дозы γ -излучения на территории поселка составила 30 мР/ч. Жителям пос. Саржал разрешено было вернуться в свои дома лишь 27 августа, то есть через 16 дней после взрыва, когда мощность дозы на местности составляла 15-37 мР/ч [6-8]. Величины доз облучения жителей этих населенных пунктов не могли превысить 42 Р (сГр), что соответствовало нормативам тех лет. Следует отметить, что в 50-е годы в соответствии с принятыми рекомендациями по РБ учитывались только дозы внешнего облучения людей. И для участников испытаний, и для населения допустимая доза облучения была равна 50 Р.

Максимальное радиоактивное загрязнение местности во второй период испытаний на СИП наблюдалось после наземного ядерного взрыва, произошедшего 24.08.1956 г. Были выявлены загрязненные участки местности в дальней зоне полигона. Связано это было с выпадением осадков в виде дождя. После этого взрыва стали поступать сведения о значительном радиоактивном загрязнении пастбищ, посевов, воды и других объектов внешней среды. Это стало одной из причин посещения Семипалатинского региона министром здравоохранения СССР Ковригиной М. Д., которая заставила руководство испытаниями обратить особое внимание на необходимость повышения требований к безопасности проведения ядерных испытаний, а руководство Минздрава Казахской ССР на улучшение работы учреждений здравоохранения в районах, расположенных в зоне деятельности полигона.

ЯДЕРНЫЕ ИСПЫТАНИЯ И ВОПРОСЫ РАДИОЭКОЛОГИИ

До настоящего времени существует такая точка зрения, согласно которой Казахстан является сырьевой республикой с большим количеством продуктов, товаров и технологий, не в полной мере отвечающих экологическим требованиям [28]. При этом отмечается, что современный рыночный механизм недостаточно полно обеспечивает экологическую безопасность и устойчивое развитие общества, что в республике растут показатели заболеваемости населения, его нетрудоспособности и смертности. По мнению ряда исследователей, здоровье человека является обобщенным показателем, характеризующим как социально-экономическое и экологическое состояние государства, так и эффективность политики управления этим государством [29 и др.]. Известно, что здоровье нации на 70-80 % зависит от состояния окружающей среды и от возможности населения пользоваться услугами здравоохранения. По оценкам специалистов ВОЗ *"понятие состояния здоровья отдельной личности приобретает смысл только тогда, когда оно связано*

с окружением человека, то есть с его социальной и культурной средой" [30]. Это очень важно иметь в виду при рассмотрении вопросов, связанных с определением степени влияния ядерных испытаний на здоровье населения.

Нельзя отрицать, что определенный негативный вклад в ухудшение экологического состояния окружающей среды и здоровья населения в Семипалатинском регионе внесли ядерные испытания, проводившиеся на СИП в 1949-1989 гг. Такое мнение отражено в принятой на 52, 53 и 55 сессиях Генеральной Ассамблеи ООН резолюции "Международное сотрудничество и координация в целях человеческой и экологической реабилитации и экономического развития Семипалатинского региона Казахстана" [31].

Необходимо признать, что в первые годы проведения ядерных испытаний вопросам радиоэкологии уделялось очень мало внимания. В эти годы в бывшем СССР действовали относительно либеральные санитарные и гигиенические нормативы, о чем свидетельствуют приведенные выше в таблице данные.

В период испытаний в атмосфере было выполнено большое количество исследований, связанных с оценкой медико-биологических и экологических последствий. В ходе этих исследований, которые проводились и на полигоне, и в научных учреждениях различных ведомств, было получено много важных сведений, которыми наука ранее не располагала. Эти сведения использовались для разработки мероприятий, направленных на снижение облучения населения и улучшения радиоэкологической обстановки на территории полигона и за ее пределами, а также для обоснования допустимых норм РБ. Так, в серии атмосферных ядерных испытаний на СИП в 1961-1962 гг., когда было осуществлено 72 взрыва из всех 116 наземных и воздушных взрывов, произведенных на этом полигоне, именно результаты медико-биологических и радиоэкологических исследований стали основой для того, чтобы величину годовой допустимой дозы внешнего облучения населения принять равной 2 сГр [25].

Кроме того, для повышения РБ населения, снижения уровней радиоактивного загрязнения объектов окружающей среды и улучшения экологической обстановки в Семипалатинском регионе, причем также на основании результатов многочисленных исследований, были введены жесткие ограничения на регламенты и условия проведения ядерных испытаний, которые сводились к следующему:

Уровни радиации на границе запретной зоны полигона (60-100 км от Опытного поля) в пересчете на 2 часа после взрыва не должны были превышать 100 мГр/ч, то есть доза на местности до полного распада РВ не могла быть больше 2 сГр. Обязательным условием было недопущение наложения радиоактивных следов.

Высота воздушных взрывов (h , в метрах) должна была быть не менее $15 \times q^{1/3}$, где q – тротиловый эк-

вивалент в тоннах. Соблюдение этого условия исключало "соединение" пыли, поднятой с земли, с облаком взрыва и позволяло проводить воздушные ядерные испытания при любых направлениях ветра. Однако, если направление среднего ветра в слое от поверхности земли до высоты подъема верхней кромки облака взрыва определялось как направление в сторону таких крупных населенных пунктов, как г. Семипалатинск или г. Курчатов, то в принятом Государственной комиссией решении о проведении ядерного испытания обязательно содержались пункты, в которых оговаривались особые условия и требования, способствующие обеспечению безопасности и населения, и персонала.

Мощность наземных ядерных взрывов ограничивалась тротиловым эквивалентом 0,5 кт. И только один взрыв в течение года мог иметь мощностью 2 кт, но осуществлять его можно было лишь при благоприятных метеорологических условиях, при направлении ветра в сторону малонаселенных районов и только после уборки урожая.

Запрещалось проводить ядерные испытания, если в радиусе до 100 км от Опытного поля метеосостояние характеризовалось атмосферными осадками, а также при штилевой погоде, то есть когда скорость среднего ветра в слое высотой до 5 км от земли не превышала 10 км/ч.

В начале 60-х годов считалось, что указанные ограничения полностью могут обеспечить РБ населения, а также соблюсти все радиоэкологические требования. Поэтому для жителей прилегающих к полигону районов информация о времени проведения испытаний продолжала отсутствовать.

К сожалению, в силу различных причин не всегда выполнялись полностью перечисленные выше ограничения на условия проведения испытаний, а также тот объем мероприятий, который способствовал обеспечению безопасности населения и выполнению радиоэкологических требований. Такие требования в основном сводились к необходимости соблюдать предельно допустимые уровни загрязнения РВ продуктов питания местного производства, воды и различных объектов окружающей среды [19].

Следует отметить, что серьезным нарушением указанных выше ограничений стали ядерные испытания, проведенные 07.08.1962 г. и 25.09.1962 г., когда вместо запланированных воздушных взрывов произошли наземные. При пуске ракет оперативно-тактического назначения с ядерными зарядами не сработали в нужном режиме взрыватели и получились "клевки". К тому же была неустойчивая штилевая погода. Все это стало причиной незначительного радиоактивного загрязнения части территории бывшей Семипалатинской области и Алтайского края. Положение основных дозообразующих радиоактивных следов представлено на рисунке 2.

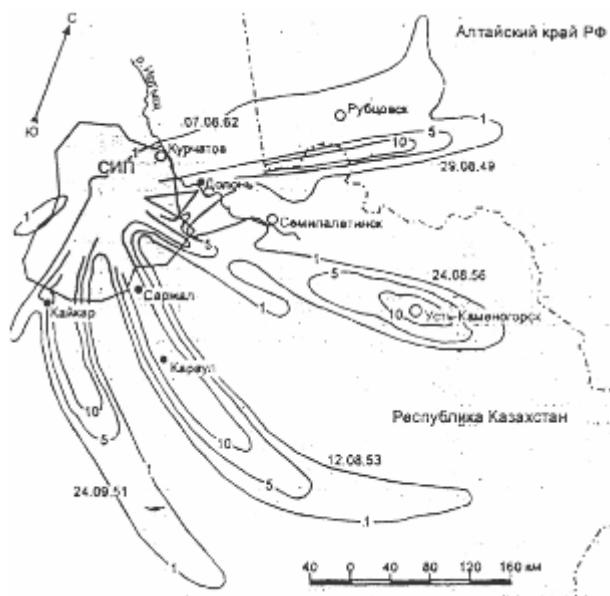


Рисунок 2. Положение основных дозообразующих следов наземных ядерных взрывов, осуществленных на Семипалатинском полигоне, с указанием доз гамма-излучения на местности до полного распада радиоактивных веществ в рентгенах

Естественно, изложенный выше материал в определенной степени дает представление о тех изменениях во взглядах на санитарно-гигиенические нормативы, на методы обеспечения РБ населения (вернее на методы снижения опасности облучения населения до установленного нормативными документами уровня) районов, прилегающих к полигону, а также на соблюдение радиоэкологических требований.

СОВРЕМЕННОЕ РАДИОЭКОЛОГИЧЕСКОЕ СОСТОЯНИЕ ТЕРРИТОРИИ ПОЛИГОНА И ПРИЛЕГАЮЩИХ К НЕМУ РАЙОНОВ

После закрытия полигона, но особенно после создания Национального ядерного центра Республики Казахстан (НЯЦ РК), в состав которого вошли 4 института, было начато масштабное обследование территории СИП для оценки ее радиоэкологического состояния. В проведении такой работы принимало и принимает участие большое количество специалистов из различных ведомств разных стран во главе с МАГАТЭ [32] и другими авторитетными международными организациями.

По результатам проводимых в последние 10 лет исследований установлено, что к настоящему времени на большей части территории полигона и в населенных пунктах, расположенных вблизи него, мощности дозы γ -излучения не превышают 0,10-0,15 мкГр/ч и лишь в районе искусственного озера Чаган и на территории Опытного поля они доходят до 40 мкГр/ч.

По оценкам специалистов, в городах и селах, расположенных на бывших следах радиоактивного загрязнения, до сего времени проживает от 30 до 40 тыс. человек [32,33].

Однако необходимо сказать о том, что в настоящее время радиоэкологическое состояние территорий за пределами полигона почти полностью определяется уровнями глобальных выпадений, а вклад в мощность дозы излучения долгоживущих радионуклидов, ранее входивших в состав локальных радиоактивных выпадений, не превышает 0,01-0,02 мкГр/ч. Эти данные основаны на результатах анализов большого количества проб почвы, проведенных российскими, казахстанскими и зарубежными специалистами для изучения содержания в них ^{137}Cs [32-35 и др.].

Следует отметить, что специалисты НЯЦ РК и, в частности, Института радиационной безопасности и экологии (ИРБЭ) – одного из четырех институтов в составе НЯЦ– совместно со специалистами различных международных организаций выполнили большой объем работ, направленных на изучение радиоэкологической обстановки на территории СИП. Полученные при этом результаты дают достаточно полное представление о масштабах и степени радиоактивного загрязнения местности на полигоне и за его пределами в результате проведения ядерных испытаний в атмосфере и под землей на опытных площадках СИП.

Естественно, возникает вопрос, сколь достаточен объем таких данных? По нашему мнению, к настоящему времени усилиями сотрудников НЯЦ РК создана объемная база данных о радиационной обстановке в Семипалатинском регионе. Использование сведений, содержащихся в такой базе данных, позволяет объективно информировать научную и широкую общественность о масштабах и степени радиоактивного загрязнения природной среды и в период проведения испытаний, и в настоящее время. Именно такие сведения стали основой для книги "Семипалатинский испытательный полигон: создание, деятельность, конверсия", изданной в США в 2002 г. [8]. Эта книга, значение которой трудно переоценить, была подготовлена к изданию Центром содействия нераспространению под руководством министра энергетики и минеральных ресурсов Республики Казахстан, профессора В. С. Школьника при активном участии специалистов Казахстана и Российской Федерации. Приведенные в этой книге данные объективно отражают радиоэкологическую обстановку, сложившуюся в Семипалатинском регионе в результате проведения на СИП ядерных испытаний.

По результатам обследования полигона было установлено, что большая часть его территории может быть использована в народнохозяйственных целях, не представляя опасности для здоровья населения. Кроме того, было рекомендовано ограничить посещение части территории "Опытного поля" полигона и местности вблизи озера Балапан в течение определенного периода времени [32 и др.]. Поскольку радиоактивное загрязнение территории "Опытного поля" и других испытательных площадок относи-

тельно локализовано, то целесообразно продолжить изучение особенностей загрязнения объектов внешней среды α -активными радионуклидами, а также закономерности их миграции.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Необходимо сказать о том, что проведение ядерных испытаний на СИП потребовало осуществления сложных и разнообразных мероприятий по обеспечению безопасности проживавшего вблизи него населения. При этом особое значение придавалось разработке научно обоснованных требований к обеспечению безопасности, основанных на медико-биологических данных, которые использовались при разработке допустимых доз облучения населения и допустимых уровней радиоактивного загрязнения различных объектов окружающей среды. Основные трудности при разработке защитных мероприятий возникали в период проведения наземных ядерных испытаний.

Имеющиеся в настоящее время сведения свидетельствуют о том, что величины доз внешнего облу-

чения населения были превышены лишь при осуществлении 29.08.1949 г. первого наземного взрыва. После остальных ядерных взрывов фактические дозы облучения населения, проживавшего в прилегающих к полигону районах, не превышали величин, установленных санитарно-гигиеническими нормативами в период испытаний.

Вместе с тем следует признать, что испытания ядерного оружия оказали определенное негативное влияние на здоровье местного населения, о чем свидетельствуют архивные материалы с результатами проводившихся специалистами Минздрава СССР в 1956-1960 гг. комплексных медицинских обследований жителей населенных пунктов, расположенных вблизи полигона.

Однако, как сказал президент НАН Казахстана Серикбек Даукеев: "В прошлом ничего изменить нельзя – надо сообщать созидать настоящее." [36]. Нельзя изменить историю, нельзя зачеркнуть прошлое, а без прошлого нет и будущего.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ильин Л. А., Кириллов В. Ф., Коренков И. П. Радиационная гигиена: Учебник. – М.: Медицина, 1999. – 384 с.
2. Кузин А. М. Идеи радиационного гормезиса в атомном веке. – М.: Наука, 1995. – 158 с.
3. Кукушкин В. Д. Радиация. Генезис, нормирование, риск, гормезис. – Ярославль: ЯГСХА, 2001. – 206 с.
4. Ильин Л. А. Радиобиология и радиационная медицина – проблемы и перспективы их взаимодействия в рамках регламентации ионизирующих излучений. /Мед. радиология и безопасность, - 1998. -№ 1. – С. 8-17.
5. Рябухин Ю. С. Методологические трудности исследований показателей здоровья при низких уровнях облучения. /Мед. радиология и безопасность, - 1998. -№ 1. – С. 37-42.
6. Ядерные испытания СССР. Семипалатинский полигон: обеспечение общей и радиационной безопасности ядерных испытаний. / Кол. авторов под рук. В. А. Логачева. - М.: Вторая типогр. ФУ "Медбиоэкстрем", 1997. - 319 с. + илл.
7. Ядерные испытания СССР: современное радиэкологическое состояние полигонов. Кол. авторов под рук. В. А. Логачева. – М.: ИзДАТ, - 2002. – 652 с.
8. Shkolnik B. S., Logachev V. A., Logacheva L. A. The Semipalatinsk Test Site: Creation, Operation and Conversion. – USA, Dep. of Energy, 2002. – 396 p.
9. Ильин Л.А. Проблемы регламентации радиоактивных излучений и уровней вмешательства в радиационной защите. 2-й сем. НКК МНТЦ. – Снежинск: ВНИИТФ, 21-25.06.1999 г.
10. Pochin E.E. J. Radiol. Pront., 1988, v. 8, № 3. – P. 163-171/
11. Логачев В.А., Логачева Л.А. Изменение во времени взглядов на критерии и методы обеспечения радиационной безопасности населения. Вестник научн. прогр. "Семипалатинский полигон - Алтай", 1995, № 1.- С. 42-49.
12. Толерантные дозы различных видов радиации. Под ред. Г.М.Франка. - М.: Минздрав СССР, 1946.
13. Летавет А.А., Дибобес И.К., Теверовский Е.Н. Развитие взглядов на нормы радиационной безопасности. - М., Атомная энергия. -Т.28. - Вып.3. - 1970.-С. 255.
14. Временные общие санитарные нормы и правила по охране здоровья работающих с радиоактивными веществами. Утверждены А.И.Бурназяном и Е.П.Славским 10.02.50г.
15. Санитарные правила перевозки, хранения, учета и работы с радиоактивными веществами (СП-129-53). Приняты в 1953 г.
16. Санитарные нормы проектирования предприятий и лабораторий. Утверждены А.И.Бурназяном 11.04.54 г. и введены в действие приказом по Минсредмашу СССР от 10.11.54г., подписанным В.А.Малышевым.
17. Санитарные правила перевозки, хранения, учета и работы с радиоактивными веществами (СП-233-57). Приняты в 1957 г.
18. Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и источниками ионизирующих излучений (СП-333-60). Утверждены М.Никитиным (Госсаннадзор) 25.06.60г. и введены в действие в 1961г.
19. Временные предельно допустимые уровни загрязненности радиоактивными веществами продуктов питания, воды, воздуха и различных объектов. Утверждены начальником 3-го ГУ при Минздраве СССР А.И.Бурназяном и главным санитарным врачом СССР Е.И.Смирновым в 1961 г.
20. Нормы радиационной безопасности (НРБ-69). - М.: Атомиздат, 1970.
21. Нормы радиационной безопасности (НРБ-76). - М.: Атомиздат, 1978, 55 с.
22. Нормы радиационной безопасности (НРБ-76/87) и Основные санитарные правила (ОСП-72/87). - М.: Энергоатомиздат, 1988.- 160 с.
23. Нормы радиационной безопасности (НРБ-96): Гигиенические нормативы., М.: Инф. изд. центр Госкомсанэпиднадзора России, 1996, - 127 с.
24. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). - М.: Минздрав России, 1999. - 116 с.

25. Коноваленко Ю.В., Вялых В.Н., Дьяченко В.И. Ядерные испытания на Семипалатинском полигоне. Барнаул, Научный совет программы "Семипалатинский полигон – Алтай", 1993, Препринт. - 20 с.
26. Бозтаев К. Б. Семипалатинский полигон. - Алма-Ата, - 1992. – 192 с.
27. Бозтаев К. Б. 29 августа. – Алматы: Атамұра, 1998. – 164 с., илл.
28. Василенко В. Н. На пути к ноосфере. Стратегия устойчивого развития общества переходного периода. – Алматы. Казахст. институт стратегич. исслед. при Президенте РК, 1997. – 378 с.
29. Василенко В. Н. Национальная безопасность и устойчивое управление государством. \ АльПари, 1998, № 2. – С. 3-8.
30. Укрепление здоровья и окружающая человека среда. ВОЗ, Женева, -1976. - 72 с.
31. Протокол технической встречи Комитета по предварительной оценке радиологических условий в Семипалатинском полигоне, Казахстан. 14-18.01.2002., МАГАТЭ, Вена. – 4 с.
32. Стагнер П., Шоу П., Мартинчич Р. Предварительная оценка радиологической ситуации на Семипалатинском испытательном полигоне Республики Казахстан: основа для дальнейших исследований. Отчет экспертной группы МАГАТЭ, Вена, 1996. – 38 с.
33. Цыб А. Ф. Справка о результатах комплексного обследования состояния здоровья населения Семипалатинской области Казахской ССР., Обнинск, 1989. - 43 с.
34. Дубасов Ю. В., Кривохатский А. С., Горин В. В. Радиоактивное загрязнение Семипалатинского испытательного полигона и прилегающих к нему территорий в результате атмосферных ядерных испытаний в 1949-1962 гг. Междунар. симпозиум по вопр. радиоакт. загрязн. площадок Европы, 11-15.10.1993 г., Антверпен, Бельгия. Сборник тезисов, 25 с.
35. МАГАТЭ. Радиологические измерения проб из Казахстана. Отчет лабораторий Агентства. Зайберсдорф, 1995.
36. Кириничьянов Ю. Между Байконуром и Семипалатинском. "Российская газета", 26 февраля 2003 г.

СЕМЕЙ ПОЛИГОНЫНДА ЖҮРГІЗІЛГЕН ЯДРОЛЫҚ СЫНАҚТАР КЕЗІНДЕ АТМОСФЕРАДАҒЫ РАДИОЭКОЛОГИЯЛЫҚ ТАЛАПТАРЫ МЕН ТҮРҒЫНДАРҒА РАДИАЦИЯЛЫҚ ҚАУПСІЗДІКТІ ҚАМТАМАСЫЗ ЕТУДІҢ НЕГІЗДЕРІ

Логачев В.А., Логачева Л.А.

Мемлекеттік ғылыми орталығы-биофизика институты, Ресей, Мәскеу

Ядролық сынақтарды жүргізген кезде қоршаған ортаның ластану дәрежесін төмендетуге бағытталған шараларды іске асыру, сондай-ақ полигонға жататын аудандардың тұрғындарына радиациялық қауіпсіздікті қамтамасыз ету талаптарының негізіндегі принциптерді сипаттайтын мәліметтер баяндамада ұсынылған. ССІП қызметтерінің әр-кезеңдегі қорғау шараларының ерекшеліктері мен осы кезеңдердің сипаттамасы берілгені белгіленген.

FRAMEWORK FOR PROVISION OF POPULATION RADIATION SAFETY AND COMPLIANCE WITH RADIOLOGICAL REQUIREMENTS DURING ATMOSPHERIC NUCLEAR TESTS AT SEMIPALATINSK TEST SITE

V.A. Logachev, L.A. Logacheva

State Research Center – Institute of Biophysics, Russia, Moscow

The paper presents principles which underlay requirements for radiation safety (RS) provision for population that lived in areas adjacent to the test site, and measures undertaken to reduce the environment contamination levels during nuclear testing. Authors describe particular features of protective measures taken during various STS operation periods and characterize these periods.

УДК 577.4:621.039.9:539.16

**ОЦЕНКА ВЫХОДОВ ПРОДУКТОВ АКТИВАЦИИ ГОРНЫХ ПОРОД
ПРИ РЕКОНСТРУКЦИИ ФУНКЦИИ ИСТОЧНИКА ПОДЗЕМНЫХ ЯДЕРНЫХ ВЗРЫВОВ****Ветров В.А.***Институт глобального климата и экологии, Росгидромет и РАН, Москва, Россия*

Рассматривается задача оценки выходов продуктов нейтронной активации горных пород при наземных и подземных ядерных взрывах - ^{46}Sc , ^{59}Fe , ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{134}Cs , $^{152, 154}\text{Eu}$ и др. Наведенная радиоактивность является важным компонентом функции источника ядерного взрыва, который необходимо учитывать при реконструкции радиационных последствий ядерных испытаний. Представлен метод расчета ожидаемых выходов наведенных радионуклидов в горной породе, основанный на рассмотрении процессов диффузии, замедления и поглощения нейтронов в полости подземного ядерного взрыва. Метод учитывает резонансное поглощение нейтронов элементами породы при высоких температурах породы, разогретой под действием излучения и энергии ударной волны. Данные, полученные для функции источника термоядерного взрыва гипотетического "чистого" заряда и для взрыва в скважине 1004 ("Чаган", 1965 г.), показывают, что вклад продуктов нейтронной активации горных пород в мощность дозы суммарного γ -излучения от продуктов взрыва достигает 70-80% в первые часы и дни и 80-90% в период до 3-5 лет после выпадений. Таким образом, неучет наведенных в горной породе радионуклидов может привести к значительному (в несколько раз) занижению дозовых нагрузок на население при реконструкции радиационных последствий ядерных испытаний.

ВВЕДЕНИЕ

В связи с проблемой реконструкции дозовых нагрузок на население от ядерных испытаний на Семипалатинском испытательном полигоне (СИП), возникает задача идентификации т.н. "функции источника" - состава и количества образующихся при каждом взрыве радионуклидов. Помимо продуктов деления, нейтронной активации и остатков элементов ядерного заряда и конструкции (^{137}Cs , ^{90}Sr , $^{239, 240}\text{Pu}$, ^3H , ^{54}Mn , ^{187}W , ^{203}Pb и др.), функция источника содержит продукты нейтронной активации горных пород и грунта - ^{46}Sc , ^{59}Fe , ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{134}Cs , $^{152, 154}\text{Eu}$ и др. Роль наведенной активности в радиоактивном загрязнении окружающей среды резко возрастает при использовании так наз. "чистых" ядерных зарядов (отношение энерговыделения за счет реакций синтеза и деления больше 10) в промышленных целях при взрывах с выбросом грунта. Представляет интерес оценить выходы продуктов нейтронной активации горных пород для типичного "чистого" заряда при взрыве в породе со средним элементным составом земной коры. Расчетные данные сравниваются с оценками выходов основных дозообразующих наведенных радионуклидов при взрыве промышленного "чистого" термоядерного заряда в скважине 1004 ("Чаган", 1965 г.), полученных по данным прямых наблюдений.

МЕТОД РАСЧЕТА

Корректный расчет нейтронной активации горной породы при ядерном взрыве основан на оценке энергии нейтронов во время поглощения ядрами элементов [1]. Эта энергия соответствует средней температуре породы, разогретой под действием излучения и ударной волны. Рассматривается термоядерный взрыв в скважине, при котором порода не-

посредственно прилегает к заряду. Задача расчета состоит в определении формы энергетического спектра нейтронов, при котором они поглощаются в породе со средним элементным составом земной коры. Расчет параметров поглощения нейтронов проводился при следующих предположениях [2]:

- за пределы зоны энерговыделения выходят нейтроны с температурой $\sim 10^7\text{K}$ (~ 1 кэв);
- начальная плотность породы существенно не изменяется за время рассеяния и поглощения нейтронов;
- поглощение нейтронов происходит при температуре породы $\sim 10^4\text{K}$ (~ 1 эв).

В среде, имеющей средний элементный состав земной коры ($\bar{A} = 20$), макросечение рассеяния нейтронов много больше макросечения поглощения. В этих условиях средняя глубина проникновения в породу высокоэнергетических нейтронов взрыва при их замедлении составит ~ 50 см. При этом в породе поглотится порядка 10% от всего потока нейтронов, вышедших за пределы оболочки заряда.

Процессы диффузии и поглощения нейтронов в условиях теплового равновесия с породой характеризуются длиной диффузии и временем жизни нейтронов. Поскольку в макросечение поглощения Σ_a основной вклад дают легкие и средние ядра, без большой ошибки можно принять, что зависимость макросечения Σ_a от энергии нейтрона E_T будет следовать простому закону $\Sigma_a \sim 1/E_T^{1/2}$. При выполнении этого условия время жизни не зависит от энергии нейтрона и равно $t_{\text{ж}} \sim 2 \cdot 10^{-4}$ с, а эффективная глубина поглощающего слоя породы будет ~ 70 см.

Ударная волна от взрыва небольшой мощности (порядка 1 кт) в граните проходит расстояние 1 м за время примерно $(6-7) \cdot 10^{-5}$ с, а за время $2 \cdot 10^{-4}$ с проходит более 2 м [3]. Для более мощных взрывов это рас-

стояние еще больше. Таким образом, замедление, диффузия и поглощение нейтронов происходят за фронтом ударной волны в слое породы, разогретом под действием лучистой энергии и ударного сжатия. Толщина испаренного слоя породы оценивается величиной $\sim 1,65$ м/кт, исходя из массы испаренной породы ~ 50 т/кт [2]. Следовательно, поглощение основного количества нейтронов происходит в испаренной породе, средняя температура которой к моменту поглощения оценивается $\sim (2-3) \cdot 10^4$ °К, что вполне соответствует сделанному нами предположению.

"Средняя" горная порода в парообразной фазе обладает, как мы видели, свойствами тяжелого газа со слабым поглощением. Энергетический спектр поглощающихся нейтронов в этом случае может быть представлен в виде суммы максвелловского и фермиевского распределений [1.4]:

$$P(E) = P_m + P_f = \frac{E}{(kT)^2} \exp\left(-\frac{E}{kT}\right) + \frac{\sqrt{\pi}}{2} \frac{\sum_a \Delta(E)}{\xi \sum_s E} \quad (1)$$

где T – температура породы; $\Delta(E)$ – функция переходной области между максвелловской и фермиев-

ской частями распределения; ξ – средний логарифмический декремент энергии на одно соударение.

Форма спектра нейтронов учитывается при расчете коэффициента Вексбота S_i (i – атомный вес изотопа активируемого элемента), величина которого означает превышение выхода Y_i наведенного радионуклида за счет резонансного поглощения материнским ядром над выходом Y_{i0} , рассчитанным для "тепловых" нейтронов реактора ($T \sim 300$ °К, $E_n \sim 0,01$ эВ), для которых резонансы в сечении поглощения практически отсутствуют [5]:

$$Y_i = S_i Y_{i0} \quad (2)$$

Нами был предложен метод оценки коэффициентов S_i путем использования известных значений резонансных интегралов I_i , представляющих собой среднее сечение поглощения нейтронов в "надкадмиевой" области спектра нейтронов реактора. Можно показать, что с приемлемой точностью $S_i \approx 2I_i / \sigma_{i0}$, где σ_{i0} – сечение поглощения тепловых нейтронов i -м изотопом. В таблице 1 представлены значения S_i , рассчитанные по этому методу для основных дозообразующих продуктов активации "средней" горной породы [2].

Таблица 1. Увеличение выхода наведенных радионуклидов за счет резонансного поглощения нейтронов в горной породе в полости подземного взрыва, S_i [2]

Радионуклид	²⁴ Na	⁴⁶ Sc	⁵⁴ Mn	⁵⁶ Mn	⁵⁹ Fe	⁶⁰ Co	¹²⁴ Sb	¹³⁴ Cs	¹⁵² Eu	¹⁵⁴ Eu	¹⁸² Ta
$S_i = 2I_i / \sigma_{i0}$	1,0	1,0	4,6	2,4	1,8	4,3	120	28	2,0	13	65

Как видно из таблицы 1, высокая температура породы является причиной существенного увеличения ожидаемых выходов наведенных радионуклидов сравнительно с выходами, рассчитанными по методу "теплого" приближения, т.е. с использованием сечений теплового поглощения нейтронов. Анализ модели расчета показывает, что значения поправок S_i слабо зависят от конечной температуры T , до которой "остывают" нейтроны при поглощении, если эта температура находится в диапазоне 1-10 эВ ($\sim 10^4$ - 10^5 °К). Следствием этого является слабая зависимость радиационных характеристик суммы наведенных радионуклидов - суммарной γ - и β -активности и т.п. Это замечание не относится, впрочем, к соотношению некоторых изотопов, например, ¹⁵²Eu и ¹⁵⁴Eu, которое может существенно зависеть от средней энергии нейтронов при поглощении.

2. ВЫХОДЫ НАВЕДЕННОЙ АКТИВНОСТИ ПРИ ПОДЗЕМНЫХ ТЕРМОЯДЕРНЫХ ВЗРЫВАХ **Условный "чистый" заряд**

Для выявления роли наведенной в породе радиоактивности нами был выполнен анализ характеристик радиоактивных продуктов, образующихся при взрыве на выброс т.н. "чистого" термоядерного заряда. Этим термином мы обозначаем условный (гипотетический) заряд, предназначенный для применения в гражданских целях – гл. образом, для производства мощных взрывов с выбросом грунта при строительстве крупных гидротехнических сооружений. В начале 1960-х г.г. в СССР и США шли ин-

тенсивные разработки подобных зарядов в связи с национальными программами мирного применения подземных ядерных взрывов [6,7].

Нами рассматривался "чистый" заряд с некоторыми типичными значениями параметров для устройств, предлагаемых в 1960-х г.г. к использованию в промышленных целях [7]:

- мощность заряда – 100 кт при отношении энерговыделения за счет реакций синтеза и деления - 100;
- коэффициент экранировки (ослабления) потока нейтронов, выходящего за пределы устройства - 200;
- окружающая заряд ("вмещающая") порода имеет средний элементный состав земной коры [8].

Функция источника "чистого" заряда была построена, исходя из условия образования продуктов деления $1,45 \cdot 10^{23}$ ядер урана или плутония (энерговыделение, эквивалентное взрыву 1 кт тринитротолуола) и продуктов активации в "средней" породе при поглощении около $7 \cdot 10^{23}$ нейтронов (с учетом температуры породы).

Экспериментальный взрыв "Чаган"

Значительное радиоактивное загрязнение территории СИП произошло в результате эксперимента "Чаган" - экскавационного взрыва, произведенного 15.01.1965 г. в скважине 1004 (глубина заложения 178 м) с целью отработки технологии создания искусственных водохранилищ в засушливых районах. Характеристики заряда: термоядерный, специальный, промышленного типа (так наз. "чистый"), общая мощность 140 кт, из них 5% (около 7 кт) – за счет реакции

деления плутония. Окружающая заряд порода состояла, в основном, из сланцев с высоким содержанием Na (2,9%), Fe (8%), Mn (0,06%) и воды (7%) [6].

С помощью расчетных методов и анализов проб выпадений нами была восстановлена функция источника взрыва "Чаган" в виде полных выходов продуктов деления и нейтронной активации вмещающих горных пород (Ки): $^{90}\text{Sr} - 480$; $^{137}\text{Cs} - 1240$; $^{155}\text{Eu} - 630$; $^{60}\text{Co} - 590$; $^{152}\text{Eu} - 720$ Ки и др. (таблица 2). Согласно оценкам, приведенным в [9], в результате радиоактивного выброса на следе облака взрыва выпало около 20% от полного количества образованной при взрыве радиоактивности.

Таблица 2. Выходы наведенных в горной породе радионуклидов при термоядерных взрывах "чистых" промышленных зарядов, Ки на 1 кт общей мощности

Радионуклид	^{24}Na	^{46}Sc	^{54}Mn	^{56}Mn	^{59}Fe	^{60}Co	^{134}Cs	^{152}Eu	^{154}Eu	^{182}Ta
"Чистый" заряд	$1,25 \cdot 10^5$	6,6	7	$7,5 \cdot 10^5$	13	3,1	3,6	1,6	1,3	18
"Чаган"	$14 \cdot 10^5$	150	70	$150 \cdot 10^5$	1500	42	22	5,1	8,3	5,9
"Schooner"			260							190

Превышение выходов наведенных в породе радионуклидов при взрыве "Чаган" примерно в 10-20 раз по сравнению с расчетными выходами для взрыва "чистого" заряда объясняется, вероятнее всего, соответственно более слабой экранировкой потока нейтронов, входящих за пределы заряда. Другая возможная причина – вклад активности, наведенной в элементах конструкции (для ^{59}Fe). Относительно высокие выходы ^{54}Mn и ^{182}Ta при взрыве "Скунер" можно объяснить теми же причинами, что свидетельствует о более высокой степени "чистоты" отечественного заряда, использованного при взрыве "Чаган".

ОЦЕНКА ВКЛАДА НАВЕДЕННОЙ АКТИВНОСТИ В РАДИОАКТИВНОЕ ЗАГРЯЗНЕНИЕ ОКРУЖАЮЩЕЙ СРЕДЫ

Данные таблице 2, вместе с данными о выходах продуктов нейтронной активации элементов конструкции заряда (^{51}Cr , ^{58}Co , ^{181}W , ^{187}W , ^{203}Pb и др. которые здесь не приводятся) были использованы для оценки вклада (доли) наведенной активности в суммарное γ -излучение радиоактивных продуктов взрыва. Величина вклада рассчитывалась как отношение энергии γ -излучения, испускаемого всеми наведенными радионуклидами, к величине энергии, рассчитанной для всей суммы продуктов взрыва (включая осколки деления). На рисунке 1 показаны зависимости от времени величины вклада наведенных радионуклидов в энергию гамма-излучения для трех рассмотренных выше взрывов.

Графики на рисунке 1 наглядно демонстрируют, что при использовании как наз. "чистых" термоядерных зарядов продукты нейтронной активации горной породы и элементов конструкции становятся основным источником радиоактивного загрязнения окружающей среды – по крайней мере, в период до 3-5 лет после взрыва.

Функции источника и вклад в γ -излучение. В таблице 2 приведены выходы радионуклидов, дающих основной вклад в γ -излучение продуктов активации горных пород при термоядерных взрывах условного "чистого" заряда, "Чаган" и "Скунер" ("Schooner", США, Невада, 1967, [10]). Выходы были рассчитаны нами, исходя из приведенных выше гипотетических характеристик и условий взрыва для "чистого" заряда и известных данных о заряде, составе радиоактивных выпадений и фракционировании радионуклидов при взрыве "Чаган". Выходы при взрыве "Скунер" привлекаются для сравнения, поскольку при этом эксперименте также был использован "чистый" термоядерный заряд специального гражданского назначения.

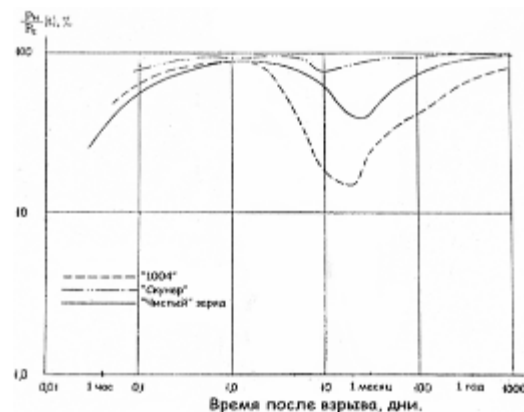


Рисунок 1. Доля (%) наведенной активности в суммарной энергии гамма-излучения продуктов термоядерных взрывов "чистого" заряда, "Чаган" (скважина 1004, СИП) и "Скунер" (Невада, США, [10])

Эксперимент "Чаган" показал, что основной вклад в мощность дозы γ -излучения на следе радиоактивных выпадений в первые часы и дни после взрыва вносили радионуклиды ^{56}Mn , ^{24}Na , ^{59}Fe , ^{46}Sc , ^{182}Ta (до 90%), а в период 1-5 лет после взрыва – ^{54}Mn , ^{134}Cs , ^{60}Co , ^{152}Eu , ^{154}Eu (до 80%).

Выводы

Корректное определение состава и количества радионуклидов, образующихся при подземных ядерных взрывах (функции источника) должно включать оценку выходов продуктов нейтронной активации горных пород и элементов конструкции заряда. Неучет радионуклидов наведенной активности при реконструкции радиационных последствий ядерных испытаний может привести к значительному (в несколько раз) занижению дозовых нагрузок на население от радиоактивных выпадений.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ямпольский П.А. Нейтроны атомного взрыва. - М. – Госатомиздат. - 1961.
2. Израэль Ю.А., Тер-Сааков А.А., Ветров В.А. Активация горных пород и формирование носителей радиоактивных продуктов при подземных ядерных взрывах // В кн.: Peaceful nuclear explosions, Vienna IAEA, 1974. - С. 389–410.
3. Mishaud L., Maury J. "Effects mecaniques en zone proche d'une explosion nucleaire sauterraine dans le granite" – In: Peaceful Nuclear Explosions: Phenomenology and Status Report (Proc. Panel) – IAEA, Vienna, 1970. - 139 p.
4. Бекурц К., Виртц К. Нейтронная физика – М., Атомиздат - 1968.
5. Westcott C.H. Rep. AEGL-1101, 1960.
6. Мирные ядерные взрывы (Обеспечение общей и радиационной безопасности при их применении) – М., ИздАТ, 2001.
7. Siddons R.A. Study of radioactivity from nuclear explosions for peaceful purposes. – Rep. AWRE, Aldermaston, UK, 1969.
8. Turekian K.K., Wedepohl K.H. Distribution of the elements in some major units of the earth's crust – Bull. Geol. Soc. Am.. 1961. - V. 72. - 175 p.
9. Израэль Ю.А. Мирные ядерные взрывы и окружающая среда – Л.: Гидрометеиздат - 1974. - 135 с.
10. Tewes H.A. Results of the Schooner excavation experiment – Rep. UCRL – 71 832, 1970.

ЖЕР АСТЫНДАҒЫ ЯДРОЛЫҚ ЖАРЫЛЫСТАРДЫҢ ҚЫЗМЕТІНІҢ КӨЗІН РЕКОНСТРУКЦИЯЛАУ КЕЗІНДЕ ТАУ ЖЫНЫСТАРЫНЫҢ БЕЛСЕНДІРІЛУ ӨНІМДЕРІН ШЫҒАРУДЫ БАҒАЛАУ

Ветров В.А.

Ғаламдық климаты мен экология инстиуты, Ресгидромет және PFA, Мәскеу, Ресей

^{24}Na , ^{46}Sc , ^{59}Fe , ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{134}Cs , $^{152,154}\text{Eu}$ және т.б. жер астындағы және жер үстіндегі жарылыстар кезінде тау жыныстарының нейтрондық белсендірілу өнімдерін шығаруды бағалау міндеті қарастырылады. Ядролық сынақтың радиациялық зардаптарын реконструкциялау кезінде мынаны ескеру қажет, ядролық жарылыстың маңызды компоненттік қызметінің көзі жасанды радиоактивті болып табылады. Жер астындағы жарылыстардың қуысындағы нейтрондық сіңісу және бәсеңділік, негізгі қаралғаны диффузиялық процесс, тау жынысындағы жасанды радионуклидтердің шығу есебінің әдісі көрсетілген. Жыныстың жоғарғы температура кезінде қыздырылғаны соқпа толқын энергиясы мен сәулеленуге әсер етеді, жыныс нейтрондық элементтерінің сіңісу резонанс әдісі ескеріледі. (1965ж. «Шаған») 1004 скважиналардағы жарылыс үшін термоядролық жарылыстың гипотетикалық «таза зарядталған қызметінің көзі алынған үшін 3-5 жылдан кейін түсім түскен кезеңде бірінші және күндізгі уақытта 80-90%, ал таулы жыныстардан нейтрондық белсендірілу үлесі қуатты дозаның гамма-сәулеленуші жарылыс өніміне 70-80% жетеді. Мұндай жағдайда, ядролық сынақтың радиациялық зардаптарын реконструкциялау кезінде таулы жынысындағы дозасы аз жерге жасанды радионуклидтерді (бірнеше рет) алып келуі мүмкін.

YIELDS ESTIMATION OF NEUTRON ACTIVATION PRODUCTS INDUCED IN ROCKS WITH A PURPOSE OF RECONSTRUCTION SOURCE TERMS FOR UNDEGROUND NUCLEAR EXPLOSIONS

V.A. Vetrov

Institute of Global Climate and Ecology RusHydromet and RAS, Moscow, Russia

The task was to estimate yields of neutron activation products induced in rocks in an underground nuclear explosion (UNE) – ^{24}Na , ^{46}Sc , ^{59}Fe , ^{54}Mn , ^{60}Co , ^{134}Cs , $^{152,154}\text{Eu}$ and others. Method developed for calculation of expected yields of these radionuclides is based on consideration of neutron diffusion, moderation and absorption processes under the conditions in the cavity of the UNE. The method takes proper account of resonant absorption of neutrons under high temperatures of the rock warmed-up by the irradiation and the shock wave impact. The source terms data estimated for thermonuclear explosions of a hypothetical "clean" explosive and for "Chagan" experiment (1965) showed, that rock neutron activation products could contribute to the dose rate formed by total radioactive products up to 70-80% in the earliest hours and days and 80-90% in 3-5 years after the explosion. Therefore, failure to take into account neutron induced radioactivity could result in drastic (up to several times) underestimation of committed doses for population when reconstructing radiation effects from nuclear tests.

УДК 538.9:621.78

ПРАКТИКА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ КОМПЛЕКСА РАДОНОМЕТРИЧЕСКОЙ АППАРАТУРЫ**Абеленцев В.В., Севостьянов В.Н.***ТОО "Соло ЛТД", Алматы, Казахстан*

В настоящей работе описывается комплекс радонометрической аппаратуры, созданный за последние годы в Казахстане и практические результаты опыта эксплуатации данного комплекса при решении различных задач.

ВВЕДЕНИЕ

К началу 1990 г. в Казахстане, как и во всех странах - республиках бывшего СССР практически отсутствовали приборы для проведения измерений объемной активности радона или его дочерних продуктов распада с порогами ниже 100 Бк/м^3 , что необходимо для контроля радиационной обстановки в жилищах и на рабочих местах. Существовавший на тот период времени парк аппаратуры позволял контролировать уровни радона, характерные только для спецпроизводств, имеющих персонал категории А. Существенный дефицит ощущался и в современной чувствительной аппаратуре для измерения радона в воде, почвенного радона и плотности потока радона с поверхностей (эксхалиции). Необходимость приборов для измерения радона в различных средах была обусловлена также тем обстоятельством, что по данным НКДАР [1] радон был определен как основной фактор, обуславливающий дозу внутреннего облучения населения Земли. В связи с вышеизложенным ясно, что обеспечение современной радонометрической аппаратурой радиологических служб в Казахстане, являлось важной и актуальной задачей. Актуальность проблемы контроля радона для Казахстана усиливалась развитой урано - и горнодобывающей промышленностью в стране.

В настоящей работе приводится описание созданного с начала 1990-х гг. комплекса приборов для проведения радоновых исследований, а также обобщаются результаты опыта многолетней эксплуатации радонометрических приборов.

ПРИБОРНОЕ ОБЕСПЕЧЕНИЕ

В настоящее время в Республике Казахстан нами разработан и запущен в серийное производство целый комплекс радонометрической аппаратуры, с помощью которой можно проводить измерения радона и радиоактивных аэрозолей в воздухе, в почве, в воде, производить измерение эксхалиции радона, исследовать ультравысокодисперсную компоненту.

Прибор для измерения радиоактивных аэрозолей "РАМОН-01М" и применение альфа - спектрометрического метода для измерения ЭРОА изотопов радона для радиационного контроля в жилищах и на рабочих местах

Известно, что α -спектрометрический метод измерения радиоактивных аэрозолей является наиболее прецизионным [2]. Этот метод был использован, например, в образцовом радиометре РАС-03,

имеющим нижний порог регистрации $\sim 100 \text{ Бк/м}^3$ и государственном специальном эталоне радиоактивных аэрозолей радона [3]. В связи с тем, что в настоящее время проводится нормирование уровня радона и для жилых помещений, появилась необходимость в проведении измерений с нижним порогом $\sim 20 \text{ Бк/м}^3$. Содержание радона в воздухе помещений нормируется по величине эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА) радона СэквRn [4], определяемой по величине скрытой энергии дочерних продуктов распада радона (ДПР).

В настоящее время принято определять СэквRn по измерениям объемной активности чистого радона CRn . Затем, чтобы получить СэквRn используют соотношение $\text{СэквRn} = F \cdot \text{CRn}$, где F - коэффициент равновесия, и при этом полагают $F = 0,5$. Это обусловлено тем, что величину CRn с технической точки зрения значительно проще измерять, чем величину СэквRn . Однако неопределенность значения F , которая в зависимости от типа и проветриваемости помещения варьирует в пределах $0,1 \div 0,9$ [1] и, что может существенно искажать определяемое значение СэквRn .

Важным фактором, влияющим на точность α -спектрометрического измерения является эффект самопоглощения α -частиц в аэрозольной пробе. Нетрудно показать, что α -спектрометрический метод при измерении радиоактивных аэрозолей можно использовать при осаждении пыли на фильтре с поверхностной плотностью не более 2 мг/см^2 [2].

Для сведения к минимуму эффекта самопоглощения необходимо использовать спектрометрические фильтры типа АФА-РСП больших площадей. Для обеспечения высокой экспрессности и высокой точности измерения необходимо повышать производительность воздухозаборного устройства и использовать детекторы большой площади регистрации. Оценки показывают, что если использовать фильтр типа АФА-РСП-20 с площадью 20 см^2 , воздушную пропускную способность воздухозабора $w=30 \text{ л/мин}$ и кремниевый полупроводниковый детектор площадью 20 см^2 , тогда, за время пробоотбора равного 2 мин и за время α -спектрометрического измерения активности аэрозольной пробы равного 2 мин (4-х минутный цикл), возможно проводить измерения СэквRn радона в диапазоне от 4 до 500000 Бк/м^3 при погрешности не превышающей 30 при доверительной вероятности $P = 0.95$. Данные характеристики сохраняются при отборе аэрозоль-

ных проб контролируемого воздуха, имеющего запыленность до 600 мг/м^3 .

Альфа - спектрометрический метод позволяет также определить коэффициент равновесия F между радоном и ДПР, коэффициент воздухообмена и, что очень важно, также дает возможность определить ЭРОА торона СэкВп в диапазоне от 8 до $500\,000 \text{ Бк/м}^3$ для 4-х минутного цикла измерения. Альфа - спектрометрический метод позволяет создать прибор для проведения массовых измерений, имеющий современный уровень сервисных возможностей, малогабаритный, автономный, на базе современной схемотехники.

Для решения описанной выше задачи был разработан и изготовлен радиометр "РАМОН-01М", состоящий из пульта управления, воздухозаборной системы с фильтром, узла детектирования, узла обработки, цифрового индикатора и кожуха с отсеком питания. В узел детектирования радиометра введены спектрометрический полупроводниковый детектор α -частиц, 10-разрядный аналого-цифровой преобразователь (АЦП) с выходом на цифровой компаратор, позволяющие производить анализ энергетического спектра α -частиц. Для удобства анализа и расширения функциональных и сервисных возможностей прибора в нем использован микроконтроллер на основе малоэнергопотребляющего КМОП - микропроцессора.

Измерения эквивалентной равновесной объемной активности радона и торона заключаются в отборе аэрозолей дочерних продуктов распада радона на аэрозольные фильтры и измерении активности α -излучателей (RaA , RaC') и (ThC'). Объемная активность короткоживущих дочерних продуктов распада радона (ДПР) и торона (ДПТ) и величина "скрытой энергии" рассчитываются по формулам, приведенным в работе [2]. В приборе предусмотрены два метода измерения, выполняемых автоматически: α -спектрометрический метод (I) и интегральный метод (метод Маркова) (II) [5], а так же ручной режим измерения. Управление всеми режимами работы прибора осуществляется микроконтроллером. В приборе имеется память для в 900-та результатов измерений, а также часы реального времени и календарь. Информация выводится на жидкокристаллическое табло, имеется звуковая сигнализация, предусмотрена возможность связи с ПЭВМ, и внесение поправочных коэффициентов в память микроконтроллера. Прибор конструктивно состоит из ударопрочного пластмассового корпуса и размещенного в нем металлического каркаса с электронными узлами: блока детектирования α -излучения, микроконтроллера, сетевого и автономного источников питания, воздухозаборного устройства. Все блоки заключены в общий корпус.

Фотография радиометра "РАМОН -01М" приведен на рисунке 1. Все органы управления и индикации размещены на лицевой панели. Для регистрации

α -излучения используется полупроводниковый кремниевый детектор α -частиц с р-п переходом площадью 20 см^2 . Импульсы напряжения, образующиеся при попадании α -частиц в детектор, усиливаются предварительным усилителем, собранным на 7 высокочастотных малощумящих транзисторах, затем поступают на 10-разрядный аналого-цифровой преобразователь (АЦП) фирмы "МАХИМ" со временем обработки $0,66 \text{ мкс}$ и поступают на вход цифрового компаратора. Наличие АЦП позволяет проводить анализ энергетического спектра α -излучателей, накопленных на фильтре. В данном приборе производится анализ следующих энергетических каналов: 1) первый канал для α -частиц с энергией выше 1 МэВ ; 2) второй канал для α -частиц с энергией выше $6,1 \text{ МэВ}$; 3) третий канал для α -частиц с энергией $> 8 \text{ МэВ}$. Импульсы с трех каналов поступают на вход микроконтроллера, где и происходит обработка первичной информации и определение значения ЭРОА радона и торона.



Рисунок 1. Фотография прибора "РАМОН-01М"

За счет высокой производительности воздухозаборного устройства и большой площади фильтра прибор может, в совокупности с герметичной от радона, торона, ДПР и ДПТ камерой, быть использован для определения объемной активности долгоживущих радионуклидов в воздухе. Другим важным аспектом использования прибора "Рамон-01М" в комплексе с диффузионной сеткой является измерение свободных атомов RaA .

Радиометр "РАМОН-01М" прошел метрологические исследования в ГП "ВНИИФТРИ" и в настоящее время является стандартизованным средством измерения в Российской Федерации (Сертификат № 657 от 14.09.95, внесен в Государственный реестр под номером № 14856-95) и в Республике Казахстан (Сертификат № 9 от 20.09.94, внесен в Государственный реестр под номером № 8-94). Радиометр обеспечивает измерение СэкВп в диапазоне

$4\text{--}5 \times 10^5 \text{ Бк/м}^3$ с погрешностью не более 30 % при доверительной вероятности $P = 0,95$. Разработанный радиометр "РАМОН-01М" прошел длительный цикл производственных испытаний и зарекомендовал себя удобным и надежным в эксплуатации. Прибор предназначен для проведения массовых обследований в жилищах и на рабочих местах, обладает высокими метрологическими характеристиками и информативностью.

Прибор для автоматического мониторинга радиоактивных аэрозолей "РАМОН-АВТОМАТ"

Согласно "Нормам радиационной безопасности" (НРБ-99) [4], при контроле эффективной дозы, обусловленной природными источниками ионизирующего излучения на производстве и в жилищах, производится контроль среднегодовых значений эквивалентной равновесной объемной активности (ЭРОА) радона (^{222}Rn) и торона (^{220}Rn). Обеспечить контроль среднегодовых значений ЭРОА при существующем аппаратном обеспечении очень сложно, в первую очередь, из-за отсутствия интегральной аппаратуры для измерения ЭРОА изотопов радона.

Существующая интегральная аппаратура для измерения радона (^{222}Rn), не обеспечивает знание среднегодовых значений ЭРОА за счет изменчивости коэффициента равновесия между радонами и короткоживущими дочерними продуктами распада (ДПР) радона в диапазоне: 0,1-0,9 при средних значениях 0,4-0,5 [1]. Вопрос об интегрировании по времени значения ЭРОА торона (^{220}Rn) остается вообще открытым. Существующие, коммерчески доступные, приборы для измерения ЭРОА радона и торона, типа "Рамон-01М", "РЭКС-альфа", "Камера-А", обеспечивают возможность получения, так называемых "мгновенных" значений ЭРОА изотопов радона при временах пробоотбора от 1 часа и менее, что также не обеспечивает знание среднегодовых значений ЭРОА изотопов радона за счет его сильных (по амплитуде в несколько раз и выше) суточных, погодных, сезонных и годовых вариаций [1].

Поставленную выше задачу определения среднегодовых значений ЭРОА изотопов радона, в принципе, позволяет решить разработанный авторами прибор для автоматического мониторинга радиоактивных аэрозолей "РАМОН-АВТОМАТ".

Данный прибор предназначен для автоматического мониторинга содержания ЭРОА радона и торона в воздухе, в помещениях и на открытой местности при проведении радиологических, радиоэкологических и геологических исследований. Прибор работает полностью в автоматическом режиме в течение длительного времени. Связь с компьютером осуществляется через модем по радиоканалу или по телефонной линии связи. Интервал между измерениями выбирается программно в диапазоне от 5 до 9 000 минут, возможен режим произвольного набора дат измерений в течении календарного года (до 500 дней).



Рисунок 2. Фотография монитора радонового "РАМОН-АВТОМАТ"

Прибор конструктивно состоит из ударопрочного пластмассового корпуса и размещенного в нем металлического каркаса с электронными узлами: блока детектирования α -излучения, микроконтроллера, сетевого и автономного источников питания, воздухозаборного устройства и механизма поворота диска с фильтрами. Измерение ЭРОА радона и торона заключается в отборе аэрозолей дочерних продуктов распада радона и торона на аэрозольные фильтры и измерение активности α -излучателей. Для захвата дисперсной фазы аэрозолей в качестве фильтров используются АФА-РСП-5. Фильтры закрепляются в диске. На одном диске - 32 фильтра. Вращение диска осуществляется программно-управляемым механизмом с электрическим приводом. Фотография монитора радонового "РАМОН-АВТОМАТ" приведена на рисунке 2. Для регистрации α -излучения используется полупроводниковый кремниевый детектор α -частиц с р-п переходом площадью $10,0 \text{ см}^2$. Импульсы напряжения, образующиеся при попадании α -частиц в детектор, усиливаются усилителем и дискриминируются пороговым устройством. Дискриминатор имеет трехканальный выход: 1) первый канал для α -частиц с энергией выше 1 МэВ; 2) второй канал для α -частиц с энергией выше 6,1 МэВ; 3) третий канал для α -частиц с энергией $> 8 \text{ МэВ}$. Расчет значений ЭРОА радона и торона, активностей их дочерних продуктов распада и коэффициента равновесия, проводится по формулам, приведенным, например, в [2]. Дискриминированные импульсы поступают на вход микроконтроллера. Микроконтроллер выполнен на микросхеме фирмы "INTEL" типа 80L51 с микросхемой памяти типа P28F256A. Управление режимами работы осуществляется 12-ти кнопочной клавиатурой. Схема источников питания включает:

стабилизатор напряжения +10В, +5В, схема управления режимом заряда аккумулятора, источник питания воздухозаборного устройства.

При включении режима измерения ЭРОА радона и торона, диск передвигается на один кадр по часовой стрелке. Далее включается спектрометрический усилитель и в течение 3-х минут измеряются значения фона с фильтра. Если значения фона не превышают заданного значения, тогда диск переводится на шаг назад и включается воздухоподувное устройство. Если значения фона фильтра выходят за пределы допустимых, тогда диск переводится на кадр вперед и измеряется фон следующего фильтра. Воздухоподувное устройство со скоростью прокачивания 10 л/мин работает в течение 128 сек; далее фильтр переводится в отсек детектирующего устройства и в течение 112 сек измеряется активность α -излучателей с фильтра. В конце измерения звучит звуковой сигнал и на табло выводится информация об активности в Бк/м³. Значение ЭРОА радона, торона, дата и время измерения автоматически заносятся в память прибора. В памяти возможно хранение до тысячи данных измерений. В случае необходимости данные измерений с помощью модема передаются в центральный приемный центр. С приемного центра можно дистанционно управлять всеми режимами работы прибора.

Основные технические характеристики прибора следующие: размер – 405х400х200 мм; вес – 7,0 кг; питание-220 В, 50 ГЦ/110 В, 60 ГЦ и аккумуляторная батарея емкостью 4 А·час с подзарядным устройством; площадь полупроводникового кремниевого детектора – 500 мм²; скорость воздухозабора через фильтр АФА РСП 5 – 10 л/мин; без подзарядки аккумулятора возможно проведение не менее 300 измерений в автономном режиме; аттестованная методика измерения- спектрометрическая с полным циклом в течение 4 мин; диапазон измерений: радона- от 15 до 500 000 Бк/м³, торона – от 30 до 500 000 Бк/м³; погрешность измерения не более 30%. В настоящее время имеется опыт непрерывной работы прибора в течение шести месяцев. Прибор имеет несколько режимов автоматической диагностики о работоспособности. Отметим, что для помехений с запыленностью < 10 мг/м² воздуха, смену диска с фильтрами можно проводить не чаще, чем при проведении 20 измерений на 1 фильтр.

В качестве перспективы модернизации прибора "РАМОН-АВТОМАТ", предусматривается снабжение его диффузионной батареи для дополнительного мониторингования ультравысокодисперсной фазы радиоактивных аэрозолей, определяющих основную дозовую нагрузку при ингаляции ДПР [2]. На рисунке 3 в качестве примера приведены данные полученные на приборе "РАМОН-АВТОМАТ". Видны значительные кратковременные вариации значений ЭРОА, объемной активности RaA, их относительной разницы, т.е. коэффициента равновесия.



Рисунок 3. Пример автоматического мониторинга ЭРОА радона и объемной активности RaA в комнате панельного здания на 1-м этаже

Прибор для измерения материнского радионуклида RN222 "РАМОН – РАДОН – 01"

Авторами разработан и осуществлен производственный выпуск прибора для измерения радона – ²²²Rn в различных средах – в воздухе, в воде, в почве, потоков радона с различных поверхностей. Необходимость данной разработки вызвана двумя обстоятельствами: а) отсутствием в Казахстане собственного производства; б) наличием ряда недостатков у существующих приборов, которые используются казахстанскими радиологическими службами.

Остановимся подробнее на преимуществах прибора "Рамон-Радон-01".

Первое и главное преимущество – отсутствие радиоактивного загрязнения в приборе после проведения измерений. У широко используемых в странах СНГ приборах "РАА-01", "Альфафад" (пр-во МТМ "Защита", Россия) и "Альфагвад" (Германия) пробоотбор осуществляется непосредственно в измерительную камеру. После проведения пробоотбора, например в пробах "РАА-01М", "Альфафад", измерение объемной активности ²²²Rn проводится путем электростатического осаждения атомов RaA (²¹⁸Po) на площадь полупроводникового детектора с последующей регистрацией α -частиц от распада RaA. Очевидным недостатком такой системы является то, что при больших значениях объемной активности ²²²Rn для проведения последующего замера при относительно малых значениях объемной активности ²²²Rn требуется значительная, иногда более 10 часов, выдержка прибора. Поэтому у данных приборов существует и достаточно низкое значение верхнего диапазона измерений – 20 КБк/м³. Подобное ограничение существует и в приборе "Альфагвад", вследствие оседания дочерних продуктов распада радона (ДПР) на стенках ионизационной камеры, в которой и происходит измерение объемной активности радона. "Радиоактивная инерционность" приборов "РАА-01", "Альфафад" и "Альфагвад" делает их малоприспособными и при проведении автоматического мониторинга в условиях резких отрицательных по

времени производных в изменении объемной активности радона. Вторым преимуществом является то, что в отличие от описанных выше приборов, прибор "Рамон-Радон-01" обладает практически нулевой "радиоактивной инерционностью" за счет своих конструктивных особенностей. Проведение электростатического осаждения после пробоотбора ДПР из камеры на сменный фильтр, с последующим измерением α -активности фильтра, позволяет избежать радиоактивного загрязнения прибора в процессе измерений. Это позволяет резко увеличить верхний диапазон измеряемой величины, ограниченной только быстродействием электронных узлов прибора. Третье преимущество заключается в том, что дискретность измерений определяется только временем проведения полного цикла измерений, который составляет 30 минут. На рисунке 4 представлен внешний вид прибора "Рамон-Радон-01".



Рисунок 4. Внешний вид прибора "Рамон-Радон – 01"

Технические характеристики прибора следующие:

Диапазон измерения ОА радона в воздухе в составе с α -радиометром "РЗА-01" или с радиометром "Рамон-01М" от 20 до 5×10^5 Бк/м³.

Предел допускаемой основной относительной погрешности измерения $\pm 20\%$.

Объемный расход воздуха воздуходувного устройства: $(1 \pm 0,1)$ л/мин.

Напряжение, подаваемое в измерительную камеру для электростатического осаждения продуктов распада радона – 1200 В.

Питание прибора осуществляется от сетевого адаптера или от встроенной аккумуляторной батареи, напряжением 9,6 В емкостью 1,5 А/ч.

Габаритные размеры прибора: 310 x 195 x 220 мм.

Масса прибора – не более 4 кг.

Система автоматического экологического мониторинга "АМ-ЭКО-01-СОЛО"

Система "АМ-ЭКО-01-СОЛО" предназначена для непрерывного измерения экологической ситуации в окружающей среде, а именно: мощности эквивалентной дозы γ -излучения и значений объемной активности радона в почвенном воздухе. Система измеряет температуру, давление и влажность окру-

жающей среды. При необходимости возможно оснащение системы датчиками CO, CO², NOx и др. Один полевой пункт системы наращивается до 7-и датчиков. Предусмотрена возможность установки в систему детекторов медленных нейтронов, для определения влагозапасов в снеге с целью прогнозирования схода снежных лавин и определения влажности почв для наблюдения за оползнями. Информация о влагозапасах в снеге и почве полезна для нужд сельского хозяйства.

Система состоит из нескольких полевых пунктов и приемного центра. Возможно автономное использование полевого пункта без приемного центра. Полевой пункт предназначен для автономной работы в диапазоне температур: от - 40⁰ С до + 50⁰ С, влажности: до 100 %. Стандартной комплектации одного источника питания, включающего две батареи, достаточно для непрерывной автономной работы полевого пункта в течение от 6-ти до 12-ти месяцев. Возможна комплектация батареями большей емкости. Фотография системы мониторинга показана на рисунке 5. Стандартный полевой пункт включает: - газоразрядный детектор гамма-излучения; - детектор радона; - высоковольтный источник питания; - комплект батарей; - микроконтроллер, управляющий работой полевого пункта; - часы реального времени; - датчики температуры, давления и влажности.



Рисунок 5. Внешний вид прибора "АМ-ЭКО-01-СОЛО"

Данные измерений γ -фона записываются в память микроконтроллера. Данные представляют собой непрерывный временной ряд значений мощности эквивалентной дозы γ -излучения с указанием даты и времени измерения, а также значение накопленной дозы. Временной интервал для измерения мощности дозы программно изменяем. Дополнительно каждый полевой пункт возможно снабжать α -трековым детектором для интегральных измере-

ний объемной активности радона. Корпус полевого пункта изготовлен из ударопрочного пластика диаметром 50 мм и длиной 560 мм, масса полевого пункта не более 2 кг. Количество полевых пунктов определяется требованием потребителя. Считывание информации о γ -фоне и других параметрах возможно с помощью переносной ПЭВМ. При наличии приемного центра, вся информация автоматически по радиоканалу принимается с полевых пунктов.

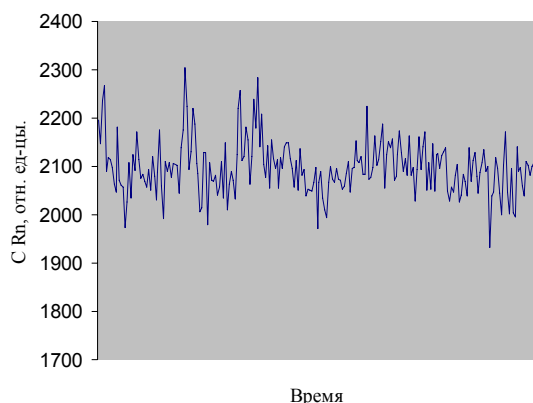


Рисунок 6. Пример работы системы мониторинга при измерении значений объемной активности почвенного радона (20-и минутные данные с часовым интервалом измерений почвенного радона)

ЛИТЕРАТУРА

1. "Источники, эффекты и опасность ионизирующей радиации". Доклад НКДАР ООН за 1988 г., М.: Мир-1992.
2. Рузер Л. С. Радиоактивные аэрозоли. - М.: Издательство стандартов. - 1968.- 191 с.
3. Кузнецов Ю.В. "Измерительная техника", №1, - 1980.
4. "Нормы радиационной безопасности (НРБ)-99", СП 2.6.1.758-99. - Алматы (2000). - 80 с.
5. Марков К.П., Рябов Н.В., Стась К.Н. Труды СНИИП, М.: Атомизда. -, 1962. Вып.2. - С. 183-190.

РАДОНОМЕТРИЯЛЫҚ АППАРАТУРА КЕШЕНІН ҚОЛДАНУ ТӘЖІРИБЕСІ

Абеленцев В.В., Севостьянов В.Н.

"Соло ЛТД" ЖШС, Алматы

Осы жұмыста, Қазақстанда ақырғы жылдарда құрылған радонометриялық аппаратура кешені бейнеленген, және әр-түрлі мәселелерді шешу барысында осы кешенді пайдалану тәжірибесінің практикалық нәтижелері берілген.

PRACTICE OF RADON-MEASURING EQUIPMENT UTILIZATION

V.V. Abelentsev, V.N. Sevost'yanov

SOLO LTD Limited Partnership, Almaty

The paper describes a set of radon-measuring equipment built up in Kazakhstan in recent years and presents bottom line of the equipment operation experience gained while fulfilling various tasks.

УДК 577.4:614.876.539.16

**РАДИОЛОГИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ТЕРРИТОРИИ КАРАГАНДИНСКОЙ ОБЛАСТИ
В ПРЕДЕЛАХ СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА****Осинцев А.Ю., Стрильчук Ю.Г., Митяев А.В.***Институт радиационной безопасности и экологии ННЦ РК, Курчатов, Казахстан*

Проведены радиоэкологические исследования на территории Карагандинской области в пределах СИП. Оценены виды и степень радионуклидного загрязнения обследованных территорий. Выявлены районы с радиоактивным загрязнением, обусловленным проведением ядерного испытания 1951 г., и испытаниями боевых радиоактивных веществ. Радиоактивное загрязнение отдельных участков может привести к получению сверхнормативных дозовых нагрузок населением при условии длительного пребывания на данной территории.

ВВЕДЕНИЕ

Многолетние испытания ядерного оружия привели к необратимым процессам в окружающей среде, связанным с нарушением природного равновесия растительного и животного мира и нанесшим значительный ущерб здоровью населения прилегающих к полигону районов. В результате проведения ядерных испытаний в атмосферу было выброшено огромное количество радиоактивных веществ, которые частично осели на территории Семипалатинского испытательного полигона (СИП). Другая часть распространилась далеко за пределы мест испытаний вследствие атмосферного переноса. В дальнейшем процесс выпадения радиоактивных веществ из атмосферы привел к глобальному загрязнению земной поверхности.

Проведенные после закрытия СИП отдельные целевые исследования показали необходимость изучения современного радиационного состояния его территории. Планируемые исследования необходимы не только для оценки современной радиационной обстановки, но и для прогнозной оценки ее динамики, поскольку на отдельных территориях в настоящее время проводятся сельскохозяйственные и геологоразведочные работы.

Территория полигона расположена на стыке трех областей: Восточно-Казахстанской, Павлодарской и Карагандинской, на каждую из которых приходится соответственно 54%, 39% и 7% от общей площади. Из трех областей до проведения настоящих работ наименее изученной являлась территория Карагандинской области.

В 2002 г. были проведены радиоэкологические исследования на территории Карагандинской области в пределах СИП с целью оценки радиационной обстановки в данном регионе [1].

Участок территории Карагандинской области в пределах полигона площадью ~ 1300 км² расположен в непосредственной близости к бывшей испытательной площадке "Опытное поле", где проводились наземные и воздушные взрывы, которые внесли основной вклад в радиоактивное загрязнение обследуемой территории [2]. Эти испытания привели к радиоактивному загрязнению отдельных участ-

ков территории Карагандинской области, как в пределах, так и далеко за пределами полигона [3].

Кроме того, на формирование радиационной обстановки на исследуемой территории могли повлиять экскавационный ядерный взрыв на испытательной площадке "Сары-Узень", которая расположена в непосредственной близости от территории Карагандинской области [4]. Так же на территории Карагандинской области в пределах СИП проводились испытания с применением боевых радиоактивных веществ (БРВ), представляющих собой высокоактивную жидкую рецептуру (~10 Ки/л). БРВ могут представлять собой либо "отходы" действующих ядерных реакторов, либо радиоактивные продукты, полученные специальным способом. Испытания БРВ проводились на СИП путем подрыва отдельных боеприпасов, бомбометанием с самолета ИЛ-28, артиллерийско-минометными средствами или с помощью ВАП. Определялись степень и характер заражения местности, воздуха и объектов, выставляемых в качестве мишенной обстановки. Кроме подрыва одиночных боеприпасов отрабатывалась также система боевого применения БРВ, например, средствами авиации [5]. В связи со сложностью дезактивации все оборудование, которое было задействовано при испытаниях БРВ (емкости, трубопроводы, насосы и др.), были захоронены под слоем грунта. В настоящее время точное положение мест проведения испытаний БРВ, их количество, а также места захоронения спецтехники неизвестны.

Результаты исследований, приведенных в последние годы, показали, что радиационная обстановка на СИП не является стабильной. Происходит постоянное перераспределение радиоактивных веществ, что обусловлено многими факторами. Сильные ветры, степные пожары, а также несанкционированная деятельность на загрязненной территории способствуют подъему и переносу радиоактивных частиц с подстилающей поверхности.

РАДИОЛОГИЧЕСКОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ

Радиологическое обследование территории Карагандинской области в пределах СИП заключалось в проведении радиометрических измерений и отборе проб природной среды. В некоторых жилых поме-

щениях населенных пунктов измерялась эквивалентная равновесная объемная активность (ЭРОА) дочерних продуктов радона и торона в воздухе. Всего в пределах территории полигона было отобрано 667 проб природной среды, в том числе 621 пробы почвы, 20 проб растительности, 20 проб воды и 6 проб донных отложений [6].

Диапазон измеренных значений в местах отбора проб окружающей среды составил по плотности потока α - и β - частиц <1 част/(мин $\times$ см²) и 1 – 250 част/(мин $\times$ см²) соответственно и по мощности эквивалентной дозы (МЭД) 0,08 – 0,27 мкЗв/ч. Максимальные значения радиационных параметров по плотности потока β -частиц и МЭД зарегистрированы в месте расположения воронки, на территории предполагаемого места проведения испытаний БРВ. Вокруг обнаруженной воронки была проведена пешеходная β -, γ - съемка территории. Предположительно это место проведения испытаний БРВ. В этой точке ранее были зарегистрированы высокие параметры содержания искусственных радионуклидов (¹³⁷Cs – 708 Бк/кг, ²⁴¹Am – 1900 Бк/кг, ^{239/240}Pu – 26090 Бк/кг) [7]. Пешеходная съемка радиационных параметров была проведена по 8 радиальным направлениям по сторонам света с шагом 20 метров на удалении до 300 метров от центра воронки. По данным, полученным в результате съемки, были построены схемы площадного распределения плотности потока β -частиц и МЭД (рисунок 1).

Данные пешеходной съемки свидетельствуют о значительном радиоактивном загрязнении поверхности почвы вокруг воронки на расстоянии до 300 метров. Основное загрязнение местности зафиксировано вокруг воронки и в северо-восточном направлении, что может быть обусловлено характером проведенных испытаний. Диапазон измеренных значений составил:

- по плотности потока α -частиц – от 1 до 3,2 част/(мин $\times$ см²);
- по плотности потока β - частиц – от 2 до 27000 част/(мин $\times$ см²);
- по мощности экспозиционной дозы – от 0,14 до 30 мкЗв/ч;

Подобные локальные участки радиоактивного загрязнения могут быть обусловлены проведением испытаний с применением БРВ, которые проводились на территории Карагандинской области в пределах СИП. Подтверждением может служить обнаруженная авиационная бомба, внутренняя поверхность которой загрязнена β -излучающими радионуклидами (плотность потока β -частиц на внутренней поверхности бомбы и почвы под ней достигает 250 част/(мин $\times$ см²)). Радиоактивное загрязнение распространяется в радиусе около 1 метра. На большем удалении радиационные параметры соответствуют фоновым значениям территории.

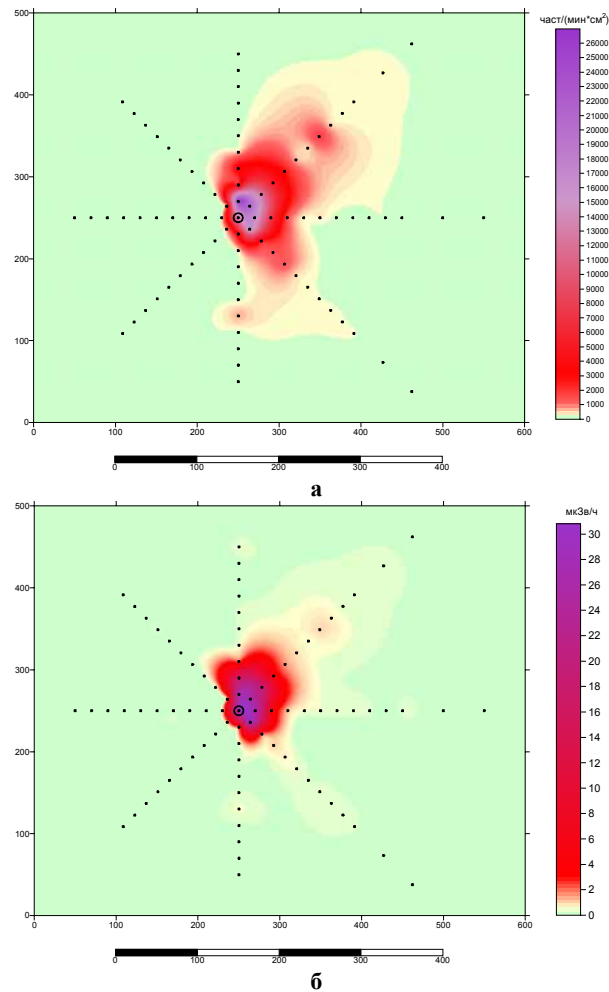


Рисунок 1. Схемы площадного распределения потока бета-частиц (а) и МЭД (б)

Поскольку нарушения верхнего слоя почвы в результате падения бомбы в этом месте не замечено, можно предположить, что бомба была перемещена с места падения после проведения испытания. Само место падения бомбы обнаружить в непосредственной близости не удалось. При обследовании территории в этом районе встречались и другие фрагменты металлоконструкций, напоминающих хвостовики бомб. Этот участок местности расположен на северо-востоке обследуемой территории, где, по имеющейся информации, находилась площадка испытания БРВ. В настоящее время официальная информация о проведении данных испытаний отсутствует. Наличие подобных загрязненных участков небольшой площади с высоким содержанием радионуклидов в поверхностном слое почвы, может представлять реальную угрозу получения сверхнормативных доз населением, проживающим и ведущим хозяйственную деятельность на этой территории.

За время, прошедшее после проведения атмосферных ядерных испытаний, техногенные радионуклиды мигрировали в глубину поверхностного слоя почвы, который ослабляет мощность γ -

излучения. В настоящее время вклад их излучения в величину МЭД незначителен. Поэтому, измерения МЭД не позволяют делать окончательные выводы о радиоактивном загрязнении территории.

ИНДИВИДУАЛЬНАЯ ДОЗИМЕТРИЯ

Индивидуальный дозиметрический контроль является неотъемлемой частью системы радиационной безопасности. Проведение индивидуальной дозиметрии заключается в выдаче населению индивидуальных дозиметров, которые прикрепляются на одежду или находятся в непосредственной близости

от человека в течение всего периода измерения. Это обеспечивает получение необходимой информации о дозах внешнего облучения населения и, в случае необходимости, позволяет принимать соответствующие меры по их снижению. Для оценки доз облучения населению было выдано 5 индивидуальных дозиметров (таблица 2).

Дозы внешнего облучения, определенные в результате индивидуального дозиметрического контроля, не превышают предельно допустимого значения для населения 1 мЗв/год [8].

Таблица 2. Результаты индивидуальной дозиметрии

№	Место жительства	Номер дозиметра ДПГ	Дата выдачи	Дата сдачи	Доза внешнего облучения, мЗв/год
1	зим. Сартайкара	0853	15.05.02	дозиметр утерян	-
2	зим. Сартайкара	0728	15.05.02	29.08.02	0,34
3	зим. Сартайкара	0334	15.05.02	29.08.02	0,16
4	зим. Анжи	0683	16.05.02	29.08.02	0,41
5	зим. Анжи	0630	16.05.02	29.08.02	0,50

РЕЗУЛЬТАТЫ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО И РАДИОХИМИЧЕСКОГО АНАЛИЗА ПРОБ ПОЧВЫ

Гамма-спектрометрическим методом были проанализированы 627 проб почвы и донных отложений на содержание γ -излучающих радионуклидов [6]. Радиохимическим методом были проанализированы 123 пробы на содержание ^{90}Sr и 80 проб на содержание $^{239,240}\text{Pu}$. Полученные результаты показывают, что в большинстве обследованных точек содержание радионуклида ^{137}Cs в почве находится на уровне фона глобальных выпадений равного 100-150 мКи/км² [9] (69,4 Бк/кг), и лишь в 15% (94 пробы) превышает. Для проведения ранжирования территории по степени радиоактивного загрязнения нами были приняты следующие градации:

- фоновая территория до 181 мКи/км² (88%, 543 пробы);
- слабо загрязнённая территория от 181 до 297 мКи/км² (5%, 33 пробы);
- загрязнённая территория выше 297 мКи/км² (7%, 40 проб).

Данные градации были выбраны в результате статистического анализа данных [1].

В результате интерполяции полученных данных были построены изолинии площадного распределения радионуклида и определены площади незагрязнённых (1133,28 км², 88%), слабо загрязнённых (64,62 км², 5%) и загрязнённых (85,6 км², 7%) территорий.

Содержание радионуклида ^{90}Sr в большинстве обследованных точек находится на уровне фона глобальных выпадений равного 70 мКи/км² [9] (32,4 Бк/кг).

Результаты исследования поверхностного загрязнения ^{90}Sr показали:

- фоновая территория до 104 мКи/км² (85%, 102 пробы);

- слабо загрязнённая территория от 104 до 167 мКи/км² (8%, 10 пробы);
- загрязнённая территория выше 167 мКи/км² (7%, 8 проб).

В результате интерполяции полученных данных были построены изолинии площадного распределения радионуклида ^{90}Sr и определены площади незагрязнённых (1198,44 км², 94%), слабо загрязнённых (47,15 км², 4%) и загрязнённых (19,48 км², 2%) территорий.

Загрязнение ^{137}Cs и ^{90}Sr совпадает со следом радиоактивных выпадений от ядерного испытания, проведённого в 1951 г. Также присутствуют локальные участки загрязнения, которые могли быть образованы в результате проведения испытаний БРВ, либо выпадениями от других испытаний с применением радиоактивных веществ.

Во всех пробах, проанализированных на содержание радионуклида $^{239,240}\text{Pu}$, был обнаружен этот наиболее опасный в биологическом отношении радионуклид, а его концентрация в большинстве точек (88 % – 71 проба) превышала значение фона глобальных выпадений, принятое 0,55-2,67 Бк/кг [10] и достигает 26090 Бк/кг. Повышенное загрязнение обследованной территории $^{239,240}\text{Pu}$ обусловлено расположением обследованных территорий в зоне близких выпадений от атмосферных ядерных испытаний.

РЕЗУЛЬТАТЫ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО АНАЛИЗА ПРОБ РАСТИТЕЛЬНОСТИ

Радионуклидный анализ 19 проб растительности выявил в них незначительное содержание ^{137}Cs . Максимальное значение было зарегистрировано в пробе растительности, отобранной на пастбище, и составило 16 Бк/кг, что в 4,5 раза меньше значения допустимого уровня, согласно нормам Минсельхоза Республики Казахстан (74 Бк/кг) [11].

Для всех проб растительности был рассчитан коэффициент накопления техногенного радионуклида ^{137}Cs (рисунок 2). Коэффициент накопления колеблется в пределах от 0,06 до 1 и зависит от типов почвы, видов растительности, а также количества и форм нахождения ^{137}Cs в почве.

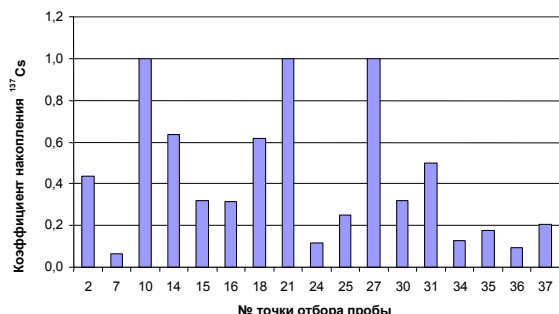


Рисунок 2. Коэффициент накопления ^{137}Cs растениями

РЕЗУЛЬТАТЫ ГАММА-СПЕКТРОМЕТРИЧЕСКОГО АНАЛИЗА ПРОБ ВОДЫ

Пробы воды отбирались как из открытых водоемов, так и из питьевых источников. Всего было проанализировано 20 проб воды. Содержание техногенного радионуклида ^{137}Cs в исследованных пробах не превышает допустимую среднегодовую активность в питьевой воде для населения (11 Бк/кг), согласно Нормам радиационной безопасности (НРБ-99) [8].

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные радиологические и лабораторные исследования позволили оценить виды и степень радионуклидного загрязнения обследованных территорий Карагандинской области в пределах СИП. В результате проведения данных работ выявлены районы с радиоактивным загрязнением, нахождение на которых человека может привести к его переоблучению.

Максимальные значения радиационных параметров по плотности поверхностного β -излучения и МЭД зарегистрированы в районе воронки предполагаемого места проведения испытаний БРВ. Максимальное значение МЭД на обследованной территории района (вне площадки испытаний БРВ) не превышает норм, принятых в Республике Казахстан (КПР-96) [12] и составляет 0,27 мкЗв/ч. Точки с повышенными значениями МЭД расположены вдоль оси следа от испытания, проведенного 24.09.51 г. Данные полевой радиометрии коррелируют с данными аэро-гамма съемки. На остальной территории распределение МЭД имеет относительно равномерный характер.

ЛИТЕРАТУРА

1. "Завершение 1 этапа радио-эколого-гео-химического обследования территории Карагандинской области, возвращаемой Семипалатинским ядерным полигоном". / Отчет по договору № 8 от 29.07. 2002 г. - Курчатов, ИРБЭ НЯЦ РК. - 2002.
2. Ядерные испытания СССР. Семипалатинский полигон: обеспечения общей и радиационной безопасности ядерных испытаний. / Кол. авторов под рук. В.А. Логачева. М.: Вторая типография ФУ "Медбиоэкстрем" при Минздраве России. - 1997.
3. "Оценка радиозоологической обстановки Актогайского района Карагандинской области и территории Сырдарьинской урановой провинции". / Отчет по договору № 169 от 30 мая 2001 г. - Курчатов, ИРБЭ НЯЦ РК, 2001.

Полученные выводы сводятся к следующему. МЭД обусловлена, в первую очередь, содержанием в поверхностном слое почв естественных радионуклидов. На большинстве обследованной территории распределение техногенных радионуклидов ^{137}Cs и ^{90}Sr находится на уровне фона глобальных выпадений. Радионуклидное загрязнение техногенными радионуклидами совпадает со следом радиоактивных выпадений от ядерного испытания, проведенного в 1951 г. Полученные результаты содержания $^{239/240}\text{Pu}$ в большинстве проб (89%) превышают фон глобальных выпадений, а в 13 % пробы можно классифицировать как твердые радиоактивные отходы. На обследованной территории присутствуют локальные участки загрязнения, которые могли быть образованы в результате проведения испытаний БРВ, либо выпадениями от других атмосферных ядерных испытаний.

Наличие для всех исследованных техногенных радионуклидов аномально высоких значений может быть обусловлено содержанием в пробах "горячих" частиц, или других видов аномально высокого радиационного загрязнения нехарактерного для обследуемой территории. Это могут быть определенные виды ландшафтов (естественные понижения рельефа, донные отложения вдоль русел рек и солончаков), которые являются аккумуляторами загрязняющих веществ. Наличие аномальных выбросов не характеризует площадное загрязнение и является случайным фактором, за исключением территорий, где происходили локальные выпадения от испытаний, проводимых на испытательных площадках, что привело к высокому содержанию радионуклидов в почвенно-растительном покрове.

Дозы внешнего облучения, определенные в результате индивидуального дозиметрического контроля, не превышают предельно допустимого значения для населения 1 мЗв/год [8]. Тем не менее, на территории, где обнаружены места предполагаемого проведения испытаний БРВ, радиационные параметры значительно превышают фоновые показатели.

Выполненные работы свидетельствуют о необходимости дальнейшего более детального изучения радиационной обстановки в местах предполагаемого проведения испытаний боевых радиоактивных веществ, которые представляют собой реальную угрозу переоблучения населения, ведущего хозяйственную деятельность в данном регионе, а также о проведении радиозоологических исследований на территориях, прилегающих к СИП.

4. Радиоактивное загрязнение природных сред при подземных ядерных взрывах и методы его прогнозирования. Под ред. Ю.А. Израэля, Ленинград: Гидрометеорологическое издательство. - 1970.
5. Логачев В. А. Радиоэкологические последствия испытаний БРВ на Семипалатинском полигоне //Бюллетень по атомной энергии 12/2002, ФГУП "ЦНИИАтоминформ".
6. "Завершение лабораторных анализов проб почвы", Отчет по 2 этапу договора № 128 от 12.12.2001 г., Караганда, ТОО "Экоэксперт", 2002.
7. Радиоэкологическое сопровождение геологоразведочных работ, в том числе индивидуальная дозиметрия. Отчет по 3 этапу договора № 01-1/98К-1. Курчатов, ИРБЭ НЯЦ РК, 1998.
8. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99), Агентство по делам Здравоохранения Республики Казахстан.
9. Чернобыль: радиоактивное загрязнение природных сред. Под ред. Ю.А. Израэля, Л.:Гидрометеиздат. - 1990.
10. Павлоцкая Ф.И., Федорова З.М. и др. // Атом. энергия. - 1985.- Т. 59. - №5.
11. Временные допустимые уровни содержания радионуклидов в объектах контроля Минсельхоза Республики Казахстан, не вошедших в перечень Минздрава Республики, 22.02.94.
12. Временные критерии для принятия решений по ограничению облучения населения от природных источников ионизирующих излучений (КПР-96).

СЕМЕЙ СЫНАҚ ПОЛИГОННЫҢ ШЕГІНДЕГІ ҚАРАҒАНДЫ ОБЛЫСЫНЫҢ АУМАҒЫНДАҒЫ РАДИОЛОГИЯЛЫҚ ЗЕРТТЕУЛЕР

Осинцев А.Ю., Стрильчук Ю.Г., Митяев А.В.

ҚР ҰЯО Радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Курчатов

2002 жылы ССП шегіндегі Қарағанды облысының аумағындағы жердің радиациялық жағдайын бағалау мақсатында радиоэкологиялық зерттеулер жүргізілген болатын. Орындалған радиологиялық зертханалық зерттеулер осы зерттелген аумақтың радионуклидті ластану дәрежесін және түрлерін бағалауға мүмкіндік берді. Осы жұмыстардың нәтижесінде 1951 ж. шартталған ядролық сынақ және радиоактивті әскери заттар сынағынан радиоактивті ластанған аудандар анықталды. Жеке учаскілердегі радиоактивті ластанулар осы аумақтағы тұрғындар ұзақ уақыт тұрған жағдайда жоғары нормалы дозада жүктеме алуына әкеліп соғуы мүмкін.

RADIOLOGICAL INVESTIGATION OF KARAGANDINSKAY OBLAST TERRITORY WITHIN SEMIPALATINSK TEST SITE

A.Yu. Osintsev, Yu.G. Strilchuk, A.V. Mityaev

Institute of radiation Safety and Ecology RK NNC, Kurchatov

In 2002 radiological investigations of the Karagandinskaya oblast territories within the STS were carried out for the purpose of estimation the radiation condition in this region. Realized radiological and laboratory researches have allowed to estimate kinds and a degree of radionuclide contamination of the investigated territories. As a result of these works, areas with the radioactive contamination caused by realization of nuclear test in 1951, and tests of radiation dispersion devices are revealed. Radioactive contamination of separate areas can result in reception high radiation doses among the population under the condition of long stay in the given territory.

УДК 581.522.4:578.088.5

**ВЛИЯНИЕ РАДИАЦИОННОГО ИЗЛУЧЕНИЯ
НА МОРФО-АНАТОМИЧЕСКУЮ СТРУКТУРУ SPIRAEA HYPERICIFOLIA L.**¹Айдосова С.С., ¹Мухитдинов Н.М., ¹Ахтаева Н.З., ²Кадырова Н.Ж., ²Артемьев О.И.¹Казахский Национальный Университет им. Аль-Фараби, Алматы, Казахстан²Институт радиационной безопасности и экологии РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

Проведены исследования по определению изменений морфо-анатомической структуры *Spiraea hypericifolia* L. на территории опытно-экспериментальной площадки "Балапан". Показано, что в строении надземных и подземных вегетативных органов растений при повышенных дозах ионизирующего излучения происходят изменения: в листьях - увеличивается площадь проводящих пучков, толщина палисадной паренхимы; в стебле - увеличивается толщина перидермы, толщина радиальных лучей, площадь ксилемных сосудов; в корне - увеличивается толщина перидермы, толщина радиальных лучей, площадь ксилемных сосудов.

В результате испытаний ядерного оружия на территории Семипалатинского полигона в окружающей среде накоплена огромная активность техногенных радионуклидов. При загрязнении окружающей среды изотопами ядерных элементов изменяются условия существования популяций, появляются новые факторы, с рядом которых живые организмы еще не сталкивались [1].

Растения являются основным компонентом любого биоценоза. Исследования по экологической морфологии и анатомии растений являются важнейшим разделом экологической программы, так как позволяют определить механизм взаимодействия растений со средой обитания. Растительные сообщества на территории (СИП) являются основным звеном, по которому радиоактивные продукты ядерных взрывов переходят в организм животных и человека.

У многих растительных организмов под влиянием радиационного воздействия, наблюдаются изменения в морфологической и анатомической структуре, в частности при увеличении α - и β -активности почвы происходит изменение внутренней структуры стебля: первичная кора, размеры паренхимных клеток, размеры ксилемных сосудов увеличиваются. В листьях изменяется форма эпидермальных клеток, их количество, число слоев столчатого мезофилла остается неизменным, хотя размеры клеток увеличиваются, происходит утолщение листовой пластинки, а также увеличение числа проводящих элементов [2,3]. Растительные популяции, которые подвергаются хроническому облучению, могут характеризоваться, с одной стороны, ускоренным мутационным процессом, а с другой - различными в зависимости от мощности дозы уровнями активации систем адаптации к стрессовым факторам окружающей среды [4]. Отсюда возникает ряд вопросов, связанных с ранней диагностикой изменения анатомической структуры растений, находящихся под антропогенным давлением.

Цель данной работы - исследовать интенсивность накопления радионуклидов доминирующим видом растения *Spiraea hypericifolia* L. и показать особенности анатомической структуры при различных дозах гамма излучения на территории опытно-экспериментальной площадки "Балапан".

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДИКА

Объектом исследования данной работы выбрали кустарниковое растение *Spiraea hypericifolia* L. широко распространенное на территории опытно-экспериментальной площадки "Балапан". Материал был собран нами на территории опытно-экспериментальной площадки "Балапан" во время экспедиционно-полевых работ по "Оценке радиоактивного загрязнения почвенно-растительного покрова". Были исследованы 2 участка с луговым типом почвы на чистой и загрязненной территории и 2 участка в районе скважины 1301 (координаты СШ 50°01'50", ВД 78°55'38" и СШ 50°01'48", ВД 78°55'30") с различным уровнем радиоактивного загрязнения. Загрязненный участок - Северо-восточный берег Атомного озера (координаты СШ 49°56'24", ВД 79°01'00"), контрольный участок (координаты СШ 49°53'49", ВД 78°50'48"). Координатная привязка точек исследования проводилась с использованием навигационного прибора. На каждом участке плотность поверхности загрязнения α -частицами измерялись прибором КРА-1 №М-410, β -частицами КРБ-1 №У916, а значения МЭД гамма излучения измерялись прибором Синтэкс №08736 на поверхности почвы (h_0) и на высоте 1 метр (h_1) (таблица 1). По данным полевой радиометрии (таблица 1) из исследуемых участков самая высокая МЭД гамма излучения зафиксирована на северо-восточном берегу Атомного озера на поверхности почвы (h_0) - 1,19 мкЗв/ч, на высоте 1 метр (h_1) - 1,46 мкЗв/ч. плотность поверхности загрязнения бета частицами - 145 част/мин×см².

Таблица 1. Полевая радиометрия исследуемых участков произрастания *Spiraea hypericifolia* L.

Место отбора	Геодезические координаты						Альфа	Бета	Гамма h=0 см	Гамма h=1 м
	широта			долгота			част/мин × см ²		мкЗв/час	
	°	'	''	°	'	''				
Атомное озеро северо-восток	49	56	24	79	01	00	< 1	145	1,19	1,46
скв.1301 загряз.	50	01	48	78	55	30	< 1	200	1,05	0,76
скв.1301 чист.	50	01	50	78	55	38	< 1	12	0,18	0,21
контроль	49	53	49	78	50	48	< 1	< 10	0,16	0,12

Для проведения детального γ -спектрометрического исследования произвели отбор пробы надземной и подземной части растения, а также пробы почв вместе с корневой системой в местах отбора растений. Гамма-спектрометрический анализ проводился в Институте радиационной безопасности и экологии НЯЦ РК (г. Курчатов).

Для анатомических исследований были собраны и зафиксированы надземные и подземные вегетативные органы *Spiraea hypericifolia* L. на исследуемых участках. Фиксацию проводили в 70% спирте и по методике Страсбургер-Флемминга (спирт, глицерин, вода, 1:1:1). Анатомические препараты готовили от руки и с помощью микротомы с замораживающим устройством ТОС-2, срезы заключали в глицерин и бальзам в соответствии с общепринятыми методиками Прозиной М.Л. (1960), Пермякова А.И. (1988). Толщина анатомических срезов 10-15 мкм. Подготовлено около 100 постоянных и временных препаратов. Для количественного анализа проведено измерение морфометрических показателей с помощью окуляр-микрометра МОВ-1-15 (при объективе $\times 9$ увеличение $\times 10,7$). Статистическая обработка морфометрических показателей проводилась по методике Лакина Г.Ф. (1990). Микрофотографии сделаны на микроскопе МБИ-6 (увеличение $\times 63$).

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЯ

Spiraea hypericifolia L. - семейство Rosaceae Juss. Кустарниковое растение высотой до 150 см, с коричневыми прутьевидными ветвями, несущие многочисленные, иногда редкие, сидячие зонтики цветков. Листья коротко опушенные, продолговато эллиптические формы, с острой верхушкой. Произрастает в степных и лесостепных зонах.

Анатомическое строение листа

Таблица 2. Анатомические показатели структуры листа *Spiraea hypericifolia* L.

Место отбора	МЭД гамма излучения, мкЗв/ч, h_0 / h_1	Палисадная паренхима				Губчатая паренхима		Площадь проводящего пучка, $\times 10^{-3} \text{ мм}^2$
		Кол-во рядов	Толщина слоя, мкм	Длина клеток, мкм	Ширина клеток, мкм	Кол-во рядов	Толщина слоя, мкм	
северо-восток	1,19 / 1,46	2	$\frac{58,51 \pm 1,21}{58,02 \pm 1,02}$	$32,05 \pm 1,21$	$10,56 \pm 0,48$	3	$21,48 \pm 1,16$	$43,58 \pm 3,03$
1301 - загряз.	1,05 / 0,76	2	$\frac{61,22 \pm 1,53}{60,99 \pm 2,17}$	$30,84 \pm 0,48$	$11,31 \pm 0,49$	3	$19,37 \pm 1,83$	$51,87 \pm 2,87$
1301 - чист.	0,18 / 0,21	2	$\frac{55,38 \pm 2,42}{56,25 \pm 0,75}$	$30,07 \pm 2,23$	$10,78 \pm 1,96$	3	$18,93 \pm 0,68$	$40,94 \pm 1,89$
контроль	0,16 / 0,12	2	$\frac{45,39 \pm 1,55}{46,01 \pm 0,02}$	$27,66 \pm 0,95$	$9,07 \pm 0,42$	3	$17,45 \pm 2,22$	$40,43 \pm 1,16$

Листовая пластинка *Spiraea hypericifolia* L. снаружи покрыта эпидермисом. Клетки эпидермиса плотно сомкнуты, без межклетников. Клетки верхнего и нижнего эпидермиса покрыты мелкобугорчатой кутикулой. Редкое простое опушение листа сверху и снизу представлено узкополостными одноклеточными волосками (рисунки 1-4). Лист изолатеральный, с 2-рядной плотно сомкнутой палисадной тканью расположенной на верхней, адаксиальной стороне и на нижней, абаксиальной стороне. Сосудисто-волокнистые пучки пронизывают мезофилл листа. Это закрытые коллатеральные пучки. Проводящий пучок имеет паренхимную обкладку. Субэпидермальная угловая колленхима 4-рядная над жилкой, 2-рядная под ней.

При сравнении анатомической структуры в условиях естественных фитоценозов выявлены изменения количественных показателей во внутренней структуре листа *Spiraea hypericifolia* L. (таблица 2). Произошло увеличение толщины палисадного мезофилла, площади проводящих пучков в зависимости от условий произрастания (таблица 2). В тканях листьев произрастающих на северо-восточном берегу Атомного озера толщина палисадного мезофилла составила $58,51 \pm 1,21 / 58,02 \pm 1,02$ мкм (рисунок 1), на более загрязненном участке "скважины 1301" – $61,22 \pm 1,53 / 60,99 \pm 2,17$ мкм, на чистом участке скважины 1301 – $55,38 \pm 2,42 / 56,25 \pm 0,75$ мкм, на контроле – $45,39 \pm 1,55 / 46,01 \pm 0,02$ мкм (рисунок 2). Обнаружено увеличение площади проводящих пучков листьев растений с загрязненных участков ($51,87 \pm 2,87$) по сравнению с контролем ($40,43 \pm 1,16$). Количество рядов палисадного мезофилла не изменилось.

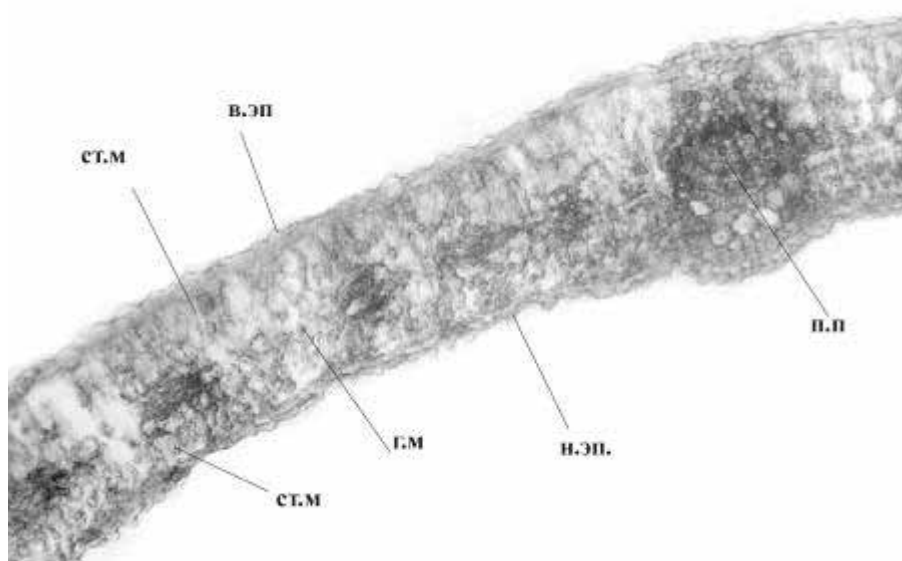


Рисунок 1. Анатомическое строение листа *Spiraea hypericifolia* L. Северо-восточный берег Атомного озера (увел. x 63)

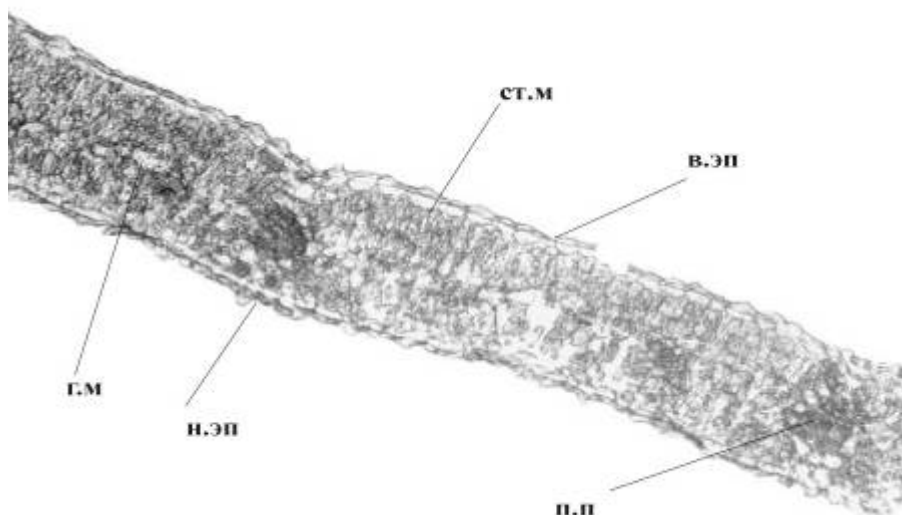


Рисунок 2. Анатомическое строение листа *Spiraea hypericifolia* L. Контроль (увел. x 63)
(в.эп - верхняя эпидерма, н.эп-нижняя эпидерма, п.п- проводящий пучок, ст.м- столбчатый мезофилл, г.м. -губчатый мезофилл)

Анатомическое строение стебля

Стебель *Spiraea hypericifolia* L. покрыт перидермой состоящей из нескольких слоев феллемы пробки, четко выраженного феллогена и 3-4 слоев феллодермы. Глубже расположен небольшой слой паренхимы первичной коры, резко отграниченная от вторичной коры и вторичной флоэмы - луба кольцом, состоящим из пучков лубяных волокон. Лубяные волокна толстостенные, в поперечном сечении округлые, с точечной полостью. В зоне лубяных волокон некоторые примыкающие клетки коры содержат одиночные кристаллы - ромбоэдри. Содержимое клеток эпидермиса, пробкового слоя и коровой паренхимы бурового цвета.

Древесина рассеянно-сосудистого типа. Сосуды многочисленные, в поперечном сечении овальные,

расположенные в радиальных группах. Сердцевинные лучи утолщенные, гетерогенные: срединные клетки лучей лежащие, наружные перпендикулярные. Иногда встречаются сердцевинные повторения, т.е. группы паренхимных клеток. Основная ткань древесины состоит из клеток со сравнительно слабо утолщенными оболочками. Древесинная паренхима рассеянная. Сердцевина в поперечном сечении круглая, состоит из крупных тонкостенных клеток. По количественным показателям были зафиксированы изменения во внутренней структуре стебля *Spiraea hypericifolia* L. с разных участков полигона (таблица 3). В стебле *Spiraea hypericifolia* L. толщина перидермы с северо-восточного берега Атомного озера составила – $109,16 \pm 5,63$ мкм, с более загрязненного участка – $99,42 \pm 4,41$ мкм, с чистого участ-

ка скважины 1301 – $92,54 \pm 1,32$ мкм, тогда как на контрольном участке толщина перидермы стебля – $93,65 \pm 2,35$ мкм. Происходит увеличение толщины радиального луча на участке северо-восточного берега Атомного озера – $71,69 \pm 5,34$ мкм, на контроле – $36,26 \pm 2,67$ мкм; увеличение количества ксилемных сосудов между радиальными лучами на участке северо-восточного берега Атомного озера составило

– $33,5 \pm 2,24$ (рисунок 3), на более загрязненном участке скважины 1301 – $28,14 \pm 0,36$, на чистом участке скважины 1301 – $22,75 \pm 0,42$, на контроле – $22,3 \pm 1,75$ (рисунок 4); увеличение площади проводящих пучков: на загрязненном участке $6,05 \pm 0,41 \times 10^{-3}$ мм², на контроле $4,47 \pm 0,69 \times 10^{-3}$ мм².

Таблица 3. Морфометрические показатели анатомической структуры стебля *Spiraea hypericifolia* L.

Место отбора	МЭД гамма излучения, кЗв/час h_0/h_1	Толщина перидермы, мкм	Толщина радиального луча, мкм	Кол-во рядов в радиальном луче	Количество сосудов между радиальными лучами	Площадь ксилемных сосудов, $\times 10^{-3}$ мм ²
северо-восток	1,19/1,46	$109,16 \pm 5,63$	$71,69 \pm 5,34$	3-4	$33,5 \pm 2,24$	$6,05 \pm 0,41$
1301 - загряз.	1,05/0,76	$99,42 \pm 4,41$	$46,15 \pm 1,4$	3-4	$28,14 \pm 0,36$	$5,32 \pm 0,37$
1301 - чист.	0,18/0,21	$92,54 \pm 1,32$	$35,48 \pm 0,02$	1-2	$22,75 \pm 0,42$	$5,01 \pm 0,13$
контроль	0,16/0,12	$93,65 \pm 2,35$	$36,26 \pm 2,67$	1-2	$22,3 \pm 1,75$	$4,47 \pm 0,69$

Анатомическое строение корня

На поперечном срезе корня видна структура вторичного строения. Корень снаружи покрыт перидермой. Наружные клетки пробки феллемы 2-3 слоя, бурого цвета. Внутри расположенные слои пробки 3-4 ряда прямоугольные, табличатые со светл-бурой окраской стенок. Феллодерма составлена из более крупных клеток вытянутых в тангентальном направлении. Зона камбия хорошо видна.

Древесина с хорошо развитыми широкопросветными ксилемными сосудами, которые расположены

радиальными рядами и окружены паренхимными клетками, встречаются тяжи склеренхимы. Радиальные лучи гомогенного типа, состоят из 7-8 рядов тонкостенных клеток, глубоко проникают в кору, где сильно изгибаются, клетки периферийных слоев сминаются. Между ними расположены пучки многих колец лубяных волокон, толстостенных с точечной полостью, сопровождаемых кристаллоносной паренхимой.

Паренхимные элементы коры и древесины густо заполнены крахмальными зернами.

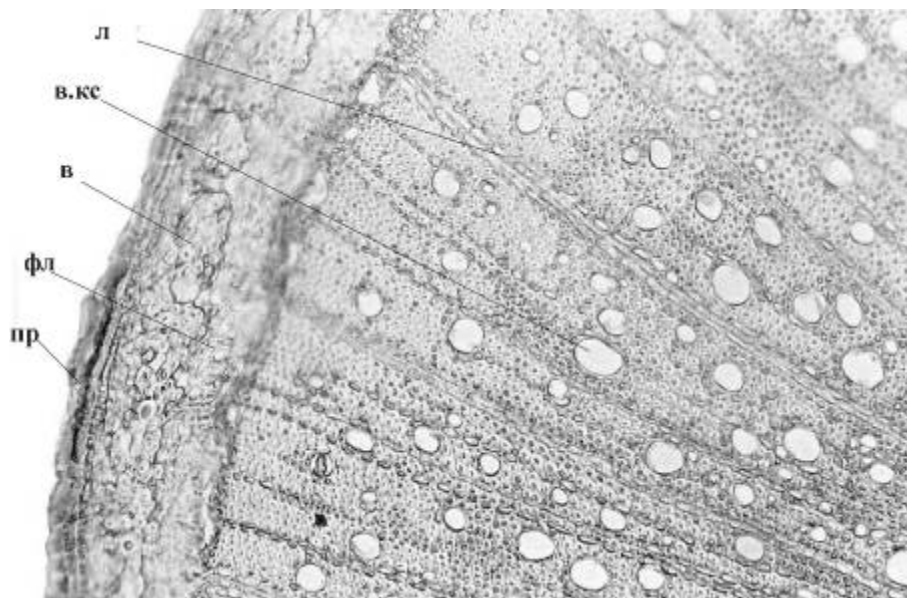


Рисунок 3. Анатомическое строение стебля *Spiraea hypericifolia* L. Северо-восточный берег Атомного озера (увел. $\times 63$)

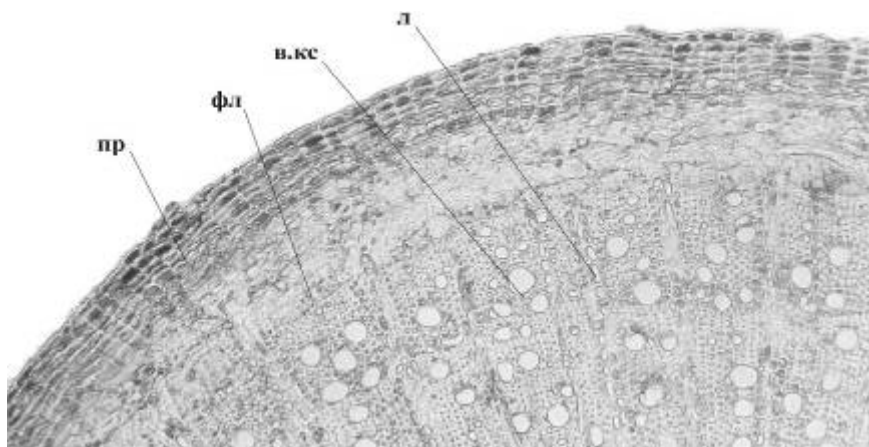


Рисунок 4. Анатомическое строение стебля *Spiraea hypericifolia* L. Контроль (увел. x 63)
(пр - перидерма, фл - флоэма, в.кс - вторичная ксилема, л - радиальный луч, в - лубяные волокна)

Таблица 4. Морфометрические показатели в анатомической структуре корня *Spiraea hypericifolia* L.

Место отбора	МЭД гамма излучения, мкЗв/ч, h_0/h_1	Толщина перидермы, мкм	Толщина радиального луча, мкм	Кол-во рядов в радиальном луче	Площадь ксилемных сосудов, $\times 10^{-3} \text{ мм}^2$
северо-восток	1,19 / 1,46	$88,43 \pm 3,01$	$150,58 \pm 8,94$	12-14	$12,13 \pm 0,47$
1301 - загряз.	1,05 / 0,76	$69,73 \pm 0,25$	$98,82 \pm 3,24$	7-8	$12,01 \pm 1,24$
1301 - чист.	0,18 / 0,21	$63,25 \pm 1,54$	$82,95 \pm 4,12$	4-6	$11,36 \pm 2,02$
контроль	0,16 / 0,12	$60,27 \pm 2,59$	$77,38 \pm 7,51$	4-6	$10,68 \pm 1,15$

Во внутреннем строении корня *Spiraea hypericifolia* L. с загрязненных участков в сравнении с чистыми участками произошли изменения в толщине перидермы: на участке северо-восточного берега Атомного озера – $88,43 \pm 3,01$ мкм, на более загрязненном участке скважины 1301 – $69,73 \pm 0,25$ мкм, на "чистом участке" скважины 1301 – $63,25 \pm 1,54$ мкм, на контрольном участке $60,27 \pm 2,59$ мкм (таблица 4). Хорошо прослеживаются изменения в толщине радиальных лучей, также увеличивается количество рядов в радиальном луче: на участке северо-восточного берега Атомного озера толщине

на радиальных лучей – $150,58 \pm 8,94$ мкм (рисунок 5), количество рядов – 12-14; на более "загрязненном" участке скважины 1301 толщина радиальных лучей – $98,82 \pm 3,24$ мкм, количество рядов – 7-8; на "чистом" участке скважины 1301 – $82,95 \pm 4,12$ мкм, количество рядов 4-6; на контрольном участке составило – $77,38 \pm 7,51$ мкм, количество рядов 4-6 (рисунок 6). Также в структуре корня *Spiraea hypericifolia* L. на загрязненных участках полигона в сравнении с чистыми участками видны изменения в размерах площадей ксилемных сосудов (таблица 4).

Таблица 5. Результаты гамма спектрометрического исследования ОЭП "Балапан"

Место отбора	Объекты	Содержание гамма-излучающих радионуклидов (Бк/кг)						
		^{40}K	^{232}Th	^{238}U	^{241}Am	^{137}Cs	^{60}Co	^{152}Eu
Атом. озеро северо-восток	растение	132 ± 67	<2	<2			9 ± 2	
	почва	466 ± 42	34 ± 5	28 ± 4	751 ± 30	7260 ± 290	2021 ± 80	3290 ± 132
	корень	161 ± 52	<2	<2		164 ± 13	19 ± 2	26 ± 5
скв.1301 загряз.	растение	120 ± 45	<2	<2		<3		
	почва	605 ± 48	37 ± 6	21 ± 3	34 ± 5	13836 ± 553	110 ± 9	
	корень	125 ± 34	3 ± 1	3 ± 2		60 ± 9		
скв.1301 чист.	растение	125 ± 20	<2	<2		<3		
	почва	645 ± 58	25 ± 5	30 ± 5		202 ± 8		
	корень	181 ± 48	<2	<2		8 ± 2		
контр.	растение	169 ± 52	<2	3 ± 1		<3		
	почва	586 ± 41	24 ± 4	23 ± 4		11 ± 2		
	корень	120 ± 25	<2	<2		<3		

По данным γ -спектрометрического анализа в надземных частях растений с северо-восточного берега Атомного озера были обнаружены следующие радионуклиды: ^{40}K , ^{232}Th , ^{238}U , ^{60}Co . В почве с места проб растения зарегистрированы многие долгоживущие радионуклиды: ^{40}K , ^{232}Th , ^{238}U , ^{60}Co , ^{241}Am , ^{137}Cs ,

^{152}Eu , ^{154}Eu . В подземный массе растения *Spiraea hypericifolia* L. выявлены радионуклиды: ^{40}K , ^{232}Th , ^{238}U , ^{60}Co , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu . Из данных таблицы 5 видно, что ^{40}K , ^{232}Th , ^{238}U , ^{60}Co , ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu имеют повышенные концентрации в почве и подземных частях растений. Сравнительный анализ

содержания радионуклидов в различных частях растений (надземных и подземных) показал, что удельная активность техногенных радионуклидов в подземной части выше, чем в надземной, в последних большая удельная активность только ^{40}K . Следует отметить низкую удельную активность ^{232}Th , ^{238}U в надземных и подземных частях растений. Несмотря на то, что в поверхностных слоях почвы северо-

восточного берега Атомного озера ^{241}Am , ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{154}Eu по удельной активности доминировали среди других радионуклидов, не накапливаются надземной массой растений *Spiraea hypericifolia* L. В подземной массе *Spiraea hypericifolia* L. повышенной удельной активностью выделяются ^{40}K (161 ± 52 Бк/кг), ^{137}Cs (164 ± 13 Бк/кг).

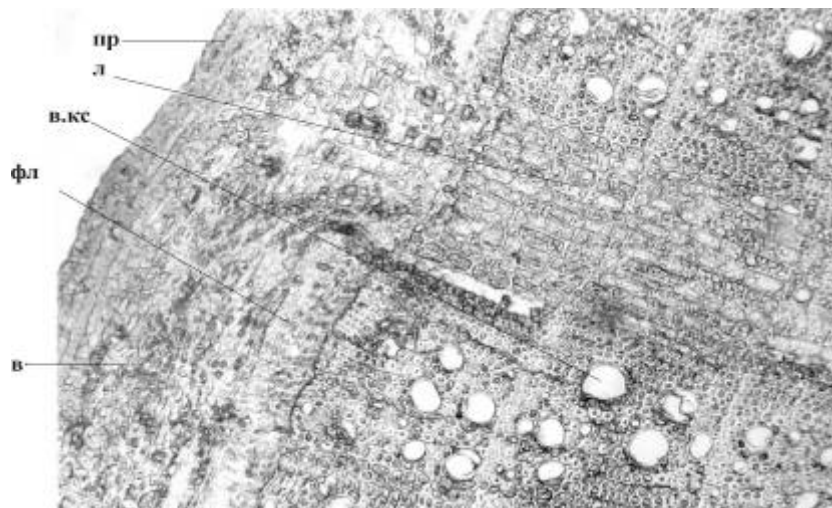


Рисунок 5. Анатомическое строение корня *Spiraea hypericifolia* L. Северо-восточный берег Атомного озера (увел. $\times 63$).

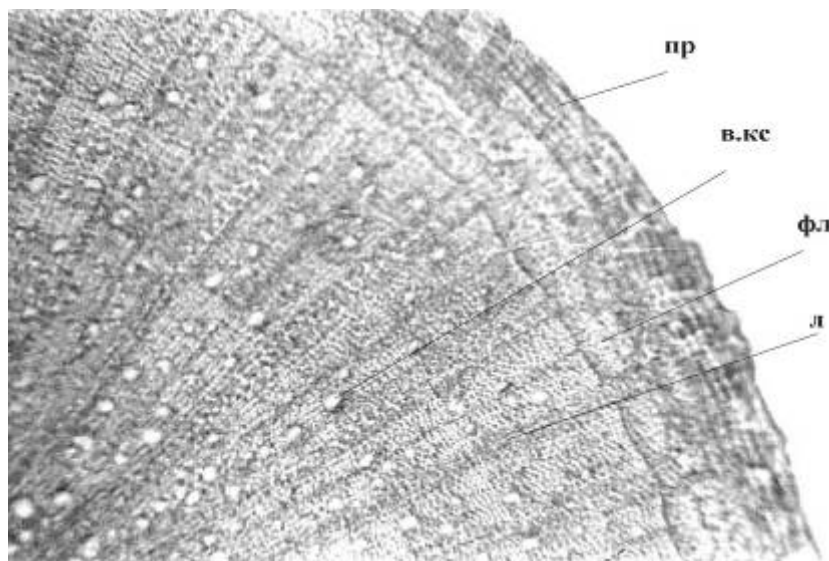


Рисунок 6. Анатомическое строение корня *Spiraea hypericifolia* L. Контроль (увел. $\times 63$).
(пр - перидерма, фл - флоэма, в - лубяные волокна, в.кс - вторичная ксилема, л - радиальный луч)

Как уже отмечалось кроме северо-восточного берега Атомного озера, также были исследованы в сравнительном аспекте загрязненные и чистые участки скважины 1301.

Гамма-спектрометрический анализ показал, что, как и в пробах с северо-восточного берега Атомного озера, так и в пробах загрязненного участка регистрируются γ -излучающие радионуклиды. В пробах почв в местах отбора растений с загрязненного уча-

стка обнаружены ^{40}K , ^{232}Th , ^{238}U , ^{60}Co , ^{241}Am , ^{137}Cs , на "чистом" ^{40}K , ^{232}Th , ^{238}U , ^{137}Cs . Удельная активность радионуклидов на более загрязненном участке повышенная по сравнению с "чистым" участком скважины 1301 (исключение ^{40}K).

Сравнительный анализ удельной активности радионуклидов надземных и подземных частей растения *Spiraea hypericifolia* L. также показал, что подземная масса растения более интенсивно накапливает радио-

нуклиды, чем надземная. По данным таблицы 5 повышенная удельная активность ^{137}Cs из исследуемых участков проявилась в пробах почв с загрязненного участка скважины 1301 – 13836 ± 553 Бк/кг, когда на контрольном участке составило – 11 ± 2 Бк/кг.

Результаты радиохимического анализа показали, что только в пробах почв и надземной массы растений *Spiraea hypericifolia* L. с северо-восточного берега Атомного озера были зафиксированы техногенные радионуклиды ^{90}Sr , ^{90}Y . Химический выход ^{90}Sr в надземной массе составил 50%, в почве – 63%, химический выход ^{90}Y в надземной массе – 65%, в почве – 65%. Удельная активность ^{90}Sr отмечена в пробах надземной массы растения – 634 ± 108 Бк/кг, в пробах почв – 906 ± 172 Бк/кг. В пробах почв, надземной и подземной массы растений отобранных с загрязненного и чистого участка скважины 1301 они не обнаружены.

Полученные данные γ -спектрометрического и радиохимического анализов по содержанию радионуклидов в надземных и подземных частях растений

Spiraea hypericifolia L., а также в почве в местах отбора растений с различной мощностью эквивалентной дозы γ -излучения свидетельствуют о том, что в районе северо-восточного берега Атомного озера и на более загрязненном участке скважины 1301 удельная активность радионуклидов высокая, что отразилось и на анатомической структуре растения: в листе происходит увеличение площадей проводящих пучков, толщины палисадной паренхимы; в стебле увеличение толщины перидермы, толщины радиальных лучей, площади ксилемных сосудов; в корне увеличение толщины перидермы, толщины радиального луча, площади ксилемных сосудов. Большая концентрация техногенных радионуклидов обнаружена в подземной части растений, что способствует значительным изменениям в количественных показателях структуры корня *Spiraea hypericifolia* L. По интенсивности накопления радионуклидов особо не отличалась надземная часть растения *Spiraea hypericifolia* L., накопление радионуклидов происходит в подземной массе.

ЛИТЕРАТУРА

1. Тлеубергенов С.Т. Полигоны Казахстана. – Алматы: Гылым. - 1997. - 745 с.
2. Айдосова С.С., Мухитдинов Н.М., Дурмекбаева Ш.А. Семей полигоны» да¹ы осімдіктердің морфо-анатомиялы⁰ ерекшеліктері. "Казак университет.". – Алматы. - 2001. - 140с. (монография).
3. Абатуров Ю. Некоторые особенности радиационного поражения сосны в районе Аварии на ЧАЭС. // Экология. - №5. - Наука. - 1991.
4. Гуша Н.И., Перковская Г.Ю., Дмитриев А.М., // Радиационная биология. Радиоэкология. - 2002. - Т.42. - Вып.2. - С.155-157.
5. Эзау К. Анатомия семенных растений. - М.: Мир. - 1980. - Т.1.2. - 558с.
6. Лакин Г.Ф. Биометрия.-М.: Высшая школа. - 1990. - 352с.

РАДИАЦИОННОЕ ВЛИЯНИЕ НА СПИРАЕУ ГИПЕРИЦИФОЛИУ L. В СЛУЧАЕ РАДИАЦИОННОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ

¹Айдосова С.С., ¹Мухитдинов Н.М., ¹Ахтаева Н.З., ²Кадырова Н.Ж., ²Артемьев О.И.

¹Әл-Фараби атындағы Қазақ Ұлттық Университеті, Алматы

²ҚР ҰЯО радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Қурчатов

Бұл мақалада "Балапан" тәжірибелі-сынақ полигонының әртүрлі дәрежеде ластанған аудандарындағы *Spiraea hypericifolia* L. өсімдігінің структуралық ерекшеліктері және техногенді радионуклидтерді жинақтау интенсивділігі көрсетілген.

THE MORPHO-ANATOMICAL STRUCTURE OF SPIRAEA HYPERICIFOLIA L. IN CASES OF RADIOACTIVE POLLUTION.

¹S.S. Aidosova, ¹N.M. Mukhitdinov, ¹N.Z. Ahtaeva, ²N.Sh. Kadirova, ²O.J. Artemyev

¹The Kasakh National University named after al-Farabi, Almaty

²RK NNC Institute of Radiation Safety and Ecology

The morpho-anatomical structure of overground vegetative organs of *Spiraea hypericifolia* L. in cases of radioactive pollution is researched in this essay. Radiation causes the changes in plants structure.

УДК 574.4:632.07

ОСОБЕННОСТИ ЦИТОГЕНЕТИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ РАСТЕНИЙ ОТДЕЛЬНЫХ УЧАСТКОВ СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА С РАЗЛИЧНЫМ УРОВНЕМ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ

¹Сейсебаев А.Т., ²Кадырова Н.Ж., ²Минкенова К.С., ²Процкий А.В.¹Акмолинская медицинская академия, Астана, Казахстан²Институт радиационной безопасности и экологии ННЦ РК, Курчатов, Казахстан

Проведено определение цитогенетических показателей доминантных видов дикорастущих растений, произрастающих на технических площадках Балапан и Дегелен, в природных условиях влияния различного уровня ионизирующих излучений, как основного доминирующего фактора. Показано, что в генетическом аппарате популяции изучаемых растений в результате возможного хронического воздействия в течение ряда лет различных доз радиации выявлены некоторые особенности изменения частоты хромосомных aberrаций. Установлено увеличение частоты структурных мутаций хромосом в митотических клетках первичных корешков семян у дикорастущих растений.

В период функционирования Семипалатинского испытательного полигона (СИП) определенные участки его территории подвергались облучению чрезвычайно высоких доз ионизирующего излучения, что могло привести к серьезным генетическим последствиям и сильному радиоактивному загрязнению. Известно, что хроническое облучение даже малыми мощностями доз приводит к возникновению значительного количества цитогенетических повреждений у растений, растущих на территориях, загрязненных радионуклидами [1].

Основным источником загрязнения наземных биогеоценозов в местах проведения ядерных испытаний является радиоактивные аэрозоли и газы. Крупные частицы, оседающие под действием силы тяжести, попадают непосредственно на подстилающую поверхность, в том числе и на поверхность растительного покрова [2].

По Н.В. Тимофееву-Ресовскому резкие изменения среды, усиливая действие всех элементарных эволюционных факторов (популяционные волны, мутационный процесс, миграция, отбор), могут приводить к качественным преобразованиям генофонда популяции.

Долговременное радиационное облучение живых организмов вызывает генетические изменения, которые могут привести к мутациям [3]. Однако, в хронически облучаемых популяциях со временем могут проявляться механизмы адаптации, обусловленные различным уровнем активации систем адаптации к стрессовым факторам окружающей среды. Поэтому попытка поиска адаптационных механизмов в растениях, облучаемых в течение десятков лет, представляет определенный научный интерес. Предпосылкой для адаптации организмов к повышенному фону радиации является генетическая гетерогенность составляющих популяцию особей и отбор наиболее радиорезистентных индивидуумов.

Сорбция радионуклидов растениями, происходящее, в основном, за счет водорастворимой и обменной форм компонентов загрязнения, отражает весьма сложные переходные процессы в почве. Скорость и направленность этих процессов определяет-

ся биологической активностью всех компонентов корнеобитаемого слоя, в т.ч. особенностями корневой системы растений [4,5].

Отмечена различная реакция растений на воздействие радиации. Так, установлена повышенная радиоустойчивость многолетнего растения *Andropogon jiljolius*, растущего на почвах, богатых ураном, по сравнению с аналогично растущим на обычных почвах [6]. Изучено на искусственно загрязненном радионуклидами (⁹⁰Sr и ⁹⁰J) участке влияние хронического облучения на природные популяции дикорастущих травянистых растений. Отмечено повышение числа клеток с aberrациями хромосом в проростках семян. При дополнительном остром γ -облучении семян опытных растений была обнаружена повышенная радиоустойчивость этих растений по сравнению с контролем. Делается вывод о радиоадаптации хронически облучаемых растений [7,8]. Показано, что более молодые в филогенетическом ряду формы растений устойчивее к ионизирующим излучениям, чем эволюционно более старые формы. Это свидетельствует о выработке у растений механизмов адаптации к ионизирующим излучениям в процессе эволюции [9]. Показано, что в районах с повышенным уровнем ионизирующих излучений, сформированным выходом радиоактивных элементов на поверхность земли имеет место повышение генетического груза, наблюдаемого в хронически облучаемых популяциях растений [5]. Извлечение радионуклидов растениями определяется количеством их в почве, особенностями растительного организма, типом корневой системы, степенью ее развития и глубиной проникновения в почву [10].

Отмечены разнообразные факторы антропогенной нарушенности растительного покрова СИП (военно-технические, горнодобывающие, сельскохозяйственные, селитебные и др.). По степени нарушенности, глубине воздействия, длительности восстановления растительного покрова лидирует фактор радиационного загрязнения. [10]. Показано, что восстановление зональной растительности на

нарушенных участках площадки Балапан обусловлено несколькими факторами: радиационным фоном, рельефом и микрорельефом, минералогическим составом и литолого-эдафитными условиями, климатом и микроклиматом, флористическим составом окружающей территории [11].

Рассмотрены особенности формирования цитогенетических эффектов у растений в условиях раздельного и сочетанного с факторами другой природы действия низких доз ионизирующего излучения. Хроническое радиационное воздействие, начиная с определенной мощности дозы, способно выступать как экологический фактор, меняя генетическую структуру природных популяций [12]. Показано, что радиация вызывает хромосомные aberrации, а этиленмин – генные мутации [7]. Установлено, что ключевым признаком, с которым тесно коррелирует чувствительность растений к облучению, является размер хромосом [13,14].

Хромосомные перестройки вызываются как химическими мутагенами, так и ионизирующими излучениями, причем воздействие ионизирующих излучений чаще приводит к хромосомным перестройкам [15,16], появлению aberrаций хромосом способствуют двунитевые разрывы ДНК [17]. Процент клеток с хромосомными aberrациями (мосты, фрагменты), число мостов и фрагментов на 100 клеток у проростков гороха возрастает с увеличением мощности дозы до 5000 рад/мин. [18].

Реакция природных популяций растений на длительное хроническое воздействие радиации является слабо изученной темой в области радиэкологических исследований Казахстана.

Цель работы: Изучение цитогенетической структуры семян дикорастущих популяций растений площадки Балапан и Дегелен.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Объектами исследования являлись дикорастущие растения, доминирующие на исследуемых участках площадок Балапан и Дегелен: *Leymus angustus*, *Medicago falcata*, *Agropyron pectinatum*, *Stipa capillata*, *Festuca valesiaca*. Доминирующие виды растений территории СИП сформированы на участках с разными уровнями радиоактивного загрязнения.

При проведении полевых работ выполнены радиометрические измерения с помощью радиометров (СРП-88Н, Синтэкс, КРА-1, КРБ-1). Отбор и подготовка проб почв воды и растений проводились в соответствии с методическими указаниями [19,20]. Статистическая обработка проведена по общепринятой методике [21].

Цитогенетический анализ частоты хромосомных нарушений в апикальных меристематических корешках прорастающих семян изучаемых видов растений проведен по общепринятой методике [22] с использованием микроскопа Micmed 2, Axioskop при увеличении объектива x 100 (масляная иммерсия).

ОПРЕДЕЛЕНИЕ ЦИТОГЕНЕТИЧЕСКИХ ПОКАЗАТЕЛЕЙ У ДИКОРАСТУЩИХ ВИДОВ РАСТЕНИЙ, ПРОИЗРАСТАЮЩИХ НА ТЕХНИЧЕСКИХ ПЛОЩАДКАХ СИП

Сравнительное изучение цитогенетических эффектов проведено в апикальной меристеме корешков прорастающих семян доминирующих видов многолетних трав из радиационно-загрязненных и относительно "чистых" участков. При анализе частоты хромосомных нарушений учитывались такие аномалии, как мосты, фрагменты и отстающие хромосомы.

Результаты цитогенетического анализа показывают, что в первых митозах клеток меристематических корешков семян волоснеца узкого, собранных на загрязненных участках горного массива Дегелен (МЭД = 0,6-6,0 мкЗв/ч) и урочища Балапан (МЭД = 23,0-31,5 мкЗв/ч) обнаружены отклонения от контроля (относительно "чистые" участки на тех же площадках, МЭД = 0,10-0,15 мкЗв/ч) по частоте аномалий клеточного деления. Структурные нарушения у волоснеца ситникового (площадки Дегелен, Балапан), представлены преимущественно фрагментами и отстающими хромосомами, у люцерны серповидной (площадка Дегелен) и овсяницы валлисской и житняка гребневидного (площадка Балапан) – в основном в виде "мостов" и отстающих хромосом. Отмечено, что количество обнаруженных структурных перестроек увеличивается с возрастанием МЭД (таблица 1).

В семенах природной популяции волоснеца узкого, собранных возле штолен 196, 133 и 194, количество анафазных клеток с aberrациями хромосом составило $2,9 \pm 0,77$; $1,1 \pm 0,42$ и $0,97 \pm 0,34\%$ при контрольном уровне $0,30 \pm 0,22\%$. Как видно, выявлена достоверная разница в частотах аномального клеточного деления у семян природной популяции волоснеца узкого, собранного из относительно "чистых" и загрязненных участков горного массива Дегелен. Аналогичная картина отмечена в изменениях цитогенетических показателей волоснеца узкого из популяции урочища Балапан.

У семян популяции волоснеца узкого, овсяницы валлисской и житняка гребневидного, собранных на сильнозагрязненных участках района Атомного озера (МЭД = 23,0-31,5 мкЗв/ч), количество анафазных клеток с aberrациями хромосом составляло соответственно $5,1 \pm 1,24$; $2,6 \pm 0,78$ и $3,2 \pm 0,99\%$, тогда как на контрольных участках у представителей этих же видов растений – $0,5 \pm 0,36$; $0,7 \pm 0,48$ и $0,8 \pm 0,46\%$ соответственно.

Выявлены структурные перестройки клеток у семян растений, собранных на контрольных участках Балапана и Дегелена, в основном, в виде отстающих хромосом и, отчасти, в виде фрагментов. Количество клеток с aberrациями хромосом при этом составило $0,3 \pm 0,22$; $0,7 \pm 0,39$; $0,5 \pm 0,36$; $0,7 \pm 0,48$; $0,8 \pm 0,46\%$, что свидетельствует о низком уровне встречаемости частоты с нарушенной структурой хромосом. Вместе с тем, это подтверждает мнение ряда ученых о том, что и малые дозы радиации способны вызвать структурные перестройки клеток.

**ОСОБЕННОСТИ ЦИТОГЕНЕТИЧЕСКОЙ СТРУКТУРЫ РАСТЕНИЙ ОТДЕЛЬНЫХ УЧАСТКОВ
СЕМИПАЛАТИНСКОГО ИСПЫТАТЕЛЬНОГО ПОЛИГОНА С РАЗЛИЧНЫМ УРОВНЕМ РАДИОАКТИВНОГО ЗАГРЯЗНЕНИЯ**

Таблица 1. Состояние структуры хромосом в митозе у семян природной популяции растений

Название местности	Название растений	Место сбора семян	МЭД, мкЗв/ч	Просмотрены и изучены		Структурные перестройки			Клетки с абберациями хромосом, (%)
				корешков	анафазных клеток	мосты	фрагменты	отставшие хромосомы	
Дегелен	<i>Leymus angustus</i> -волоснец узкий	Шт-196	6,00	40	478	3	6	5	2,9±0,77*
		Шт-133	1,40	40	616	-	4	3	1,1±0,42
		Шт-194	0,60	54	823	1	6	1	0,97±0,34
		контр. участок	0,15	41	637	-	-	2	0,3±0,22
	<i>Medicago falcata</i> -Люцерна серповидная	Шт-196	6,00	36	525	3	-	4	1,3±0,49
		контр. участок	0,15	27	438	1	-	2	0,7±0,39
Балапан	<i>Leymus angustus</i> -волоснец узкий	С-3 берег «Атом.оз»	31,47	22	314	-	9	7	5,1±1,24*
		контр. участок	0,10	34	386	-	1	1	0,5±0,36
	<i>Festuca valesiaca</i> -овсяница валпиская	С-3 берег «Атом.оз»	31,47	51	415	7	-	4	2,6±0,78*
		контр. участок	0,13	29	303	1	-	1	0,7±0,48
	<i>Agropyron pectinatum</i> житняк гребневидный	С-3 берег «Атом.оз»	23	27	310	4	2	4	3,2±0,99*
		контр. участок	0,10	32	375	1	-	2	0,8±0,46

*Различия достоверны Fфакт. > Fтеор. на 0,05 уровне значимости; С3 – северо-западный

При цитогенетическом анализе меристематических корешков семян природной популяции изучаемых растений, отобранных на отдельных участках площадки Дегелен и Балапан с различным уровнем радиоактивного загрязнения, отмечено достоверное превышение числа анафазных клеток с нарушениями по сравнению с контролем. Анализ спектра аббераций хромосом показал, что у исследованных природных популяций волоснеца узкого более половины перестроек составляют фрагменты (таблица 1). Если принять частоту структурных перестроек митотических хромосом за критерий, то сравнительная радиочувствительность природных популяций доминантных видов растений имела бы последовательность: *Leymus angustus*, *Agropyron pectinatum*, *Festuca valesiaca*, *Medicago falcata*. Известно, что ключевым признаком, с которым тесно коррелирует чувствительность растений к облучению, является размер хромосом [13,14]. В наших исследованиях у волоснеца и житняка размеры хромосом были больше, по сравнению с типчаком и люцерной.

Таким образом, показано наличие цитогенетических эффектов в виде превышения частоты аномального клеточного деления у семян дикорастущих растений (*Leymus angustus*, *Agropyron pectinatum*, *Festuca valesiaca*, *Medicago falcata*), произрастающих на участках радиационно-опасных объектов (штольни №№ 196, 133, 194, северо-западный берег "Атомного озера") территории технических площадок Дегелен и Балапан по сравнению с контролем.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Реакция природных популяций дикорастущих растений, произрастающих на территории СИП в условиях многофакторного влияния, в том числе и радиационного, является слабо изученной проблемой в области радиоэкологических исследований Казахстана. И эта область исследований имеет несомненную актуальность.

Научно-исследовательские работы по оценке радиоактивного загрязнения почвенно-растительного покрова и организации цитогенетического мониторинга доминантных видов растений начаты ИРБЭ в 2002 г. Исследования проведены на участках площадки Балапан и Дегелен с разными уровнями радиоактивного загрязнения. Предварительные результаты этих работ свидетельствуют о необходимости продолжения подобных исследований на различных участках территории СИП (в том числе с более высоким радиационным фоном) для получения данных по биологической оценке последствий хронического воздействия различных доз ионизирующих излучений на природные популяции растений. Анализ состояния изученности проблемы подтверждает необходимость проведения эколого-биологических исследований растительного покрова радиоактивно-загрязненных территорий и цитогенетического мониторинга природной популяций растений для объективной оценки радиоэкологического состояния территорий бывшего СИП. Не существует принципиальных различий между исследованными популяциями растений, произрастающими на различных по уровню радиоактивного загрязнения участках, осо-

бенно в их способности к репродуктивному воспроизводству.

Результаты цитогенетического анализа у исследованных растений выявили некоторые особенности цитогенетической структуры этих растений, имеющих популяцию на более загрязненных участках площадки Дегелен и урочища Балапан. В целом, полученные данные позволяют сделать предвари-

тельные выводы, которые нуждаются в дополнениях и расширениях комплексными эколого-биологическими исследованиями. Выявленные особенности, возможно, индуцированы в генетической структуре растительных популяций в результате адаптации под влиянием факторов различной этиологии, в том числе и радиационного.

ЛИТЕРАТУРА

1. Дубинин Н.П., Шевченко В.А., Алексеенко А.Я. О генетических процессах в популяциях, подвергающихся ионизирующей радиации // Успехи современной генетики. М.: Наука. - Вып.4, 1972, С. 170 – 205.
2. Дубасов Ю.В., Зеленцов С.А., Красилов Г.А. Хронология ядерных испытаний в атмосфере на Семипалатинском полигоне и их радиационная характеристика. /Бюллетень Центра общественной информации по атомной энергии., Москва, 1996. - №6. -С.39-46.
3. Абилюдинова Г.Ж., Святова Г.С., Карабалин Б.К. Цитогенетические эффекты в популяциях, подвергшихся воздействию ионизирующего излучения в результате многолетней деятельности Семипалатинского полигона / Вестник НЯЦ РК. Выпуск 3. Радиоэкология. Охрана окружающей среды, 2000. – С. 135-140.
4. Валева С.А. Проблема радиочувствительности растений // Современные проблемы радиационной генетики. Дубинин Н.П., М, 1969. -С.280-302.
5. Тулеубаев Б.А. Оценка радиоактивного загрязнения почвенно-растительного покрова и цитогенетический мониторинг // Отчет 2002 г.
6. Vewissen D.J., Damblon J., Bacq Z.M. Comparative sensitivity to radiation of seeds from wild plant on Uraniferons and non – Uraniferons soils // Nature, 1959. - Vol. 183. - № 4673. – P. 1449.
7. Черезжанова Л.В., Алексахин Р.М. О биологическом действии повышенного фона ионизирующей радиации и процессах радиоадаптации в популяциях травянистых растений // Журн. общ. биологии. -1975. - Т.36. -№2. - С. 303-311.
8. Кальченко В.А., Шевченко В.А., Абрамов В.И. Изучение радиорезистентности хронически облучаемых природных популяций растений // Радиобиология. Информ. Бюл, 1976. - №19. - С. 98-101.
9. Преображенская Е.И. О сглаживании или полном исчезновении различий в радиустойчивости проростков у видов, резко различающиеся по радиустойчивости покоящихся семян. // Ж. Радиобиология. - М.: "Наука", 1990. -Т.30. - Вып.1. - С. 114.
10. Султанова Б.М. Критерии оценки современного состояния растительности Семипалатинского испытательного полигона /Радиационная безопасность и социально-экологические проблемы Казахстана / Сб.мат-лов Международной конференции (10-14 ноября 1997г., г. Караганда) . –Алматы- Караганда: Гылым- 1998. - С. 94-101.
11. Султанова Б.М. Антропогенная трансформация и особенности восстановления растительного покрова опытно-экспериментальной площадки Балапан Семипалатинского испытательного полигона./ Радиационная безопасность и социально-экологические проблемы Казахстана / Сб.мат-лов Международной конференции (10-14 ноября 1997г., г. Караганда) . –Алматы- Караганда: Гылым. 1998 - С. 88-94.
12. Гераськин С.А., Дикарев В.Г., Евсеева Т.И. Цитогенетические эффекты слабых и сочетанных воздействий у растений в связи с проблемой экологического нормирования / Вестник НЯЦ РК. Выпуск 3. Радиоэкология. Охрана окружающей среды. – 2002. – С. 90-96.
13. Кудинов М.А. Радиочувствительность некоторых видов древесных растений в условиях Белоруссии // Радиобиология. - Наука, М. 1968. - Т.VIII. - В.2. - С.313-315.
14. Коплан И.С., Тихомиров Ф.А. К изучению причин радиустойчивости семейства крестоцветных // Радиобиология. – Наука. - М, 1972. - Т.XII. - В.2. - 241с.
15. Абрамова З.В., Карлинский О.А. Руководство к практическим занятиям по генетике. –Ленинград.- 1968. – 112с.
16. Моссэ И.Б. О различной модифицируемости выхода точковых и структурных радиационных мутаций у эукариот. // Радиобиология. Т-22. - М: Наука. - 1982. - С. 329-333.
17. Митрофанов Ю.А., Черкасов Е.Н. Двухкомпонентный характер зависимости выхода аберраций хромосом в клетках *Speris sorillagos* от дозы рентгеновского облучения. // Радиобиология. М: Наука.- 1985. - Т-25. – 479с.
18. Пятенко В.С., Толыга Г.Ф., Цырапкин Л.С. Влияние мощности дозы рентгеновского облучения на возникновение хромосомных аберраций у проростков гороха // Радиобиология. Т.Х, в.5. М: Наука.-1970. - С.780-784.
19. Инструкция и методические указания по оценке радиационной обстановки на загрязненной территории утвержденные Межведомственной комиссией по радиационному контролю природной среды. - М. - 1989.
20. Методические указания по обследованию радиационной обстановки и радиоэкологической агрооценке сельскохозяйственных угодий на территории бывшего СИП и прилегающих к нему регионов. – Курчатов. – 1998. - 29 с.
21. Плохинский Н.А. Алгоритмы биометрии. / Изд-во Моск. Ун-та, 1967. – 82 с.
22. Паушева З.В. Практикум по цитологии растений - М, 1970. – 225 с.

**СЕМЕЙ СЫНАҚ АЙМАҒЫНЫҢ ӘР ТҮРЛІ ДЕҢГЕЙДЕ ЛАСТАНҒАН ЖЕРЛЕРІНДЕ КЕЗДЕСЕТІН
ӨСІМДІКТЕРДІҢ ЦИТОГЕНЕТИКАЛЫҚ ҚҰРЫЛЫМЫНЫҢ ЕРЕКШЕЛІКТЕРІ**

¹⁾Сейсебаев А.Т., ²⁾Қадырова Н.Ж., ²⁾Мінкенова Қ.С., ²⁾Процкий А.В.

¹⁾*Ақмола медициналық академиясы, Астана*

²⁾*ҚР ҰЯО радиациялық қауіпсіздік және экология институты, Курчатов*

Табиғи жағдайда негізгі доминантты фактор ретіндегі, иондаушы сәулелердің әр түрлі деңгейінің әсерінде болатын техникалық алаңдар Балапан мен Дегелеңде өсетін жабайы шөптесін өсімдіктердің цитогенетикалық көрсеткіштерін анықтау жүргізілді. Бірнеше жылдар бойы түрлі дозалы радиацияның мүмкін болатын ұзаққа созылып сәулеленуінің салдарынан қарастырылған өсімдік популяцияларының генетикалық аппаратында хромосомалық аберрация жиілігінің кейбір өзгеру ерекшеліктері көрсетілді. Жабайы шөптесін өсімдіктердің тұқымдарының алғашқы тамыршаларының митотикалық клеткаларындағы хромосомалық құрылымдық мутациялық жиіліктің артқаны анықталынды.

**FEATURES OF CITOGENETIC STRUCTURE OF PLANTS OF SEPARATE AREAS OF STS WITH
DIFFERENT LEVEL OF RADIOACTIVE CONTAMINATION**

¹⁾A.T. Seisebaev, ²⁾N.G. Kadyrova, ²⁾K.S. Minkanova, ²⁾A.V. Protskii

¹⁾*Akmola Medical Academy, Astana*

²⁾*Institute of Radiation Safety and Ecology RK NNC, Kurchatov*

Definition of citogenetic parameters has been carried out concerning the prepotent kinds of the wild-growing plants, growing on the Balapan and Degelen technical fields, in naturally influence of various level ionizing radiation, as basic dominant factor. It is shown, that there are some features of change of frequency of chromosomal aberrations in the genetic apparatus of a population of investigated plants as a result of possible chronic influence of various doses of radiation in the course of years. The increase of frequency of structural mutations of chromosomes in mitotic cells of initial roots of seeds of wild-growing plants is established.

УДК577.394:546.36

**ОСНОВНЫЕ ЗАКОНОМЕРНОСТИ АККУМУЛЯЦИИ ^{137}Cs
ЛЕКАРСТВЕННЫМИ РАСТЕНИЯМИ ПОСЛЕ ЯДЕРНЫХ АВАРИЙ****Орлов А.А., Краснов В.П., Гетьманчук А.И.***Полесский филиал Украинского научно-исследовательского института лесного хозяйства
и агролесомелиорации им. Г.Н.Высоцкого, Житомир, Украина*

Были проанализированы основные закономерности накопления ^{137}Cs лекарственными растениями после ядерных аварий. На основании литературных данных были выявлены тенденции в изучении данной проблемы. Для различных типов обитания Украинского полесья были определены средние значения коэффициента перехода ^{137}Cs из почвы в растения лекарственного ряда. Было обнаружено, что виды с широкой экологической амплитудой характеризуются наибольшей интенсивностью накопления ^{137}Cs в лесных местах обитания по сравнению с нелесными. Для некоторых видов лекарственных трав на стационарных экспериментальных участках показана многолетняя динамика удельной активности ^{137}Cs .

ВВЕДЕНИЕ

Ядерные аварии различного масштаба могут выводить из хозяйственного использования значительные территории и объемы естественных ресурсов. Вследствие Чернобыльской катастрофы, имеющей глобальный характер, особенно сильно были загрязнены техногенными радионуклидами (в дальней зоне – преимущественно более летучим ^{137}Cs) территории Беларуси, Украины и России. Как результат – на значительных территориях был изменен характер использования природных ресурсов, а на части – введены существенные ограничения на их использование. К глубокому сожалению, в течение последних 5 лет на Украине наблюдается резкое и неоправданное снижение интереса к проблемам изучения последствий Чернобыльской катастрофы, уменьшение финансирования и свертывание научных работ. В то же время, известно, что в отдаленный период после аварии в Лесной зоне основные дозоформирующие потоки радионуклидов внутреннего облучения населения исходят из природных экосистем – лесов, лугов, болот. Кроме того, в природных экосистемах происходит разнонаправленное перераспределение радионуклидов между компонентами, что требует особого внимания, т.к. ведет к очищению одних и загрязнению других хозяйственно ценных видов.

В Украине в северных административных областях – Полесье – в послеаварийный период была централизованно прекращена заготовка лекарственного сырья гослесхозами и другими заготовительными организациями на значительных площадях, в ряде областей этот запрет сохраняется поныне, например, только в Житомирской области – в 10 административных районах. На остальной территории заготовка лекарственного сырья регламентирована. Однако, несмотря на регламентацию и запрет сбора лекарственного сырья службами Санэпиднадзора, местное население массово и бесконтрольно заготавливает дикорастущее лекарственное сырье для личных нужд и на продажу практически по всему региону, включая зону безусловного отселения, что ведет к

увеличению дозовых нагрузок на население. Поэтому изучение интенсивности аккумуляции ^{137}Cs лекарственными растениями имеет как научное, так и практическое значение.

ОБЗОР ЛИТЕРАТУРЫ

Проблеме радиоактивного загрязнения дикорастущих лекарственных растений после аварии на ЧАЭС посвящено значительное количество публикаций. Содержание техногенных радионуклидов в лекарственном сырье в различных регионах Украины в первый послеаварийный период приведено Д.М.Гродзинским с соавторами [2], показаны значительные различия в содержании радионуклидов в сырье, как в различных регионах страны, так и в различных видах лекарственного сырья. В этот же период исследователями [11] было показано, что поверхностное загрязнение в наибольшей степени сказывалось на содержании ^{137}Cs в коре, в частности *Quercus robur* и *Frangula alnus*. После 1990 г. по интенсивности радиоактивного загрязнения ^{137}Cs недревесные лекарственные растения сильно отличались и образовывали такой ряд: лист *Vaccinium myrtillus* > трава *Thymus serpyllum* > трава *Convallaria majalis* > соцветия *Helichrysum arenarium* > трава *Hypericum perforatum*. Российские исследователи [3] изучили интенсивность накопления ^{137}Cs 20 видами лекарственных растений Калужской области и рассчитали для них средние значения коэффициентов накопления радионуклида из почвы в лекарственное сырье ($\text{КН} = \text{удельная активность } ^{137}\text{Cs} \text{ в фитомассе (Бк/кг) / удельная активность } ^{137}\text{Cs} \text{ в почве (Бк/кг)}$). Выявлено, что максимальная интенсивность аккумуляции ^{137}Cs была характерной для побегов *Ledum palustre* ($\text{КН}=2,40$), травы *Thymus serpyllum* ($\text{КН}=2,15$), листа *Vaccinium vitis-idaea* ($\text{КН}=1,60$), корневищ *Valeriana officinalis* ($\text{КП}=1,06$). Н.В.Елиашевич [4-6] были определены значения коэффициента перехода ($\text{КП} = \text{удельная активность } ^{137}\text{Cs} \text{ в фитомассе (Бк/кг) / плотность загрязнения почвы (кБк/м}^2\text{)}$) из почвы в 120 видов лекарственных растений в различных экологических условиях.

Сделан вывод о том, что интенсивность аккумуляции ^{137}Cs в лекарственном сырье возрастает в таком ряду экотопов: заболоченные леса (КП=425,3) > дубовые леса (КП=241,3) > сосновые леса (КП=94,5) > неосушенные низинные болота (КП=78,1) > суходольные луга (КП=20,6) > залежи (КП=0,035). Украинскими исследователями [13] в Полесье Украины в 1991-1993 гг. для 20 видов лекарственного сырья в лесорастительных условиях, в которых запасы каждого вида лекарственного сырья максимальны, показано, что средние значения КП варьировали от 120 ± 10 у спор *Lycopodium clavatum* до $0,36 \pm 0,05$ у травы *Bidens tripartita*. Данный методический подход был развит этой группой ученых и в дальнейших исследованиях. В частности, проанализирована интенсивность аккумуляции ^{137}Cs из почвы лекарственными растениями лесов в основных типах их местообитаний [13-16, 19]. Было подчеркнуто наличие существенных различий в интенсивности накопления ^{137}Cs в различных частях (сырье), получаемом из одного и того же вида растения [6,9,10], что требует дифференцированного подхода к заготовке лекарственного сырья.

Исследователями был подтвержден вывод о том, что лекарственные растения-доминанты напочвенного покрова лесов, относящиеся к порядку *Ericales*, являются аккумуляторами ^{137}Cs в хвойных лесах [9, 10]. При этом, исходя из величины КП ^{137}Cs из почвы в надземную фитомассу, упомянутые виды ранжировались следующим образом: *Ledum palustre* (КП=125,5) > *Calluna vulgaris* (110,4) > *Vaccinium vitis-idaea* (97,6) > *Vaccinium myrtillus* (96,6) > *Arctostaphylos uva-ursi* (12,1). Радиоэкологическая оценка лекарственному сырью Украинского Полесья была дана как для дикорастущих, так и культивируемых видов [1]. Выявлено, что наиболее высокой интенсивностью аккумуляции ^{137}Cs характеризуются виды семейств *Ericaceae* и *Fabaceae*, несколько меньшей – семейств *Boraginaceae* и *Caryophyllaceae*, еще меньшей – семейства *Lamiaceae*, а минимальной – семейств *Asteraceae* и *Hypericaceae*. Беларусскими исследователями [5] в 1987-1990 гг. была изучена интенсивность аккумуляции ^{137}Cs и ^{90}Sr 188 видами хозяйственно-ценных растений, в том числе, – лекарственных. Очень перспективным и на сегодняшний день является предложенное разделение возможного использования каждого вида при различных плотностях радиоактивного загрязнения на три зоны: область свободного использования вида, в которой вид продуцирует нормативно-чистую фитомассу; область рискованного использования вида, когда последний в зависимости от экологических условий может продуцировать нормативно-чистую или радиоактивно сильно загрязненную фитомассу; область устойчивого продуцирования видом фитомассы, содержание радионуклидов в которой превышает допустимые уровни.

Российскими учеными [7] проанализирована интенсивность аккумуляции ^{137}Cs и ^{90}Sr лекарствен-

ными растениями в районе Белоярской АЭС. Выявлено, что в районе исследований накопителем ^{137}Cs является *Bidens tripartita* (КП=48,4). Также российскими исследователями [21] дана экологическая оценка радиоактивного загрязнения ^{90}Sr и ^{137}Cs лекарственных растений в Алтайском крае. Был сделан вывод о неравномерном распределении изучаемых радиоизотопов по органам лекарственных растений, приведены конкретные значения КН для ряда горных лекарственных видов.

Значительное внимание было уделено исследователями интенсивности аккумуляции техногенных радионуклидов лекарственными растениями в различных местообитаниях [5,6,8]. Согласно данным этих исследователей, межвидовые различия КП у лекарственного сырья разных видов в одном экотопе могут превышать 100 раз, а одного и того же вида сырья в различных экотопах – составлять от 10 до 40 раз.

Ранжированные ряды видов по интенсивности накопления ^{137}Cs из почвы в широко распространенных ценозах Украинского Полесья – *Molinio-Pinetum* (эда топ В₃) и *Serratulo-Pinetum* (эда топ С₃) приведены А.А.Орловым с соавторами [16]. При этом исследователями отмечена определенная стабильность ранжированных рядов видов лекарственных растений в каждом из исследованных местообитаний [18].

Сезонная динамика содержания ^{137}Cs в лекарственных растениях лесов проанализирована российскими учеными [23]. В частности, в автоморфном лесном ландшафте удельная активность ^{137}Cs в траве *Convallaria majalis* уменьшалась с 0,65 кБк/кг в мае до 0,50 – в июне, далее в июле следовало резкое повышение данного показателя – до 0,75 кБк/кг. К концу вегетации удельная активность радиоизотопа в траве данного вида снижалась – до 0,60 кБк/кг в августе и 0,45 кБк/кг – в сентябре. Этим исследователем был сделан вывод о том, что подобный сезонный ход содержания ^{137}Cs характерен для большинства видов трав лесов автоморфных ландшафтов. Однако другие типы лекарственного сырья – кора, корневища, соцветия и большинство видов лекарственных растений в данном отношении остаются неизученными.

Многолетняя динамика радиоактивного загрязнения техногенными радионуклидами лекарственного сырья изучалась многими исследователями [8,12,15]. Был сделан вывод об общем для большинства видов тренде снижения содержания ^{137}Cs с годами после аварии, однако погодные условия могут существенно модифицировать данный тренд в соседние годы, что должно обязательно учитываться при заготовке лекарственного сырья. Однако как качественная, так и количественная оценка влияния погодных условий на накопление ^{137}Cs лекарственным сырьем до сих пор не дана.

Исследователями был сделан важный практический вывод о том, что в каждом конкретном эда топе имеется тесная ($r=0,77-0,99$) достоверная связь между содержанием ^{137}Cs в определенном виде лекарствен-

ного сырья и плотностью загрязнения почвы данным радионуклидом [8,15,17]. Полученные уравнения регрессии позволили авторам рассчитать для практических целей предельные плотности загрязнения почвы ^{137}Cs для получения нормативно-чистого в радиационном отношении лекарственного сырья в конкретных эдатопах лесов, исходя из плотности их радиоактивного загрязнения, а также разработать соответствующие рекомендации [8,17]. Следует отметить, что такие рекомендации могут действовать в течение сравнительно небольшого периода (не более 5 лет), а затем должны пересматриваться и уточняться. Долгосрочный прогноз радиоактивного загрязнения лекарственного сырья может быть дан только на основе компартментного математического моделирования, что в отношении лекарственного сырья, за исключением листьев и ягод черники, в настоящее время практически отсутствует.

Таким образом, в настоящее время многие насущные проблемы, связанные с радиоактивным загрязнением дикорастущего лекарственного сырья, имеют большое практическое значение, однако изучены фрагментарно, поэтому исследования в данном направлении не потеряли и сегодня своей актуальности.

ОБЪЕКТЫ И МЕТОДИКА

Исследования проводились в 1991-2002 г. в Центральном Полесье Украины (Житомирская область) на 50 стационарах, заложенных в лесах, по 10 шт. в каждом эдатопах (B_3 , A_2 , C_3 , B_4), но при разных плотностях загрязнения почвы ^{137}Cs – от 10 до 700 кБк/м². Кроме того, в лесах широко использовался маршрутный метод, а для нелесных местообитаний он был основным. Из нелесных экотопов была изучена аккумуляция ^{137}Cs на полях, залежах и нитрифицированных рудеральных местообитаниях. Во всех случаях отбирались парные образцы лекарственного сырья и почвы (до глубины 10 см), что позволило рассчитать значения коэффициента перехода (КП) радионуклида, имеющие размерность м²кг⁻¹10⁻³. В каждом местообитании количество образцов одного вида лекарственного сырья составляло 3-20 шт. Все образцы высушивались до воздушно сухого веса и гомогенизировались, удельная активность ^{137}Cs измерялась на спектроанализаторе СЕГ-01 с GeLi-детектором ДГДК-100-ВЗ. Относительная по-

грешность измерения не превышала 10%. Статистическая обработка данных проведена с использованием стандартных пакетов программ Excel, СУБД "FoxPro" та "Statgraphics".

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Одним из важнейших вопросов, касающихся использования ресурсов лекарственного сырья в условиях радиоактивного загрязнения территории, является выявление видовых особенностей в накоплении радионуклидов лекарственным сырьем по типам местообитаний. Ранее нами подчеркивалось, что значения КП ^{137}Cs после аварии на ЧАЭС в большинство видов лекарственного сырья имеют общую тенденцию к уменьшению. Поэтому средние значения КП ^{137}Cs приведены в статье для всех видов лекарственного сырья для периода 1997-2000 г. (рисунок 1). Для многолетней динамики КП использован весь период наблюдений.

Анализ данных рисунка 1 позволяет сделать общий вывод о том, что в каждом из проанализированных лесных местообитаний наблюдаются существенные различия в интенсивности накопления ^{137}Cs лекарственным сырьем из почвы, показателем чего может служить значительная амплитуда средних значений КП в последних. В частности, в лесах в эдатопах влажная суборь (B_3) средние значения КП варьировали от 4,8±0,5 у листа *Arctostaphylos uva-ursi* до 146,8±10,2 у спор *Lycopodium clavatum* (межвидовые различия составили 30,59 раза); в эдатопах сырая суборь (B_4) – от 18,7±1,7 у травы *Urtica dioica* до 150,9±12,2 у листа *Vaccinium myrtillus* (межвидовые различия составили 8,06 раза); в эдатопах свежий бор (A_2) – от 0,6±0,1 у шишкоягод *Juniperus communis* до 196,4±19,3 у листа *Vaccinium myrtillus* (межвидовые различия составили 311,67 раза); в эдатопах влажная судубрава (C_3) – от 1,8±2,0 у почек *Betula pendula* до 24,1±2,5 у травы *Chelidonium majus* (межвидовые различия составили 13,14 раза). Аналогичная закономерность также была характерной и для нелесных местообитаний. Так, например, на залежах минимальное значение КП было характерным для травы *Achillea millefolium* (2,2±0,2), а максимальное – для травы *Viola tricolor* (16,6±1,8), межвидовые различия составили 7,41 раза; на полях минимальные значения.

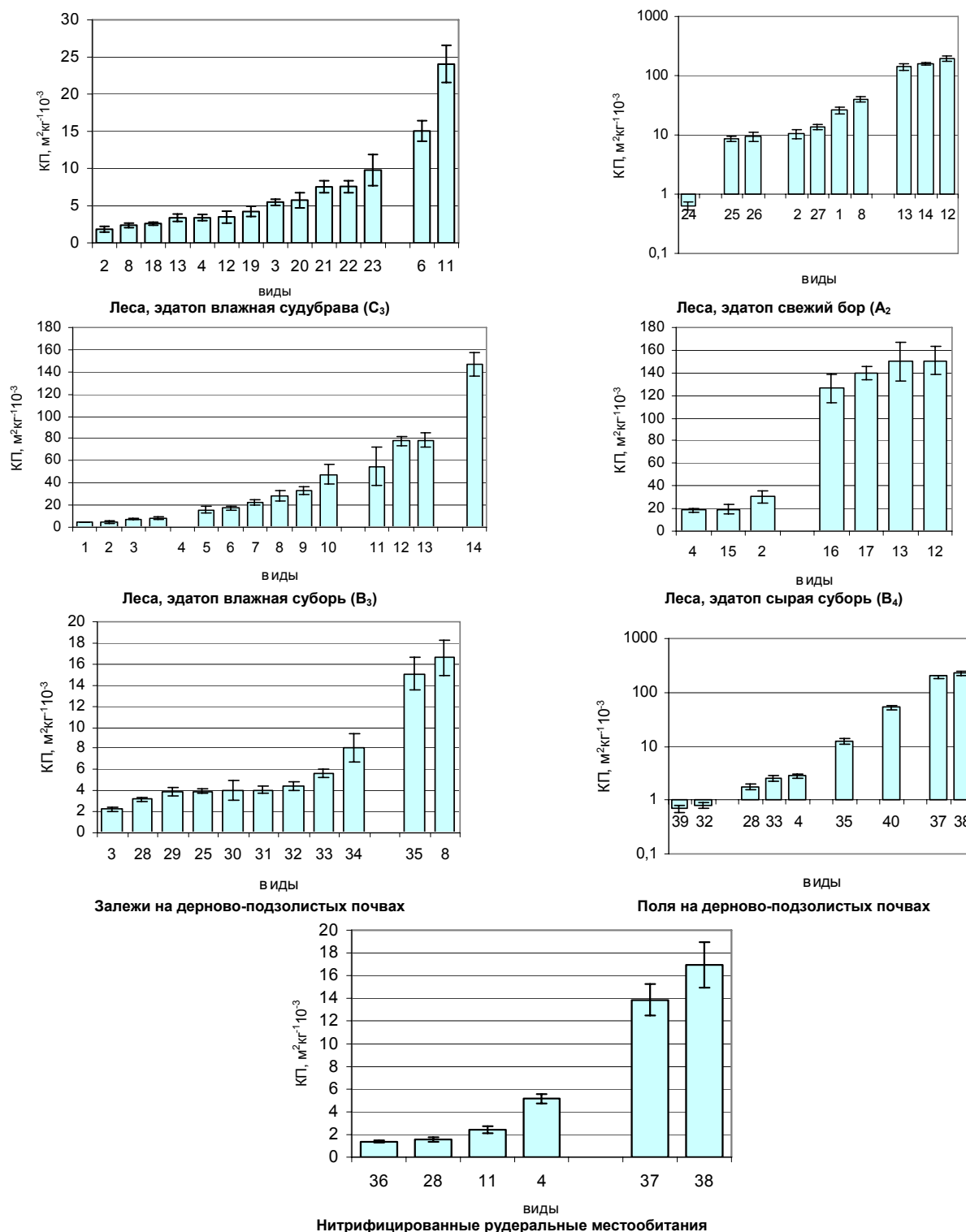


Рисунок 1. Средние значения КП ^{137}Cs в различные виды лекарственного сырья по типам местообитаний

Условные знаки:

1. *Arctostaphylos uva-ursi* (L.) Spreng., лист
2. *Betula pendula* Roth, почки
3. *Achillea millefolium* L., трава
4. *Urtica dioica* L., кора
5. *Frangula alnus* Mill., кора
6. *Hypericum perforatum* L., трава

7. *Sambucus nigra* L., соцветия
8. *Viola tricolor* L., трава
9. *Equisetum pratense* L., трава
10. *Pinus sylvestris* L., почки
11. *Chelidonium majus* L., трава
12. *Vaccinium myrtillus* L., лист
13. *Vaccinium vitis-idaea* L., лист

14. *Lycopodium clavatum* L., споры
15. *Alnus glutinosa* (L.) Mill., шишки
16. *Inonotus obliquus*, плодовое тело
17. *Ledum palustre* L., побеги
18. *Tilia cordata* L., соцветия
19. *Digitalis grandiflora* L., трава
20. *Potentilla alba* L., трава
21. *Convallaria majalis* L., трава
22. *Betonica officinalis* L., трава
23. *Oryganum vulgare* L., трава
24. *Juniperus communis* L., шишкоягоды
25. *Helichrysum arenarium* L., соцветия
26. *Thymus serpyllum* L., трава
27. *Tanacetum vulgare* L., трава
28. *Capsella bursa-pastoris* L., трава
29. *Plantago major* L., трава
30. *Taraxacum officinalis* L., корни
31. *Polygonum aviculare* L., трава
32. *Bidens tripartita* L., трава
33. *Chamomilla recutita* L., соцветия
34. *Equisetum arvense* L., трава
35. *Artemisia absinthium* L., трава
36. *Leonurus quinquelobatus*, трава
37. *Polygonum hydropiper* L., трава
38. *Polygonum persicaria* L., трава
39. *Gnaphalium uliginosum* L., трава
40. *Centaurea cyanus* L., корзинки

КП были характерными для травы *Gnaphalium uliginosum* ($0,7 \pm 0,1$), а максимальные – для травы *Polygonum persicaria* ($226,7 \pm 29,1$), различия составили 323,9 раза; на нитрифицированных рудеральных местообитаниях соответствующие средние значения наблюдались у травы *Leonurus quinquelobatus* ($1,4 \pm 0,1$) и травы *Polygonum persicaria* ($17,0 \pm 2,0$), межвидовые различия составили 12,29 раза. Из приведенных выше данных также четко видно, что в каждом из проанализированных экотопов среднее значение КП практически по всем видам лекарственного сырья характеризовалось значительным варьированием, составлявшим в большинстве случаев 20-40 %. Обусловлено данное явление наличием определенных микроиш в каждом местообитании, различающихся доступностью радионуклида для корневого питания растений, калиефильностью вида, многовариантностью морфологического строения корневых систем одного и того же вида растений в одном и том же экотопе [20], различием в глубине корневой деятельности и интенсивности аккумуляции ^{137}Cs разновозрастными особями одного и того же вида, степенью микотрофности и др.

В каждом из экотопов нами был проведен однофакторный дисперсионный анализ с целью разделения соответствующих массивов видов лекарственного сырья на однородные группы, между которыми наблюдались бы существенные различия средних значений КП ^{137}Cs [22], отсутствующие в то же время внутри данных групп. Укрупнение дисперсионных групп проведено нами с использованием разра-

ботанных ранее подходов [15]: все виды по интенсивности накопления ^{137}Cs в лекарственном сырье разделены на 5 групп: очень сильного накопления ($\text{КП} \gg 100$), сильного накопления ($50 < \text{КП} < 100$), умеренного накопления ($10 < \text{КП} < 50$), слабого накопления ($1 < \text{КП} < 10$) и очень слабого накопления ($\text{КП} < 1$). Результаты дисперсионного анализа позволяют утверждать, что в каждом из экотопов выделенные нами однородные группы видов лекарственного сырья существенно отличаются интенсивностью аккумуляции данного радионуклида из почвы ($F_{\text{факт.}} \gg F_{0,99}$), причем, количество данных групп специфично для каждого экотопа. В частности, во влажных судубравах большинство видов лекарственного сырья характеризуются слабой интенсивностью аккумуляции данного радионуклида, но у травы *Hypericum perforatum* и травы *Chelodonium majus* – умеренной интенсивностью. В свежих борах межвидовые различия были так велики, что на графике пришлось применить логарифмический масштаб, в пределах данного экотопа были выделены 4 однородные группы видов по интенсивности накопления ^{137}Cs : очень слабым накоплением характеризуются шишкоягоды *Juniperus communis*; слабым накоплением – трава *Helichrysum arenarium* и *Thymus serpyllum*; далее у 4-х видов – умеренное накопление, а у 3-х – очень сильное. Анализ однородных групп в экотопе сырая суборь, представляющей полугидроморфные условия, свидетельствует о том, что в данных экологических условиях ряд видов сырья характеризуется умеренной интенсивностью аккумуляции ^{137}Cs : почки *Betula pendula*, трава *Urtica dioica* и шишки *Alnus glutinosa*, а остальные виды – очень сильной, причем именно последние составляют основу ресурсов лексиры в данном экотопе в Полесье Украины. Сравнение средних значений КП ^{137}Cs у одного и того же вида в различных лесных экотопах также демонстрирует общие закономерности: увеличение значений происходит при снижении трофности и увеличении влажности почвы. Так, у почек *Betula pendula* средние значения КП составили по экотопам: $B_4 - 30,42 \pm 5,58$; $B_3 - 4,87 \pm 0,73$; $A_2 - 10,38 \pm 1,94$; $C_3 - 1,83 \pm 0,39$. Подобная картина также наблюдалась у листа *Vaccinium myrtillus*: $B_4 - 150,92 \pm 12,20$; $B_3 - 77,72 \pm 7,80$; $A_2 - 196,35 \pm 19,30$; $C_3 - 3,46 \pm 0,82$.

Очень специфические однородные группы видов выделены в нелесных экотопах, при этом большинство видов лекарственного сырья характеризовалось слабой интенсивностью аккумуляции ^{137}Cs и меньшее количество – умеренной интенсивностью. Однако среди проанализированных видов сырья данных местообитаний выделяются трава *Polygonum hydropiper* и трава *Polygonum persicaria*, характеризующиеся на полях очень сильным накоплением радионуклида, а в нитрифицированных рудеральных местообитаниях – умеренной интенсивностью.

Значительный как научный, так и практический интерес представляет анализ интенсивности аккумуляции радионуклида эвритоппными видами лекарственных растений, произрастающих как в лесных, так и нелесных экотопах. В частности, у *Chelidonium majus*, типичного сорного вида-нитрофила, в эдатопах лесов C_3 среднее значение КП в траву составляло 24,1, а на нитрифицированных рудеральных местообитаниях – 2,4; у *Urtica dioica* КП в траву в эдатопах лесов B_4 составил 18,7, а на полях – 2,8; у *Achillea millefolium* КП в траву во влажных суборах (B_3) составил 7,3, а на залежах – 2,2; у *Equisetum pratense* КП в траву во влажных суборах (B_3) составил 33,4, а на залежах – 8,1. Приведенные выше данные свидетельствуют о том, что эвритоппные виды во всех случаях значительно интенсивнее накапливают ^{137}Cs в лесных местообитаниях по сравнению с нелесными, поэтому при одинаковой плотности радиоактивного загрязнения почвы эти виды в лесах более радиоактивно загрязнены. Обусловлено данное явление тем, что, почвы полей, залежей и нитрифицированных местообитаний, хотя и принадлежат к тому же типу, что и в лесном эдатопах B_3 , – дерново-подзолистым супесчаным, но относятся к окультуренному подтипу, который характеризуется большей насыщенностью основаниями почвенного поглощающего комплекса, большим содержанием обменного калия, существенно снижающего поступление радионуклида корневым путем из почвы в растения. Учитывая тот факт, что на поля практически ежегодно вносятся минеральные удобрения, снижение КП будет наблюдаться и в дальнейшем. В то же время, в лесах проведение масштабных контрмероприятий практически невозможно, поэтому мобильность ^{137}Cs полностью определяется скоростью самоочищения лесных экосистем от радионуклида, вследствие чего его мобильность хотя и снизилась значительно за послеаварийный период, однако и в настоящее время остается высокой, в особенности в эдатопах с бедными влажными почвами. При этом в таких лесных экосистемах на стационарах во многих видах лекарственного сырья наблюдается снижение удельной активности ^{137}Cs в лекарственном сырье при практически стабильных значениях КП, это свидетельствует о том, что данное снижение обусловлено не столько продолжающимся закреплением радионуклида в почве, сколько физическим распадом радионуклида. В относительно бедных экологических условиях влажных суборей (эдатопах B_3) для многолетнего ряда наблюдений характерны значительные погодичные колебания как удельной активности радионуклида в лекарственном сырье, например в листе *Vaccinium myrtillus*, так и значений КП. При этом упомянутые колебания даже в соседние годы могут достигать 1,5-2 раз (рисунок 2).

Так, пики содержания ^{137}Cs в листе *Vaccinium myrtillus*, а также значений КП радионуклида на постоянной пробной площади № 15 наблюдались в

1992 г., 1997 г., 2002 г., а значительные спады – в 1993 г., 1996 г., 1999 г. Поскольку нами исследования проводились на одних и тех же стационарах, по той же методике, есть все основания утверждать, что данное явление обусловлено особенностями гидротермического режима каждого из вегетационных периодов. К сожалению, в настоящее время даже на качественном уровне оценка влияния погодных условий на интенсивность аккумуляции радионуклидов растениями природных экотопов очень неоднозначна у различных исследователей, а количественная оценка данного влияния практически отсутствует, что требует дальнейшего изучения.

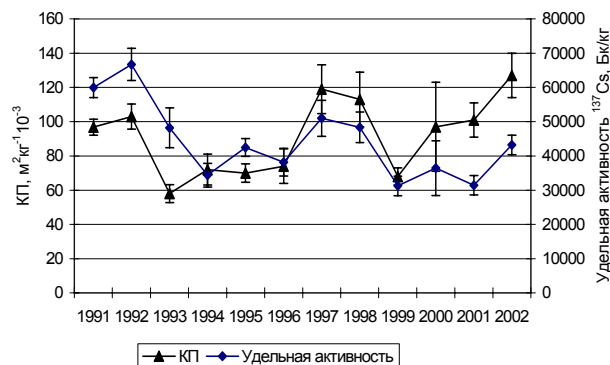


Рисунок 2. Многолетняя динамика содержания ^{137}Cs в листе *Vaccinium myrtillus* и значений КП на ППП-15 в эдатопах B_3 .

В относительно богатых условиях, например, влажных судубравах (эдатопах C_3) у лекарственного сырья наблюдается более однозначная динамика как радиоактивного загрязнения лекарственного сырья на стационарах, так и соответствующих значений КП радионуклида. Результаты многолетних наблюдений за аккумуляцией ^{137}Cs травой *Convallaria majalis* на постоянной пробной площади № 5 показаны на рисунке 3.

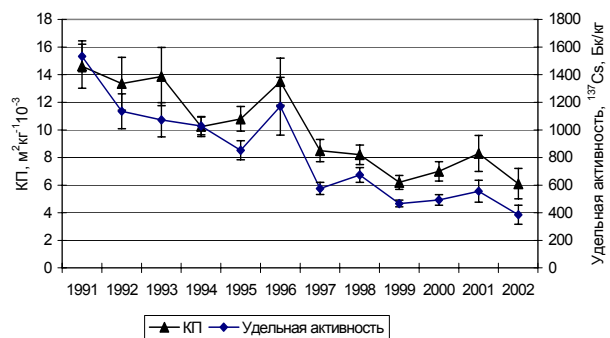


Рисунок 3. Многолетняя динамика содержания ^{137}Cs в траве *Convallaria majalis* и значений КП на ППП-5 в эдатопах C_3 .

Приведенные на рисунке 3 данные свидетельствуют о том, что в данных экологических условиях в траве *Convallaria majalis* наблюдалось стойкое снижение удельной активности радионуклида, составившее за период 1991-2002 гг. около 4 раз, а эффективный экологический период полуочищения данного вида лек-

сырья от ^{137}Cs составил около 7 лет (в период квазиравновесия радионуклида в почвенно-растительном покрове лесов). На протяжении аналогичного периода значения КП в данный вид лекарственного сырья также имели стойкую тенденцию к уменьшению, составившему 2,4 раза за 12 лет. В данном случае мы наблюдаем существенное, продолжающееся и в настоящее время, уменьшение доступности ^{137}Cs для корневого поглощения лекарственным растением в послеаварийный период. Особо следует отметить, что

интенсивность самоочищения лекарственного сырья была максимальной в начальный период после аварии (1986 г.), когда периоды полуочищения лексиры составляли от нескольких недель до нескольких месяцев, с увеличением периода после аварии относительная интенсивность самоочищения снижается и регулируется в различных экотопах, главным образом, ландшафтно-геохимическими особенностями поведения радионуклида в почве.

ЛИТЕРАТУРА

1. Алексеницер М.Л., Бондарчук Л.И., Кубайчук В.П. О возможности заготовки лекарственных растений в районах, пострадавших вследствие аварии на ЧАЭС // Тез. докл. Четвертой междунар. конф. по медицинской ботанике. – Киев, 1997. – С. 17-18.
2. Антропогенная радионуклидная анамалия и растение / Д.М.Гродзинский, К.Д.Коломиец, Ю.А.Кутлахмедов и др. – Киев: Лыбидь, 1991. – 160 с.
3. Дмитриев С.В., Фетисов А.А., Перцев В.А. О загрязнении дикорастущих лекарственных растений ^{137}Cs . // Гигиена и санитария. – 1991. – № 12. – С. 51-53.
4. Елиашевич Н.В., Иванова Т.Г., Морозова Т.К. Накопление радионуклидов хозяйственно полезными растениями // Тез. докл. 1-го Всесоюзного радиобиологического съезда. – Пушино, 1989. – С. 441-442.
5. Елиашевич Н.В. Авария на ЧАЭС: загрязнение травянистых растений. Практические аспекты // Вести АН Беларуси. – 1992. – Серия физико-энергетич. наук. – № 1. – С. 5-10.
6. Елиашевич Н.В., Рубанова Р.В. Накопление радионуклидов лекарственными растениями по типам их местообитаний // Радиобиол. съезд, г.Киев, 20-25 сентября 1993: Тез. докл. – Часть I. – Пушино, 1993. – 338 с.
7. Караваева Е.Н., Молчанова И.В. Накопление радионуклидов лекарственными растениями в зоне влияния Белоярской АЭС // Экология. – 1998. – № 5. – С. 404-406.
8. Краснов В.П. Радиэкология лесов Полесья Украины. – Житомир: Волянь, 1998. – 112 с.
9. Краснов В.П., Орлов А.А., Иркиенко С.П. Загрязнение ^{137}Cs черники на Украинском Полесье // Чернобыль-94. IV Междунар. науч.-техн. конф. "Итоги 8 лет работ по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС". – Сб. тезисов. – Зеленый Мыс, 1994. – 177с.
10. Краснов В.П., Орлов А.А., Иркиенко С.П. Особенности накопления ^{137}Cs лекарственными растениями Vacciniaceae S.F.Gray и Ericaceae Juss. в Украинском Полесье // Укр. ботан. журн. – 1995. – Т. 52, № 4. – С. 472-478 (укр. яз.).
11. Орлов А.А., Краснов В.П., Чепеловский А.Н. Накопление радионуклидов недревесными продуктами леса // Основы организации и ведения лесного хозяйства в условиях радиоактивного загрязнения. – Тез. докл. Всесоюзн. науч.-практ. конф. – Гомель, 1990. – С. 23.
12. Орлов А.А., Мазепа М.Г. Радиоактивное загрязнение ^{137}Cs ландыша майского в Житомирском Полесье // Лесоводство и агролесомелиорация. – Межведомств. тематич. науч. сборник. – Вып. 88. Радиоэкология. – Киев: Урожай, 1994. – С. 28-32.
13. Орлов А.А., Краснов В.П., Иркиенко С.П. Накопление ^{137}Cs лекарственными растениями лесов Правобережного Полесья Украины // Чернобыль-94. IV Междунар. науч.-техн. конф. "Итоги 8 лет работ по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС". – Сб. тезисов. – Зеленый Мыс, 1994. – С. 147.
14. Орлов А.А., Краснов В.П., Иркиенко С.П. Лекарственные растения как объект мониторинга радиоактивного загрязнения лесных экосистем Украинского Полесья // Устойчивое развитие: загрязнение окружающей среды и экологическая безопасность. – Первая Междунар. науч.-практ. конф., Днепропетровск, 4-8 декабря 1995 г. – Тез. докл. – Том 1. – Днепропетровск: ДГУ, 1995. – С. 175.
15. Орлов А.А., Краснов В.П., Иркиенко С.П. Изучение радиоактивного загрязнения лекарственных растений лесов Украинского Полесья // Проблемы экологии лесов и лесопользования в Полесье Украины / Науч. труды Полесской АЛНИС. – Вып. 3. – Житомир, 1996. – С. 55-64 (укр. яз.).
16. Орлов А.А., Краснов В.П., Шелест З.М. Накопление ^{137}Cs лекарственными растениями в различных лесных ценозах Украинского Полесья // Третий съезд по радиационным исследованиям. – Москва, 14-17 октября 1997 г. – Тез. докл. – Том II. – Пушино, 1997. – С. 364-365.
17. Орлов А.А. Побочные лесные пользования // Рекомендации по ведению лесного хозяйства в условиях радиоактивного загрязнения / Под ред. Н.Н.Калетника. – К.: Госкомлесхоз Украины, 1998. – С. 35-45 (укр. яз.).
18. Орлов А.А., Краснов В.П. Возможность применения фитоиндикации для количественной оценки интенсивности накопления ^{137}Cs из почвы лекарственными растениями лесов Украинского Полесья // Растительные ресурсы. – 1999. – Т. 35. – Вып. 4. – С. 79-86.
19. Радиоактивное загрязнение растительности Беларуси (в связи с аварией на Чернобыльской АЭС) / Парфенов В.И., Якушев Б.И., Мартинович Б.С. и др. / Под общ. ред. В.И.Парфенова и Б.И.Якушева. – Минск: Наука и техника, 1995. – 582 с.
20. Рысин Л.П., Рысина Г.П. Морфоструктура подземных органов лесных травянистых растений. – М.: Наука, 1987. – 208 с.
21. Санаров Е.М., Баландович Б.А., Кузьмин Э.В. Экологическая оценка радионуклидного загрязнения лекарственного сырья в Алтайском крае и проблема регламентирования // Химия растительного сырья. – 1998. – № 1. – С. 19-24.
22. Урбах В.Ю. Биометрические методы. – М.: Наука, 1964. – 415 с.
23. Щеглов А.И. Биогеохимия техногенных радионуклидов в лесных экосистемах: по материалам 10-летних исследований в зоне влияния аварии на ЧАЭС. – М.: Наука, 1999. – 268 с.

**ЯДРОЛЫҚ СЫНАҚТАРДАН КЕЙІН ^{137}Cs ДӘРІЛІК
ӨСІМДІКТЕРДЕГІ ЖИЫНЫНЫҢ НЕГІЗГІ ЗАҢДЫЛЫҒЫ**

Орлов А.А., Краснов В.П., Гетьманчук А.И.

*Украинаның Г.И.Висоцкий атындағы орман-шаруашылығы
және орманды мелиорациялау ғылыми-зерттеу институтының Полес бөлімі.*

Ядролық аппараттардан кейін ^{137}Cs дәрілік өсімдіктерде жиынының негізгі заңдары талданған болатын. Әдеби мәліметтердің негізінде осы проблеманы зерттеу тенденциясы айқындалған болатын. Украина ормандарының әр-түрлі мекендеушілері үшін орташа мәнді коэффициенттердің ^{137}Cs топырақтан дәрілік тізімдегі өсімдіктерге өтуі анықталған болатын. Кең экологиялық тербелістердің түрлері ормансыз жерлермен салыстырғанда орманды жерлердің мекендерінде ^{137}Cs жиынының қарқыны көбіректігін сипаттайды. Дәрілік шөптердің кейбір түрлері үшін стационарды экспериментальдық учаскелерінде көпжылдық ^{137}Cs белсенді үлесін көрсеткен.

**THE MAIN REGULARITIES OF ^{137}Cs ACCUMULATION
BY MEDICINAL PLANTS AFTER NUCLEAR ACCIDENTS**

A.A. Orlov, V.P. Krasnov, A.I. Get'manchuk

Polesskiy Branch of Ukrainian Scientific Research Institute of Forestry and Forest Amelioration Named After G.N. Vysotskiy

The main regularities of ^{137}Cs accumulation by medicinal plants after nuclear accidents have been analyzed. Tendencies in study of this problem have been underlined on literary data. The mean values of transfer factor of ^{137}Cs from soil to medicinal row in different habitat types have been elucidated for Ukrainian Polessye. It was found that species with the wide ecological amplitude were characterized by the highest intensity of ^{137}Cs accumulation in forest habitats in comparison with non-forest ones. For some species of medicinal plants multiyear dynamics of ^{137}Cs specific activity has been shown on stationary experimental plots.

УДК 577.391.001.5:581.5:581.5

**ВЛИЯНИЕ АНТРОПОГЕННЫХ ЗАГРЯЗНЕНИЙ ЛЕСНЫХ НАСАЖДЕНИЙ
НА РАДИОУСТОЙЧИВОСТЬ СЕМЯН ДРЕВЕСНЫХ РАСТЕНИЙ****Юшков П.И.***Институт экологии растений и животных Уральского отделения РАН, Екатеринбург, Россия*

Изучена сравнительная радиоустойчивость семян ивы пятитычинковой (*Salix pentandra* L.) и ивы козьей (*Salix caprea* L.) из насаждений, подвергающихся сильному хроническому воздействию кислых (SO_2 , NO_x , HF и другие) промышленных предприятий и не подвергающихся такому воздействию. Семена ивы пятитычинковой урожая 6 лет из этих насаждений по радиоустойчивости не отличались друг от друга. При этом у семян из обоих насаждений наблюдалась сильная синхронная изменчивость устойчивости к предпосевному облучению. Также не обнаружено влияние загазованности материнских насаждений на семена ивы козьей урожая разных лет. Полученные данные подтверждают аналогичные результаты ранее проведенных автором (1987 г.) исследований по влиянию загазованности насаждений на радиоустойчивость семян и сеянцев сосны (*Pinus sylvestris* L.) и березы (*Betula verrucosa* Erh.).

Известно, что радиоустойчивость семян растений в сильной степени зависит от условий их формирования [1,2]. Были получены также данные о проявлении эффекта синергизма у растений, подвергшихся сочетанному действию ионизирующих излучений и сернистого газа [3,4]. Однако у семян березы и сосны, сформировавшихся в условиях сильного действия на материнские насаждения кислых промышленных газов и вне его, не было обнаружено различий по радиоустойчивости [5,6].

Представлялось интересным изучить радиоустойчивость семян других видов древесных растений, произрастающих в насаждениях, подвергающихся и не подвергающихся воздействию кислых промышленных газов. В качестве объектов таких исследований были избраны широко распространенные виды – ива козья (*Salix caprea* L.) и ива пятитычинковая (*Salix pentandra* L.). По классификации Е.И.Преображенской [1] ивоцветные отнесены в группу среднерadioустойчивых, а по газоустойчивости – к группе чувствительных [7]. Эти виды ивы сильно различаются по биологическим характеристикам. У семян ивы козьей значительно более короткий, чем у семян ивы пятитычинковой период созревания, более быстрая потеря всхожести, большая амплитуда температурного оптимума прорастания [8,9], меньшая плоидность – $2n$ равно 38, у ивы пятитычинковой – 76 [10], а также в два раза большая радиоустойчивость семян, определяемая по жизнеспособности сеянцев [11].

В настоящей работе представлены данные исследований по радиоустойчивости семян ивы козьей и ивы пятитычинковой, произрастающих в насаждениях, подверженных в течение 60 лет сильному воздействию кислых промышленных газов, и не испытывающих действие этого фактора.

Методика

Семена ивы козьей (*Salix caprea* L.) и ивы пятитычинковой (*Salix pentandra* L.), собирали в зоне задымления дымогазовыми выбросами медепла-

вильного, сернокислотного заводов и завода по производству фосфорных удобрений. Загазованные насаждения находятся на расстоянии 0,5–4 км от источников эмиссии SO_2 , NO_x , HF и других газов по направлению господствующих ветров. Были подобраны 3 участка (№ 1,2,3) в зоне сильного влияния дымогазовых выбросов промышленных предприятий и три контрольных участка (№ 4,5,6), удаленных на значительное расстояние от указанных выше заводов.

Куртины ивы пятитычинковой в зоне задымления (участок № 3) были найдены в пойме р. Чусовой в 3 км к востоку от заводов по направлению господствующих ветров. Этот участок представляет собой полевищевый луг с зарослями ивы серой *Salix cinerea* L. и трехтычинковой *S. triandra* L. с узкой полосой березы в притеррасной части поймы. Деревья *S. pentandra* высотой 3–6 м. Вследствие длительного и сильного воздействия на насаждения кислых промышленных газов часть растений ивы и березы погибла или сильно повреждена (ожоги листьев, гибель соцветий). Почва наносная, аллювиальная.

Контрольное насаждение ивы пятитычинковой (участок № 3) расположено в пойме ручья, впадающего в водоем-охладитель Белоярской атомной станции (Свердловская область) на удалении 100 км от задымляемого насаждения. Тип насаждения – березняк болотно-разнотравный. Состав: 8Б, 1С, 1О в первом ярусе, высота деревьев 12–15 м. Во втором ярусе ива пятитычинковая, полнота 0,1, высота деревьев 5–8 м. Подлесок – ива *Salix cinerea* L. Травостой плотностью 0,5–0,6, куртинами. В пойменной части насаждения почва луговая, слаботорфованная, оглеенная, на речном аллювии. Толщина гумусового горизонта А равна 35 см. Верхний слой почвы толщиной 5–10 см оторфован. В затопляемой части поймы в прирусловой ее части почвы аллювиальные иловато-торфяно-глеевые.

Семена ивы козьей собирали в зоне задымления на участках, расположенных в 0,5–1,5 и 4–4,5 км от источников эмиссии кислых промышленных газов

(соответственно № 1 и 2), и в контрольных насаждениях, не подверженных воздействию кислых промышленных газов. На большей части первого задымляемого участка эрозия почв привела к разрушению гумусового слоя почвы и его сносу, а также к образованию глубоких оврагов, рассекающих его в восточном направлении, и к появлению на поверхности мощного слоя глинистого субстрата. На этом участке высажена береза. На втором участке, находящемся на притеррасной возвышенности, высокобонитетный сосняк чернично-брусничниковый сменен низкорослым сосново-березовым насаждением с примесью осины и ивы козьей. Безгумусный грунт щебнистый. Изредка встречаются куртинки травянистой растительности.

В контрольных насаждениях (участки № 5 и 6) семена ивы козьей собирали на опушечных участках сосново-березовых насаждений, одно из которых (участок № 5, состав насаждения 8С2Б) находится в 5-8 км восточнее г. Екатеринбурга и в 60 км к востоку от заводов. Второе расположено (участок № 6, состав насаждения 8Б1С) в 1 км от Белоярской атомной станции и в 100 км от первого задымляемого участка. Почва на этих контрольных участках бурая лесная. В каждом насаждении собирали семена с 10-20 деревьев. При этом семена ивы козьей в разные годы собирали с разных деревьев, а семена ивы пятитычинковой - в течение 6 лет с одних и тех же маркированных деревьев. В опытах использовали смесь внешне не поврежденных семян, приготовленную путем смешивания равных их количеств с каждого дерева.

Свежесобранные, не имеющие внешних признаков повреждений воздушно-сухие семена облучали на гамма-установке типа "Исследователь" (^{60}Co). Семена ивы пятитычинковой облучали в диапазоне

доз 50-250 Гр при мощности дозы 54,7- 82,9сГр/с, ивы козьей – в диапазоне доз 100 – 300 Гр при мощности дозы 1,5-2,5 сГр/с. Семена проращивали в чашках Петри (по 50-100 штук) при контролируемой температуре на рассеянном естественном свете при дополнительном люминесцентном освещении (суммарная освещенность 3500 лк, фотопериод 12 час.). Повторность в опытах 4-кратная. Критериями радиостойчивости служили энергия прорастания и всхожесть семян, а также выживаемость, которую оценивали по числу 30-дневных растений с листьями [11].

РЕЗУЛЬТАТЫ

В таблицах 1-4 представлены данные, характеризующие посевные качества необлученных и облученных семян ивы пятитычинковой. Из них видно, что необлученные семена имели в течение 6 лет наблюдений сильную погодичную изменчивость таких посевных качеств, как энергия прорастания и всхожесть семян, а также выживаемость молодых сеянцев. При этом необлученные семена урожаев первого, третьего и четвертого годов, сформировавшиеся в задымляемом насаждении (участок № 3), имели более низкие показатели посевных качеств, чем семена из незадымляемого насаждения. Очевидно, что это обусловлено повреждающим действием кислых газов. В остальные годы по этому показателю необлученные семена из обоих насаждений не имели статистически достоверных различий. Следует отметить, что масса семян ивы пятитычинковой из обоих насаждений была практически одинаковой и не имела существенных изменений в эти годы. Средняя масса (за 6 лет) 1000 семян из контрольного насаждения составила $104 \pm 1,4$ мг при коэффициенте вариации $CV = 3,3\%$, из задымляемого насаждения – $105 \pm 1,6$ и $CV = 3,7$.

Таблица 1. Влияние γ -облучения на энергию прорастания семян ивы пятитычинковой урожая разных лет из задымляемого и незадымляемого насаждений

Насаждение, № участка	Год урожая	Доза, Гр					
		0	50	100	150	200	250
Контрольное, 4	1	100 (82,0 $\pm$ 1,7)	97,6 $\pm$ 5,5	86,0 $\pm$ 8,5	62,8 $\pm$ 3,7	55,2 $\pm$ 10,8	23,0 $\pm$ 3,5
Задымляемое, 3		100 (46,1 $\pm$ 5,1)	88,1 $\pm$ 14,7	75,5 $\pm$ 11,9	63,6 $\pm$ 11,0	58,8 $\pm$ 15,9	34,5 $\pm$ 5,3
Контрольное, 4	2	100 (88,5 $\pm$ 5,1)	102,3 $\pm$ 6,1	91,3 $\pm$ 6,1	83,6 $\pm$ 5,8	61,6 $\pm$ 9,0	58,8 $\pm$ 3,9
Задымляемое, 3		100 (93,7 $\pm$ 2,2)	91,8 $\pm$ 3,2	78,1 $\pm$ 8,0	63,3 $\pm$ 6,9	48,9 $\pm$ 1,3	47,8 $\pm$ 3,2
Контрольное, 4	3	100 (67,0 $\pm$ 3,4)	32,8 $\pm$ 7,1	4,3 $\pm$ 2,6	2,8 $\pm$ 0,8	2,5 $\pm$ 1,0	2,1 $\pm$ 0,8
Задымляемое, 3		100 (33,5 $\pm$ 4,8)	35,7 $\pm$ 14,4	8,7 $\pm$ 3,5	5,7 $\pm$ 3,4	5,1 $\pm$ 1,7	4,5 $\pm$ 1,9
Контрольное, 4	4	100 (82,5 $\pm$ 3,4)	59,2 $\pm$ 9,8	20,1 $\pm$ 5,2	15,8 $\pm$ 1,5	6,7 $\pm$ 1,4	5,5 $\pm$ 2,9
Задымляемое, 3		100 (63,0 $\pm$ 1,7)	41,1 $\pm$ 4,6	23,5 $\pm$ 1,2	9,6 $\pm$ 5,4	6,2 $\pm$ 1,8	2,2 $\pm$ 0,9
Контрольное, 4	5	100 (86,0 $\pm$ 0,6)	75,6 $\pm$ 4,0	51,6 $\pm$ 2,6	25,6 $\pm$ 5,2	13,4 $\pm$ 1,3	9,3 $\pm$ 2,0
Задымляемое, 3		100 (90,8 $\pm$ 5,6)	75,9 $\pm$ 7,3	40,6 $\pm$ 3,5	16,3 $\pm$ 3,2	8,8 $\pm$ 2,4	7,7 $\pm$ 0,8
Контрольное, 4	8	100 (89,0 $\pm$ 2,0)	37,5 $\pm$ 1,8	36,0 $\pm$ 3,6	25,0 $\pm$ 1,6	21,3 $\pm$ 3,5	13,1 $\pm$ 1,9
Задымляемое, 3		100 (95,6 $\pm$ 0,6)	43,4 $\pm$ 3,1	40,5 $\pm$ 2,8	31,1 $\pm$ 2,9	25,6 $\pm$ 1,9	15,8 $\pm$ 2,2

Таблица 2. Влияние γ -облучения на всхожесть семян ивы пятитычинковой урожая разных лет из незадымляемого (контроль) и задымляемого насаждений

Насаждение, № участка	Год сбора семян	Доза облучения, Гр					
		0	50	100	150	200	250
Контрольное, 4	1	100 (93,5±1,7)	101,1±3,5	96,3±7,3	85,1±5,7	77,5±3,0	70,2±3,4
Задымляемое, 3		100 (68,5±4,5)	101,5±6,8	91,2±10,1	81,8±10,4	76,4±6,5	70,1±8,5
Контрольное, 4	2	100 (97,5±1,1)	95,4±2,0	96,4±1,6	92,8±1,9	93,3±3,1	91,2±2,5
Задымляемое, 3		100 (97,5±1,1)	100,5±1,6	99,5±2,2	97,4±2,1	96,4±3,9	91,3±3,1
Контрольное, 4	3	100 (99,0±1,1)	88,4±2,4	75,3±3,4	61,6±4,0	50,0±4,0	46,0±5,2
Задымляемое, 3		100 (92,5±3,9)	94,4±4,4	69,7±3,2	53,0±6,7	33,8±5,8	28,1±3,6
Контрольное, 4	4	100 (98,5±1,2)	98,5±2,2	80,2±3,4	64,5±4,3	52,6±4,5	46,7±5,7
Задымляемое, 3		100 (96,0±1,7)	99,0±2,5	84,9±2,8	63,0±2,9	60,9±4,2	51,0±3,1
Контрольное, 4	5	100 (96,0±2,2)	99,5±3,7	99,6±4,2	93,8±2,4	87,0±2,9	81,8±2,9
Задымляемое, 3		100 (97,8±1,1)	99,6±1,6	96,2±2,6	95,2±2,0	84,4±3,1	81,3±2,8
Контрольное, 4	8	100 (96,8±0,8)	91,4±1,1	91,6±1,4	83,4±2,0	75,6±1,3	65,0±1,9
Задымляемое, 3		100 (98,0±0,6)	93,6±1,1	89,0±1,1	80,0±1,1	73,6±2,3	68,6±2,4

Таблица 3. Влияние γ -облучения семян ивы пятитычинковой урожая разных лет из незадымляемого (контроль) и задымляемого насаждений на выживаемость 30-дневных сеянцев, % к числу проросших семян

Насаждение, № участка	Год сбора семян	Доза облучения, Гр.					
		0	50	100	150	200	250
Контрольное, 4	1	100 (82,0±1,7)	97,6±5,5	86,0±8,5	62,8±3,7	55,2±10,8	23,0±3,5
Задымляемое, 3		100 (46,1±5,1)	88,1±14,7	75,5±11,9	63,6±11,0	58,8±15,9	34,5±5,3
Контрольное, 4	2	100 (88,5±5,1)	102,3±6,1	91,3±6,1	83,6±5,8	61,6±9,0	58,8±3,9
Задымляемое, 3		100 (93,7±2,2)	91,8±3,2	78,1±8,0	63,3±6,9	48,9±1,3	47,8±3,2
Контрольное, 4	3	100 (67,0±3,4)	32,8±7,1	4,3±2,6	2,8±0,8	2,5±1,0	2,1±0,8
Задымляемое, 3		100 (33,5±4,8)	35,7±14,4	8,7±3,5	5,7±3,4	5,1±1,7	4,5±1,9
Контрольное, 4	4	100 (82,5±3,4)	59,2±9,8	20,1±5,2	15,8±1,5	6,7±1,4	5,5±2,9
Задымляемое, 3		100 (63,0±1,7)	41,1±4,6	23,5±1,2	9,6±5,4	6,2±1,8	2,2±0,9
Контрольное, 4	5	100 (86,0±0,6)	75,6±4,0	51,6±2,6	25,6±5,2	13,4±1,3	9,3±2,0
Задымляемое, 3		100 (90,8±5,6)	75,9±7,3	40,6±3,5	16,3±3,2	8,8±2,4	7,7±0,8
Контрольное, 4	8	100 (89,0±2,0)	37,5±1,8	36,0±3,6	25,0±1,6	21,3±3,5	13,1±1,9
Задымляемое, 3		100 (95,6±0,6)	43,4±3,1	40,5±2,8	31,1±2,9	25,6±1,9	15,8±2,2

Таблица 4. Посевные качества семян ивы пятитычинковой из задымляемого (контроль) и незадымляемого насаждений в зависимости от дозы γ -облучения (средние для урожая шести лет)

Насаждение	Показатель	Доза облучения, Гр					
		0	50	100	150	200	250
Контрольное, 4	Энергия прорастания	100 (82,5±1,3)*	67,5±1,8	48,2±1,8	38,3±1,2	29,5±1,7	22,5±0,9
Задымляемое, 3		100 (60,1±1,6)*	73,3±3,1	52,5±2,7	41,8±2,1	31,6±1,7	22,8±0,8
Контрольное, 4	Всхожесть	100 (96,9±0,6)*	96,3±1,8	89,9±1,6	81,5±2,1	73,0±1,4	66,8±1,6
Задымляемое, 3		100 (91,7±1,1)*	97,8±1,2	88,8±1,6	78,8±2,4	71,4±1,8	65,5±1,6
Контрольное, 4	Выживаемость	100 (97,2±0,6) **	94,7±1,7	88,7±1,6	75,7±2,0	56,1±1,8	45,8±2,4
Задымляемое		100 (97,4±0,6)**	97,6±1,1	84,9±1,6	70,7±1,6	60,1±1,1	42,0±1,3

* - Процент к числу посеянных семян

** - Процент к числу проросших семян

Радиустойчивость семян ивы пятитычинковой существенно изменяется от урожая к урожаю. Так, доза облучения, снижающая энергию прорастания в два раза, которую можно назвать полуприветливой дозой ($ЭД_{50}$) в первый год наблюдения составила примерно 200 Гр, на второй год – около 250, на третий год меньше 50 Гр, на четвертый год около 50 Гр, на пятый год – 100 Гр и на шестой год несколько меньше 50, Гр (таблица 1). Аналогичные сильные годовичные колебания радиустойчивости семян этого вида ивы наблюдаются и по полуприветливой дозе ($ЛД_{50}$), оцениваемой по всхожести семян (таблица 2) и выживаемости 30-дневных сеянцев (таблица 3). Однако, как правило, семена из задымляемого насаждения не отличались по радиустойчивости от семян из незадымляемого насаждения. Исключение составили семена третьего года опыта: при дозах облуче-

ния 200 и 250 Гр семена из задымляемого насаждения имели примерно в 1,5 раза более низкую всхожесть, чем семена из контрольного насаждения. Однако средние показатели за 6 лет наблюдений показывают, что длительное и сильное воздействие кислых промышленных газов на материнские насаждения не влияет на устойчивость семян ивы пятитычинковой к предпосевному облучению в дозах 50-250 Гр, оцениваемую по энергии прорастания, всхожести семян и выживаемости 30-дневных сеянцев. Это подтверждают и результаты дисперсионного анализа данных, полученных в течение шести лет исследований (таблица 5). Видно, что наибольшее влияние оказывают гамма-облучение и год формирования семян, а задымленность насаждения не влияет на их радиустойчивость.

Таблица 5. Дисперсионный анализ влияния γ -облучения семян (А), года их формирования (В) и загазованности насаждений (С) на выживаемость 35-дневных сеянцев ивы пятитычинковой

Фактор	Сумма квадратов	Степень влияния фактора, %	Число степеней свободы	F	p
A	113930,0	49,8	5	478,12	0,0000
B	59854,34	26,2	5	251,18	0,0000
C	0,26	0,0	1	1,01	0,9409
AB	38459,0	16,7	25	32,28	0,0000
AC	1393,0	0,6	5	5,85	0,3607
BC	2193,55	1,0	5	9,21	0,0000
ABC	2720,84	1,2	25	2,28	0,0008
Остаток Z	10294,1	4,5	216		
Сумма	228845,09	100	287		

Таблица 6. Влияние γ -облучения семян ивы козьей из задымляемого и незадымляемых насаждений на выживаемость 30-дневных сеянцев (% к числу проросших семян)

Насаждение, № участка	Доза облучения, Гр							
	0		100		150		200	
	M±m	CV, %	M±m	CV, %	M±m	CV, %	M±m	CV, %
Задымляемое, 1	85,7±4,2	13,2	85,5±2,5	9,5	50,9±6,6	40,9	29,0±6,6	72,1
Задымляемое, 2	95,2±0,7	2,4	92,7±1,1	4,1	47,1±5,6	38,0	19,2±3,2	53,1
Контрольное, 5	96,5±0,4	100	96,4±0,7	2,2	48,2±8,8	27,9	18,3±5,2	89,6

Таблица 7. Влияние γ -облучения семян ивы козьей и задымляемого и незадымляемых насаждений на выживаемость 30-дневных сеянцев

Насаждение, № участка	Доза облучения, Гр		
	0	100	200
Задымляемое, 1	100 (74,3±2,1)	98,0±2,0	68,8±3,4
Контрольное, 6	100 (87,4±3,7)	95,0±3,6	75,6±2,0

Изучение радиостойчивости семян другого вида ивы – ивы козьей, проведенное в течение ряда лет, также показало отсутствие влияния на их радиостойчивость задымленности материнских насаждений кислыми газами (таблицы 6, 7).

Таким образом, приведенные выше результаты исследований с семенами двух видов ивы, а также данные ранее проведенных опытов с семенами березы и сосны [5,6] указывают на то, что сильное хроническое воздействие кислых промышленных газов не влияет на радиостойчивость семян указанных видов древесных растений. Возможно, это обусловлено элиминацией поврежденных газами гамет, зигот и эмбрионов семян, о чем можно судить по ухудшению качества пыльцы, по повышенной пустозерности у сосны, по часто более низким посевным качествам семян из задымляемых насаждений [3,12,6].

По данным некоторых исследователей, в популяциях животных и растений может происходить элиминация наиболее чувствительных к действию повреждающего фактора особей. Это приводит к повышению устойчивости популяции по отношению данного фактора [13]. Указывается также, что в хронически задымляемых насаждениях древесных

растений идет отбор на газостойчивость [14,15,16]. Если такой отбор происходит в изучаемых насаждениях, то он не отразился на радиостойчивости семян, образующихся в этих насаждениях на деревьях.

Выводы

Воздействие кислых промышленных газов на лесные насаждения приводит в отдельные годы к снижению посевных качеств необлученных семян древесных растений.

Сравнительное изучение в течение 6 лет посевных качеств семян ивы пятитычинковой с одних и тех же выборок деревьев из насаждений, подвергающихся и не подвергающихся сильному многолетнему воздействию кислых промышленных газов, не выявило влияния этого фактора на радиостойчивость семян.

На радиостойчивость семян ивы козьей урожая разных лет не оказала влияния загазованность материнских насаждений.

Работа выполнена при частичной поддержке Российского фонда фундаментальных исследований (грант № 01-05-96463).

ЛИТЕРАТУРА

1. Преображенская Е.И. Радиостойчивость семян растений. М.: Атомиздат. - 1971. - 232 с.
2. Савин В.Н., Артемьева В.В., Никитина Л.И. Влияние температурных условий формирования семян на потенциальную продуктивность и устойчивость растений к неблагоприятным факторам среды. В кн.: Физиологические закономерности онтогенеза и продуктивности растений. Л.: 1985. - С. 78-93.
3. Федотов И.С., Тихомиров Ф.А. Чувствительность генеративных органов сосны к гамма-облучению и SO₂//Вторая Всесоюз. конф. по с.х. радиологии. Обнинск, 1984. - Т.1. - С.132-133.

4. Yushkov P.I. Radiation effects in the Chernobyl area/Radioecology and the restoration of radioactive-contaminated sites. Eds. F.F.Luyks and M.J.Frissel. Kluwer Academic Publishers. Dortrecht/Boston/London., 1996. - P.255-268.
5. Юшков П.И. Некоторые вопросы лесной радиоэкологии./Радиационный мутагенез и его роль в эволюции и селекции. М.: 1987. Наука. - С. 142-151.
6. Юшков П.И., Юшкова О.П. Радиоустойчивость семян березы из насаждений, подвергающихся и не подвергающихся воздействию промышленных загрязнений./ Научные доклады ИЭРиЖ УрО АН СССР. Радиоустойчивость семян и ее изменчивость. Свердловск: 1980. - С. 46-59.
7. Николаевский В.С. Биологические основы газоустойчивости растений. Новосибирск: 1979. Изд. Наука. Сибирское отд. - 1979. - 280 с.
8. Буч Т.Г. Вопросы хранения семян ив и тополей./Тр. Главн.ботан.сада. М.: Изд. АН СССР, 1960. - Т.VII. - С. 219-239.
9. Попцов А.В., Буч Т.Г. О факторах, способствующих сохранению всхожести семян ивы./Докл. АР СССР, 1962. - Т. 83. - С. 489-492.
10. Хромосомные числа цветковых растений. Под ред. А.А.Федорова. Л.: Наука. Ленинградское отделение. 1969. - 926 с.
11. Юшков П.И. Влияние гамма-облучения на семена *Salix caprea* L. //Научные доклады Научные доклады ИЭРиЖ УрО АН СССР. Радиоустойчивость и постлучевое восстановление растений. Свердловск, 1989. - С. 56-64.
12. Юшков П.И. Радиочувствительность семян у деревьев березы, подвергающихся длительному воздействию сернистого газа//Субтроп. культуры. 1979. - № 3. - С.23.
13. Безель В.С., Позолотина В.Н., Бельский Е.А. Изменчивость популяционных параметров: адаптация к токсическим факторам среды//Экология, 2001. - № 6. - С. 447-453.
14. Pelz E., Materna J/ Beiträge zum Problem der individuellen Rauchhärte von Fichte//Arch. Forstw/ 1964/ Bd. 13, H. 2 S. 177-210.
15. Schönbach H., Dässler H.G., Belmann E., Kästner W. Über den unterschiedlichen Einfluss von Schweredioxide auf die Nadel Verschiedener 2jähriger Lärchenkreuzungen//Züchten.1964. - Bd. 34. - H. 8. - P. 312-316.
16. Vogl M., Börtitz S. Physiologische und biochemische Beiträge Rauchschadenforschung: Zum Frsge der physiologisch und physiologisch bedingten SO_2 /Resist/ Konieffren Flora. 1965. - Bd. 155. - P 347-352.

АҒАШ ӨСІМДІКТЕРДІҢ ТҰҚЫМДАРЫНЫҢ РАДИОТҰРАҚТЫЛЫҒЫНА ЕКПЕ АҒАШТАРДЫҢ АНТРОПОГЕНДІК ЛАСТАНУДЫҢ ӘСЕРІ

Юшков П.И.

РФА Орал бөлімінің жануарлар және өсімдіктер экологиясы институты, Екатеринбург, Ресей

Екпе ағаштардан ешкітал (*Salix caprea* L.) және қараталдың (*Salix pentandra* L.) тұқымдарының салыстырмалы радиотұрақтылығы зерттелді. Қышқыл (SO_2 , NO_x , HF және т.б) өңдеуші кәсіпорындардың күшті созылмалы әсеріне шалдыққан және осындай әсерге шалдықпаған екпе ағаштардың ешкіталдың (*Salix caprea* L.) және қараталдың (*Salix pentandra* L.) тұқымдарының радиотұрақтылығы зерттелді. Осы екпе ағаштардан қараталдың тұқымдарының өнімдері 6 жыл бойы бір – бірінен радиотұрақтылығының айырмашылығы болмады. Сонымен қатар екпе ағаштардың екеуінде де тұқымдарының күнделікті сәулеленуге күшті синхрондық өзгерістердің тұрақтылығына бақылау жүргізілді. Сондай-ақ әр жылдық ешкіталдың өнімдерінің тұқымдарына аналық екпе ағаштардың газданған әсерлері тимегені анықталған болатын. Аққайынның, (*Betula verrucosa* Erh) қарағайдың (*Pinus sylvestris* L.) екпе көшеттерінің тұқымдарының радиотұрақтылығына газданған екпе ағаштардың әсері бойынша автормен (1987 ж.) бұрынырақ өткізілген зерттеулердің ұқсастық нәтижелерінен алынған мәліметтер растайды.

IMPACT OF ANTHROPOGENIC FOREST CONTAMINATION ON RADIORESISTANCE OF WOODY PLANT SEED

P.I. Yushkov

Institute of Plant and Animal Ecology, RAS Ural Branch, Ekaterinburg, Russia

Radioresistance of seeds of bay willow (*Salix pentandra* L.) and great sallow willow (*Salix caprea* L.) from forests chronically affected and non-affected by acidic (SO_2 , NO_x , HF, etc.) industries has been studied and compared. Bay willow seeds of 6 harvests showed no difference in radioresistance. However, seeds of both species manifested strong synchronous variability in resistance to preplant exposure. Also, no influence was observed of mother plant gas content on great sallow willow seeds of different harvests. Data obtained confirm similar results of previous studies conducted by the author (1987) to identify the impact of plant gas content on radioresistance of seeds and seedlings of pine (*Pinus sylvestris* L.) and birch (*Betula verrucosa* Erh.).

УДК 535.23:613.648

ДИНАМИКА ОБЩЕЙ СМЕРТНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ НЕКОТОРЫХ РАЙОНОВ ВОСТОЧНО-КАЗАХСТАНСКОЙ ОБЛАСТИ, ПОДВЕРГАВШЕГОСЯ ОБЛУЧЕНИЮ В РЕЗУЛЬТАТЕ ИСПЫТАНИЙ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ (1949-1975 гг.)

**Гусев Б.И., Пивина Л.М., Апсаликов К.Н., Раисова Г.К., Щербакова С.,
Жазыкбаева Л.К., Саматугина О., Гроше Б., Бауэр С.**

¹⁾*НИИ радиационной медицины и экологии, Семипалатинск, Казахстан*

²⁾*Институт радиационной гигиены, Мюнхен, Германия*

В мире не существует аналогов радиационных ситуаций, формировавшихся на территориях Казахстана, прилегающих к Семипалатинскому ядерному испытательному полигону. Кумулятивные поглощенные и эффективные эквивалентные дозы облучения населения в период испытаний (1949-1965гг.) складывались в ситуациях многократного острого внешнего и длительного внутреннего хронического облучения в различном диапазоне доз. По различным причинам мы не располагаем исчерпывающими данными, характеризующими острые и ближайшие эффекты облучения населения. Поэтому оценка медико-социальных последствий испытаний ядерного оружия возможна только по анализу ретроспективной информации, включающей в себя периоды до формирования доз и значительные отдаленные периоды. На наш взгляд, наиболее корректными в этом плане могут быть данные, характеризующие отдаленные эффекты по анализу динамики показателей смертности населения в зависимости от временного и возрастно-полового распределения в экспонированных и контрольных группах.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Материалами исследования послужили акты-сертификаты причин смертности населения семи районов Восточно-Казахстанской области за период с 1949 по 1975 гг. Население шести районов (Абайского, Бескарагайского, Жана-Семейского, Бородулихинского, Чарского, Жарминского) подвергалось облучению в диапазоне эффективных эквивалентных доз 29,3-87,0 сЗв. Группа сравнения была представлена населением Кокпектинского района ВКО, адекватна по численному, возрастно-половому составу и практически не подвергалась облучению.

За весь период исследования численный состав населения изучаемых районов колебался в пределах от 128 до 160 тыс. человек. Мужчины составляли в среднем 46,9%, женщины - 53,1%. Численность Абайского, Жана-Семейского и Чарского районов варьировала от 12 до 18 тыс. человек, остальных районов – от 24 до 32 тыс. человек. В Абайском, Жана-Семейском, Жарминском, Чарском и Кокпектинском районах преобладало казахское население, в Бородулихинском и Бескарагайском - русское. Возрастные группы от 0 до 19 лет в среднем составляли 46 %. За период с 1949 по 1975 гг. выкопировано и проанализировано 42174 актов-сертификатов причин смертности (таблица 1).

Кодировка причин смертности осуществлялась в соответствии со Статистической классификацией болезней, травм и причин смерти 9-го пересмотра (МКБ-9) с указанием основного заболевания, приведшего к смерти.

Дескриптивный медико-статистический анализ проведен с применением расчета интенсивных показателей смертности (на 100000 населения) с последующей их стандартизацией (ASR). При этом были рассчитаны коэффициенты стандартизованного отклонения смертности (SMR).

Учитывалось, что группа сравнения по своей возрастной структуре соответствовала всей популяции мужчин и женщин, подвергшихся радиационному воздействию в период с 1949 по 1965 гг.

Основной вероятностной моделью коэффициентов смертности является распределение Пуассона (Breslow N.E. et al; 1987). В связи с этим, для определения 95% доверительного интервала (верхние и нижние границы стандартизованных показателей смертности) использовалась формула

$$CI=e^{\ln(RR)\pm 1,96\sqrt{\ln(RR)}}$$

где e – основание натурального логарифма, приблизительно равное 2,718; $\ln$ – логарифмическая функция по основанию e .

Таблица 1. Численность актов причин смерти в изучаемых районах (1949-1975 гг., абсолютные числа)

Районы	Муж	Жен	Всего
Абайский	1 826	1 560	3 386
Бескарагайский	3 690	3 099	6 789
Бородулихинский	3 007	2 673	5 680
Жана-Семейский	2 756	2 285	5 041
Жарминский	6 207	5 117	11 324
Чарский	2 535	2 146	4 681
Кокпектинский	3 280	2 893	6 173
Всего	22 301	19 873	42 174

**ДИНАМИКА ОБЩЕЙ СМЕРТНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ НЕКОТОРЫХ РАЙОНОВ ВОСТОЧНО-КАЗАХСТАНСКОЙ ОБЛАСТИ,
ПОДВЕРГАВШЕГОСЯ ОБЛУЧЕНИЮ В РЕЗУЛЬТАТЕ ИСПЫТАНИЙ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ (1949-1975 гг.)**

Таблица 2. Распределение кумулятивных эффективных эквивалентных доз облучения населения изучаемых районов Восточно-Казахстанской области

Районы	Доза внешнего облучения, сГр	Доза внутреннего облучения, сЗв	Кумулятивная эффективная эквивалентная доза, сЗв
Абайский	35,5	27,0	62,5
Бескарагайский	67,0	20,0	87,0
Жана-Семейский	39,2	14,0	53,2
Жарминский	19,0	17,0	36,0
Чарский	18,5	13,0	31,5
Бородулихинский	22,3	7,0	29,3
Кокпектинский	-	-	5,0-7,0*

*Примечание: расчет дозы проведен специалистами военного ведомства бывшего СССР

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Предварительная обработка результатов исследования показала, что общая и онкологическая смертность мужчин и женщин разных возрастных групп в некоторых случаях имела существенные различия в динамике среди экспонированных и контрольной групп. Поэтому анализ показателей смертности проведен раздельно между мужчинами и женщинами и различными возрастными-половыми группами.

Как среди мужчин, так и среди женщин за весь период исследований стандартизованные возрастные показатели общей смертности (ASR) населения трех экспонированных районов (Жана-Семейского, Абайского и Бородулихинского) существенно не отличались от показателей контроля. Уровень смертности колебался в невысоких пределах, в среднем составляя 580,0 – 1250,0 на 10^5 (рисунки 1,2).

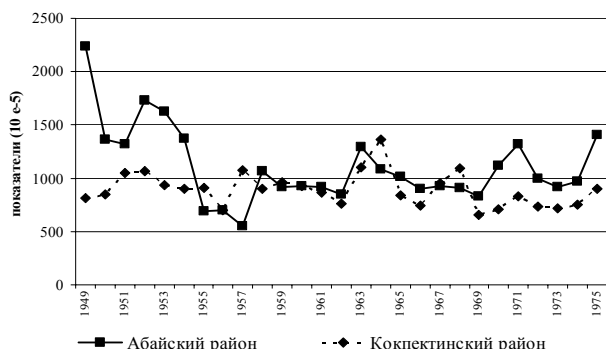


Рисунок 1. ASP общей смертности среди мужчин Абайского района

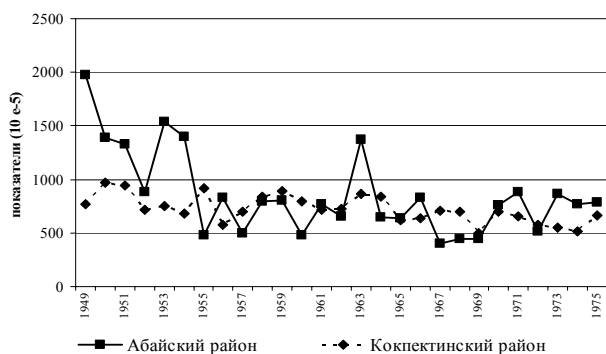


Рисунок 2. ASP общей смертности среди женщин Абайского района

Нужно отметить, что в исходный период (1949-1952 гг.) за счет высокой младенческой и детской смертности, а также смертности от туберкулеза среди взрослого населения, уровни общей смертности населения вышеуказанных экспонированных районов были достаточно высоки и в среднем составляли 1100-2400 на 10^5 .

Среди трех экспонированных районов (Бескарагайский, Жарминский и Чарский) зафиксирована положительная динамика стандартизованных показателей общей смертности среди мужчин и женщин в отдельные временные промежутки.

Так, среди женщин Бескарагайского района за счет повышенной младенческой и детской смертности в исходном периоде показатель общей смертности был существенно выше, чем в контрольном районе.

Начиная с 1955 г. (5 лет после облучения), стандартизованный показатель общей смертности среди женщин Бескарагайского района существенно возрастает. Так, в 1957 г. он составлял 1306,9 (1096,7-1557,5), контрольном районе – 697,0 (570,5-851,6) ($P<0,05$; SMR=187%). К 1963-1964 гг. ASR в экспонированной группе нивелируется с контрольным показателем. С 1965 г. зафиксировано очередное существенное повышение ASR в экспонированной группе – 1285,7 (1087,1-1520,5), в контроле – 621,7 (509,3-758,7) (SMR=207%).

До 1972 г. ASR в экспонированном и контрольном районах не имеют существенных различий, а с 1973 г. ASR экспонированной группы снова существенно возрастает – 1655,6 (1430,0-1916,8), в контроле – 547,7 (447,5-670,9) ($P<0,01$, SMR=180%).

Среди мужчин Бескарагайского района почти на всем протяжении исследования стандартизованные показатели общей смертности существенно превосходили показатели контрольной группы. Зафиксированы три временных промежутка существенного подъема показателей ASR: с 1952 (2 года от начала облучения) до 1962 г. (12 лет от начала облучения); с 1965 (15 лет от начала облучения) до 1968 г. (18 лет после облучения); с 1969 г. (19 лет после облучения) по 1975 г. (25 лет от начала облучения).

В 1955 г. ASR в экспонированном районе составил 1677,6 (1411,2-1985,7), в контроле – 910,8 (758,6-1093,0) ($P<0,05$, SMR=180%); в 1965 г. – 1799,9 (1553,7-2085,1), в контроле – 839,0 (702,3-

1002,5)($P<0,05$, $SMR=210\%$); в 1973 г. – 2068,5 (1810,7-2363,1), в контроле – 718,5 (597,8-863,5)($P<0,01$, $SMR=290\%$).

Стандартизованные показатели общей смертности в Чарском районе практически на протяжении всего периода исследований среди мужчин и женщин были достоверно выше, чем в контрольном районе.

Нужно отметить, что в исходный период показатели ASR экспонированного населения были существенно выше контрольных.

Среди экспонированных мужчин и женщин зафиксировано два временных промежутка, во время которых отмечалось существенное превышение ASR над показателями контроля. Первый временной промежуток отмечен с 1954 по 1963 гг. (1-13 лет от начала облучения). Второй – с 1972 по 1975 гг. (18-21 лет от начала облучения).

В 1954 г. среди мужчин экспонированной группы ASR составил 2258,8 (1923,8-2652,1), в контроле – 1064,1 (893,1-1267,8) ($P<0,05$, $SMR=180\%$). В 1964 г. показатели ASR экспонированного и контрольного района нивелировались, а с 1972 г. по 1975 г. вновь существенно увеличились.

Среди женщин в 1954 г. ASR составил 1398,6 (1159,8-1686,4), в контроле – 750,2 (615,6-914,2) ($P<0,05$, $SMR=199\%$); в 1964 г. – 894,6 (714,2-1120,8), в контроле – 841,6 (707,6-1000,9) ($P>0,1$, $SMR=110\%$); в 1975 г. – 1267,9 (1050,5-1530,4), в контроле – 660,4 (548,4-790,5) ($P<0,05$, $SMR=190\%$).

Приблизительно такую же картину, но с другим временным распределением, мы наблюдали при анализе динамики показателей ASR среди населения экспонированного Жарминского района.

Среди экспонированных мужчин за весь период исследований показатели ASR были достоверно выше, чем в контроле, за исключением 1963-1964 гг. (рисунок 3).

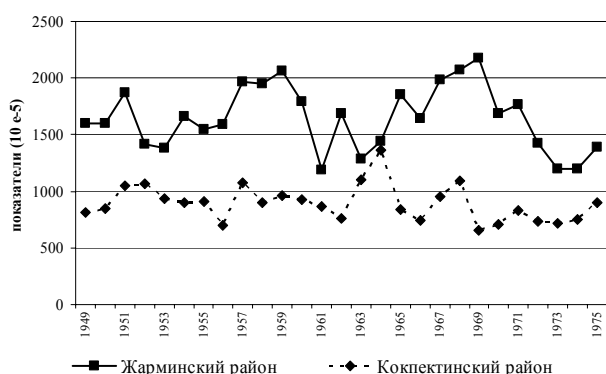


Рисунок 3. ASР общей смертности среди мужчин Жарминского района

Среди женщин этого района зафиксировано два временных пика существенного превышения стандартизованных показателей общей смертности по сравнению с контрольным районом (рисунок 4). Первый пик зафиксирован с 1957 по 1961 гг. (через 3-7 лет от начала облучения), второй – с 1965 по 1971 гг. (через 11-17 лет от начала облучения). Так, в 1957 г. ASR экспонированной группы составил 1708,5 (1485,4-1969,5), в контроле – 697,0 (570,5-851,6)($P<0,05$, $SMR=250\%$); в 1962г.- 121,4 (862,8-1209,2), в контроле – 726,7 (601,9-877,5) ($P>0,1$, $SMR=140\%$); в 1969 г. – 1508,3 (1318,0-1725,9), в контроле – 499,8 (401,4-622,4) ($P<0,01$, $SMR=301\%$).

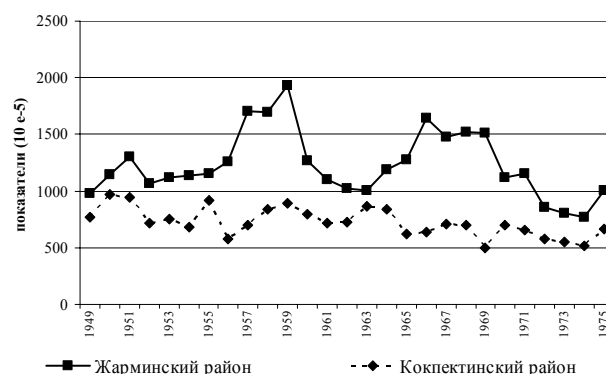


Рисунок 4. ASР общей смертности среди женщин Жарминского района

Таким образом, анализ стандартизованных показателей общей смертности среди населения экспонированных и контрольного района позволил выявить значительные их флуктуации в зависимости от временного распределения и пола лиц, входящих в исследуемые группы.

Не обнаружено модифицирующего влияния на изменение показателей ASR величины дозы облучения. Так, в одном случае, среди облученного населения в диапазоне доз от 29,3 до 62,5 сЗв (Абайский, Бородулихинский, Жана-Семейский районы), не обнаружено существенных различий ASR по сравнению с контрольной группой. В другом случае, при облучении приблизительно в том же диапазоне доз (от 35,5 до 87,0 сЗв) - Чарский, Бескарагайский, Жарминский районы, зафиксированы существенные превышения стандартизованных показателей общей смертности в различные временные промежутки после облучения по сравнению с контрольными показателями.

**ШЫҒЫС ҚАЗАҚСТАН ОБЛЫСЫНЫҢ КЕЙБІР АУДАНДАРЫНДА ЯДРОЛЫҚ
ҚАРУДЫ СЫНАУ НӘТИЖЕСІНДЕ СӘУЛЕЛЕНУГЕ ҰШЫРАҒАН
ХАЛЫҚТЫҢ ЖАЛПЫ ӨЛІМІНІҢ ДИНАМИКАСЫ (1949-1975ж.)**

Гусев Б.И., Пивина Л.М., Апсаликов К.Н., Раисова Г.К., Щербакова С.,
Жазықбаева Л.К., Саматугина О., Гроше Б., Бауэр С.

¹⁾*Радиациялық медицина және экология ҒЗИ, Семей, Қазақстан*

²⁾*Радиациялық гигиена институты, Мюнхен, Германия*

Дүниежүзінде Қазақстан территориясындағы Семей ядролық сынақ полигонына ұқсас радиациялық жағдайдың баламасы жоқ. Өртүрлі диапазонды дозадағы көпжакты өткір ішкі және ұзақ сыртқы созылмалы сәулелену жағдайында сынақ кезеңіндегі халықтың (1949-1965ж.) кумулятивті жұтылған және тиімді эквивалентті сәулелену дозасы қалыптасты. Біз белгілі себептермен, сәулеленудің халыққа өткір және жақын әсерін сипаттайтын толық мәліметтерін бере алмаймыз. Сондықтан да, доза қалыптасқанға дейінгі және маңызды алшақ кезеңді құрамына кіргізетін тек ретроспективті ақпараттар талдауы бойынша ғана ядролық қаруды сынау зардаптарына медициналық әлеуметтік баға берілуі мүмкін. Біздің көзқарасымыз бойынша, бұл жағдайдағы аса дұрыс нәрсе тәжірибе жасалып, бақылау жүргізілген топтарда уақытша және жыныстық-жас айырмашылығына қатысты халықтың өлім көрсеткішінің динамикалық талдауы бойынша алшақ тиімділікті сипаттайтын мәліметтердің болу мүмкіндігінде.

**DYNAMICS OF TOTAL MORTALITY OF POPULATION IN SOME REGIONS
OF EAST KAZAKHSTAN OBLAST AFFECTED BY NUCLEAR WEAPON TESTS (1949-1975)**

B.I. Gusev, L.M. Pivina, K.N. Apsalikov, G.K. Raisova, S. Shcherbakova,
L.K. Zhazykbaeva, O. Samatugina, B. Grosche, S. Bauer

¹⁾*Research Institute for Medicine and Ecology, Semipalatinsk, Kazakhstan*

²⁾*Institute of Radiation Hygiene, Munich, Germany*

Radiation situations that developed in the areas of Kazakhstan that are adjacent to the Semipalatinsk Test Site (STS) have no analogues in the world. During testing of 1949-1965, cumulative absorbed and effective dose equivalents of the population exposure were received under conditions of multiple acute external and long-term chronic exposures to a wide dose range. Due to different reasons, comprehensive data on acute and short-term effects of the population exposure is not available for us. Therefore, assessment of medical-social consequences of the nuclear weapon tests is only possible by analyzing retrospective information that covers periods before the dose formation and considerable remote periods. In our opinion, data that characterize long-term effects based on analysis of the population mortality dynamics depending upon time and age-sex distributions in exposed and control groups are most correct for this purpose.

УДК 535.23:613.648

ДИНАМИКА ОБЩЕЙ СМЕРТНОСТИ НАСЕЛЕНИЯ НЕКОТОРЫХ РАЙОНОВ ВОСТОЧНО-КАЗАХСТАНСКОЙ ОБЛАСТИ, ПОДВЕРГАВШИХСЯ ОБЛУЧЕНИЮ В РЕЗУЛЬТАТЕ ИСПЫТАНИЙ ЯДЕРНОГО ОРУЖИЯ НА СЕМИПАЛАТИНСКОМ ПОЛИГОНЕ (1976-1998 гг.)

Гусев Б.И., Пивина Л.М., Апсаликов К.Н., Раисова Г.К., Щербакова С.,
Жазыкбаева Л.К., Саматугина О., Гроше Б., Бауэр С.

¹⁾НИИ радиационной медицины и экологии, Семипалатинск, Казахстан

²⁾Институт радиационной гигиены, Мюнхен, Германия

В предыдущем сообщении нами была представлена динамика общей смертности населения экспонированных и контрольной групп, проживающего на территориях семи районов Восточно-Казахстанской области, за период с 1949 по 1975 гг. Установлено достоверное увеличение коэффициентов общей смертности населения во всех возрастных группах экспонированных Жана-Семейского, Бескарагайского, Жарминского и Чарского районов через 4-21 год от начала облучения. Имея в своем распоряжении базу данных, характеризующую показатели общей смертности среди изучаемых контингентов в последующие годы и учитывая возможность проявлений радиационного воздействия в более отдаленные сроки, мы провели эпидемиологический анализ и оценку динамики показателей общей смертности населения за 1976-1998 гг.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Численный состав населения изучаемых районов за изучаемый период составлял от 140 до 175 тысяч человек. Мужчины составляли в среднем 45,9%, Женщины – 54,1%. Численность Абайского, Жана-Семейского и Чарского районов варьировала от 16 до 24 тысяч человек, остальных районов – от 29 до 35 тысяч человек. Как и в предыдущие годы, в Абайском, Жана-Семейском, Жарминском, Чарском и Кокпектинском районах преобладало казахское население, в Бескарагайском – русское. Возрастные группы от 0 до 19 лет в среднем составляли 44,5%.

За период с 1976 по 1998 гг. в областных и районных архивах ЗАГСов выкопировано и проанализировано 42300 актов-сертификатов о причинах смерти населения изучаемых районов (таблица 1).

Кумулятивные эффективные эквивалентные дозы облучения населения изучаемых районов представлены в таблице 2.

Таблица 1. Число актов-сертификатов о причинах смерти населения изучаемых районов за период с 1976 по 1998 гг. (абсолютные цифры)

Районы	Мужчины	Женщины	Всего
Абайский	2655	2023	4678
Бескарагайский	4073	3383	7456
Жана-Семейский	3515	2916	6431
Жарминский	6 311	5232	11543
Чарский	3381	2659	6040
Кокпектинский	3294	2858	6152
Всего	23229	19071	42300

Как в предыдущем сообщении, кодировка причин смертности осуществлялась в соответствии со Статистической классификацией болезней, травм и причин смерти 9 пересмотра (МКБ-9) с указанием основного заболевания, приведшего к смерти. Дескриптивный медико-статистический анализ проведен с применением расчета интенсивных показателей смертности на 100000 населения с последующей их стандартизацией (ASR). Также рассчитывались коэффициенты стандартизованного отношения смертности (SMR).

Таблица 2. Распределение кумулятивных эффективных эквивалентных доз облучения населения изучаемых районов Восточно-Казахстанской области.

Районы	Доза внешнего облучения, сГр	Доза внутреннего облучения, сЗв	Кумулятивная эффективная эквивалентная доза, сЗв
Абайский	35,5	27,0	62,5
Бескарагайский	67,0	20,0	87,0
Жана-Семейский	39,2	14,0	53,2
Жарминский	19,0	17,0	36,0
Чарский	18,5	13,0	31,5
Бородулихинский	22,3	7,0	29,3
Кокпектинский	-	-	5,0-7,0*

*Примечание: расчет дозы проведен специалистами военного ведомства бывшего СССР

РЕЗУЛЬТАТЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Предварительная обработка результатов исследования показала, что, как и в предыдущие годы, общая смертность мужчин и женщин разных возрастных групп в отдельные временные промежутки

имела существенные различия в динамике среди экспонированных и контрольной групп.

По-прежнему, среди населения Бородулихинского района не было выявлено существенных разли-

чий показателей общей смертности по сравнению с данными контроля.

Учитывая наличие существенных различий в показателях общей смертности мужчин и женщин, мы провели анализ этих показателей отдельно. За период с 1976 по 1998 гг. Среди мужчин и женщин стандартизованные по возрасту показатели смертности (ASR) колебались в широких пределах и большинстве временных градаций не имели существенных различий с таковыми в контрольной группе. Временное распределение уровня смертности фиксировалось в пределах $560,0-1480,0 \cdot 10^5$

Среди мужчин изучаемых районов частота превышения уровней общей смертности за период исследования оказалась наименьшей в Чарском, Абайском, Жана-Семейском районах. Наиболее частые пики существенных подъемов общей смертности отмечены среди мужчин Бескарагайского и Жарминского районов.

Так, среди мужчин Бескарагайского района в период с 1976 по 1985 гг. зафиксировано четыре пика существенного подъема показателей общей смертности: в 1977г. – $1532,8 \cdot 10^5$ (1320,65-1779,14), в контроле – $805,1 \cdot 10^5$ (671,9-964,6) ($P < 0,05$; $SMR = 190,4$); в 1979 г. – $1331,9 \cdot 10^5$ (1135,4-1562,29), в контроле – $748,4 \cdot 10^5$ (620,1-903,4) ($P < 0,05$; $SMR = 179,95$); 1981 – $1458,0 \cdot 10^5$ (1253,23-1696,23), в контроле – $946,9 \cdot 10^5$ (802,4-1118,6) ($P < 0,05$; $SMR = 153,96$); в 1983 г. – $1700,4 \cdot 10^5$, в контроле – $961,9 \cdot 10^5$ (817,9-1131,2) ($P < 0,05$; $SMR = 177,4$).

С 1984 по 1987 гг. показатели общей смертности мужчин экспонированного и контрольного районов не имели существенных различий, а с 1988 г. по 1996 г. зафиксированы три очередных пика подъема показателей общей смертности, существенно превышавшие показатели контроля (рисунок 1).

Наиболее высокими показателями общей смертности, существенно превышавшими показатели контроля, оказались уровни общей смертности среди мужчин Жарминского района (рисунок 2). В период с 1978 по 1998 гг. зарегистрировано 8 пиков существенного подъема показателей общей смертности экспонированного населения по сравнению с контрольными показателями. В среднем, уровни общей смертности экспонированных мужчин колебались в пределах $1500-1800 \cdot 10^5$, тогда как в контроле – от $750 \cdot 10^5$ до $950 \cdot 10^5$.

Приблизительно такое же распределение динамики показателей общей смертности зарегистрировано среди мужчин Абайского и Жана-Семейского районов (рисунки 3,4). В обоих случаях пики существенного подъема показателей смертности приходились с 1977 по 1981 гг. и с 1987 по 1996 гг.

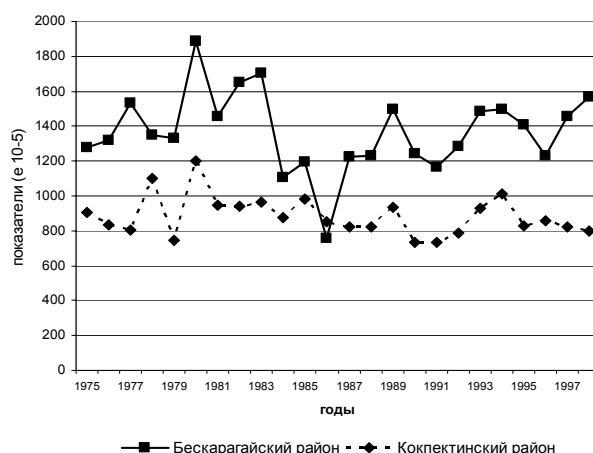


Рисунок 1. ASR общей смертности среди мужчин Бескарагайского района

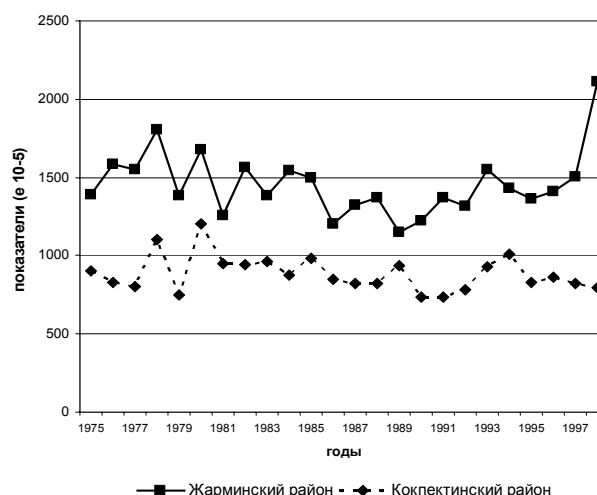


Рисунок 2. ASR общей смертности среди мужчин Жарминского

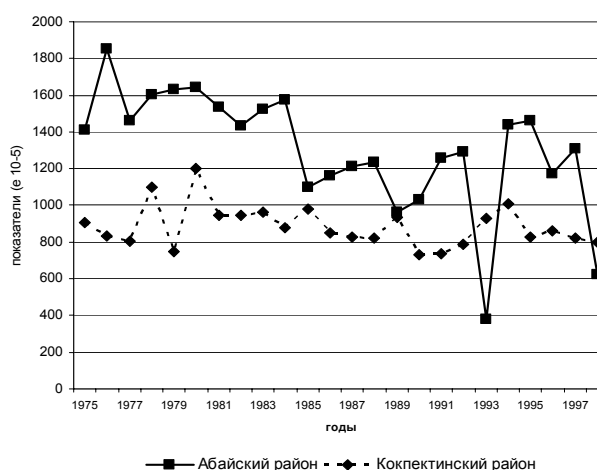


Рисунок 3. ASR общей смертности среди мужчин Абайского района



Рисунок 4. ASR общей смертности среди мужчин Жанасемейского района

Несколько иная динамика показателей общей смертности зарегистрирована среди женщин экспонированных Абайского и Жана-Семейского районов. Показатели общей смертности среди женщин этих районов лишь в 1977г. и 1984 г. имели существенные превышения над показателями контроля. В эти временные промежутки показатели общей смертности среди экспонированных женщин в среднем составляли от 1200 до 1300 $\cdot 10^5$ (в контроле – 680-800 $\cdot 10^5$, $P < 0,05$).

Динамика показателей общей смертности среди экспонированных женщин Бескарагайского, Жарминского и Чарского районов соответствовала таковой среди мужчин. В период с 1976 по 1997 гг. среди женщин Жарминского (рисунок 5) района зафиксировано семь пиков существенного подъема показателей общей смертности, среди женщин Бескарагайского района (рисунок 6) – шесть пиков, Чарского района – так же шесть пиков.

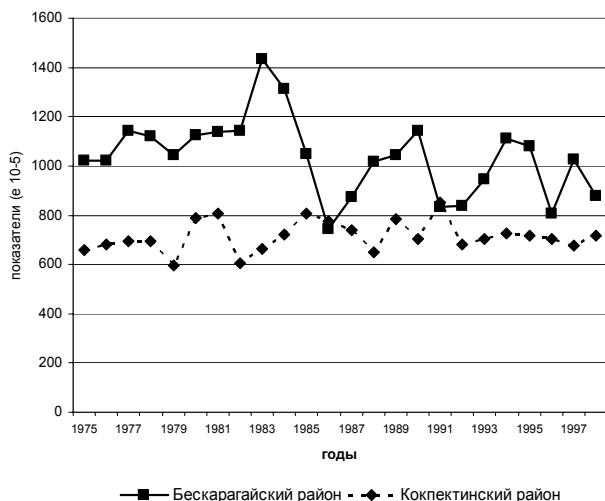


Рисунок 5. ASR общей смертности среди женщин Бескарагайского района

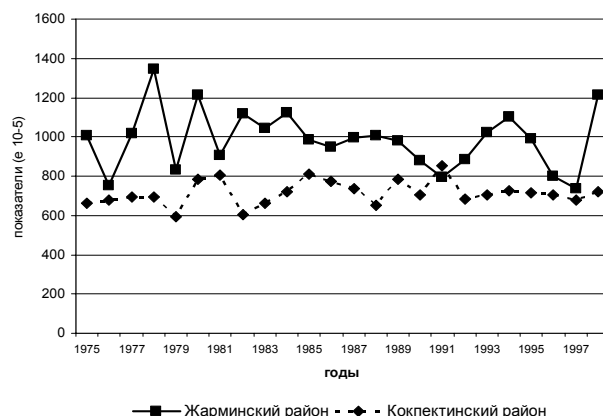


Рисунок 6. ASR общей смертности среди женщин Жарминского района

ОБСУЖДЕНИЕ

Ретроспективная оценка (1949-1998 гг.) общей смертности населения семи районов Семипалатинской области, подвергшихся радиационному воздействию, в ряде случаев позволила выявить особенности и закономерности влияния основных модифицирующих факторов (величина дозы и характер облучения, пол, возраст, время нахождения под риском) на существенные изменения ее уровней и структуры.

Предварительная обработка результатов исследований позволила констатировать наличие наименьшего уровня общей смертности среди населения контрольного Кокпектинского района на протяжении всего периода по сравнению с таковыми в других районах.

Среди экспонированных районов наименьшие показатели общей смертности, существенно не отличающиеся от показателей контроля, зарегистрированы среди населения Бородулихинского района (средневзвешенная кумулятивная эффективная эквивалентная доза облучения населения – 29,3 сЗв)

Анализ стандартизованных показателей общей смертности населения экспонированных и контрольного районов позволил выявить значительные их флуктуации в зависимости от временного распределения и пола лиц, входящих в исследуемые группы. Не обнаружено модифицирующего влияния на изменение показателей ASR величины дозы облучения. Так, в одном случае, среди экспонированного населения в диапазоне доз 29,3-62,5 сЗв, не обнаружено существенных различий ASR по сравнению с контрольной группой, в другом, при облучении приблизительно в том же диапазоне доз (от 35,5 до 87,0 сЗв) зафиксированы существенные превышения стандартизованных показателей общей смертности в различные временные промежутки после облучения по сравнению с контрольными показателями.

Мы считаем, что большая часть проведенных нами расчетов по реконструкции эффективных эквивалентных доз облучения достаточно условна и имеет определенную погрешность. Диапазон доз,

установленный для населения конкретных районов, можно отнести к малым и средним дозам облучения. Его колебания в пределах 29,3-87,0 сЗв значительно сокращают возможности определения пороговых значений чувствительности для тех или иных избыточных общесоматических и онкологических заболеваний, явившихся причиной смерти. Незначительный разброс минимальных и максимальных доз облучения в конкретных районах затрудняет выявление закономерности «доза-эффект» по динамике избытка общесоматических заболеваний с учетом их распределения по времени.

В радиационно-эпидемиологическом анализе результатов исследования мы исходили из положения о том, что не может быть единой причины увеличения или снижения показателей общей смертности, даже столь мощного эксцесса, каким является ионизирующая радиация. Полиморфность причин общей смертности в любых по численности и этническому составу группах населения определяет ее уровень в любые временные промежутки, и зависимость от таких модифицирующих факторов, как пол, возраст и комплекс эндогенных и экзогенных факторов.

В настоящее время, несмотря на значительное количество публикаций, наименее изученными остаются соматические эффекты воздействия ионизирующего излучения на организм человека (Ю.М. Москалев, 1991).

В ранних сообщениях по изучению продолжительности жизни у лиц, переживших бомбардировку, отмечалось отсутствие повышенной смертности от заболеваний, не обусловленных новообразованиями (Mine M. et al., 1996), а Stewart A.M. et al (1988) выявили даже более низкий уровень по сравнению с контрольной когортой.

Ситуация изменилась при накоплении данных по когорте AHS. За 1958-1990 гг. относительный риск (RR) заболеваемости инфарктом миокарда для обоих полов при дозе облучения 1 Гр по отношению к контрольной когорте составил 1,17. Наиболее высокий уровень риска был характерен для лиц, облученных в возрасте до 40 лет. При этом не было выявлено зависимости от пола и времени, прошедшего после бомбардировки (Kodama K., 1994). Имеется связь с облучением таких проявлений атеросклероза, как инсульт, изолированная систолическая гипертензия. Однако, по значимости, как фактор риска, облучение уступает таким известным факторам, как образ жизни, гипертоническая болезнь.

Изучение смертности среди переживших атомную бомбардировку позволило установить статистически достоверное возрастание её уровней от неонкологических заболеваний в зависимости от дозы облучения. Обобщены данные среди 86 572 лиц, переживших атомную бомбардировку. Из них зарегистрировано 27 000 случаев неонкологической смертности, которые встречались в когорте с 1.10.1950. по 31.12.1990 (Shimizu Y., Pierce D.A.,

Preston D.L., Mabushi K., 1999). Четкая дозовая зависимость обнаружена по избыткам таких заболеваний, как болезни сердечно-сосудистой, респираторной систем и желудочно-кишечного тракта. С увеличением дозы число вышеуказанных заболеваний увеличивалось. Оценка радиационно-обусловленной неонкологической смертности в когорте показала, что эти заболевания составляют 50-100% от количества солидных раков. Однако эти данные не объясняли зависимости «доза-эффект». Не получено свидетельств против линейной зависимости, но статистически последовательные показатели с криволинейными функциями «доза-эффект» демонстрируют нулевой риск для доз ниже 0,5 Зв. Авторы считают, что полученные данные о достоверных изменениях избыточного относительного риска в зависимости от возраста и экспозиции позволяют считать статистически недостоверной зависимость от этих факторов. Одновременно установлена существенная зависимость от величины дозы уровня смертности от заболеваний крови с избыточным относительным риском, в несколько раз превосходящим таковой для солидных раков.

Несколько отличные результаты были получены при радиационно-эпидемиологическом анализе неонкологической заболеваемости среди ликвидаторов Чернобыльской аварии (Иванов В.К. и соавт., 2000 г.). Материалы получены на когорте в 68309 ликвидаторов с верифицированными медицинскими данными. Установлено, что из всех классов неонкологических заболеваний статистически достоверными радиационными рисками были зарегистрированы в первые 3 года только для церебро-васкулярных заболеваний ($ERR\ Gy(-1)=1,17$ при 95% доверительном интервале (0,45; 1,88).

Выводы

1. Зафиксировано достоверное увеличение коэффициентов общей смертности населения всех возрастных групп экспонированных Жана-Семейского, Бескарагайской, Жарминского и Чарского районов Семипалатинской области через 4-21 год от начала облучения по сравнению с показателями контрольного Кокпектинского района. Не обнаружено существенных различий в уровнях общей смертности населения экспонированных Бородулихинского и Абайского районов по сравнению с контрольной группой.

Установлено модифицирующее влияние на показатели общей смертности возраста населения экспонированных групп.

2. В последующие годы (26-49 лет от начала облучения) среди мужчин и женщин Бескарагайского, Жарминского и Чарского районов зарегистрировано от 6 до 8 пиков существенного превышения уровня общей смертности по сравнению с показателями контроля. Среди мужчин и женщин Абайского и Жана-Семейского районов уровень общей смертности среди мужчин и женщин существенно не отличался от показателей контроля.

3. Установлено, что в течение всего периода после облучения (1950-1998 гг.) среди мужчин и женщин трех экспонированных районов (Бескарагайского, Жарминского и Чарского) уровень общей смертности существенно превышал таковой среди населения контрольного района. Кривая уровня общей смертности носила ремитирующий характер с

чередованием существенных подъемов с последующей нивелировкой в отдельные годы.

4. Не установлено закономерностей «доза-эффект» для показателей общей смертности населения экспонированных районов в диапазоне средне-взвешенных эффективных эквивалентных доз 29,3-87,0 сЗв.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ivanov V.K., Maksimov M.A., Chekin S.Yu. and al. (Medical Radiological Research Center of Russian Academy of Medical Sciences, Obninsk): Radiation-epidemiological analysis of incidence of non-cancer diseases among the Chernobyl liquidators// Health Phys., 2000 May, 78 (5): 495-501
2. Kodama K. Cardiovascular disease in atomic bomb survivors. RERF update, 5(4): 3-4// Radiation Effects Research Foundation, Hiroshima, 1994.
3. Shimizu Y., Pierce D.A., Preston D.L., Mabuchi K. (Department of Epidemiology, Radiation Effects Research Foundation, Hiroshima): Studies of the mortality of atomic bomb survivors. Report 12, part II. Noncancer mortality: 1950-1990// Radiat. Res., 1999, 152(4): 374-89.
4. Stewart A.M., Kneale G.W. Late effects of A-bomb radiation: risk problems unrelated to the new dosimetry//Health Phys.-1988-V.54-P.567-569.
5. Москалев Ю.И. Отдаленные последствия воздействия ионизирующих излучений - М., Медицина, 1991.- 464 с.

ШЫҒЫС ҚАЗАҚСТАН ОБЛЫСЫНЫҢ КЕЙБІР АУДАНАРЫНДА СЕМЕЙ ПОЛИГОНЫНДАҒЫ ЯДРОЛЫҚ ҚАРУДЫ СЫНАУ НӘТИЖЕСІНДЕ СӘУЛЕЛЕНУГЕ ҰШЫРАҒАН ХАЛЫҚТЫҢ ЖАЛПЫ ӨЛІМІНІҢ ДИНАМИКАСЫ (1976-1998 ж.)

Гусев Б.И., Пивина Л.М., Апсаликов К.Н., Рансова Г.К., Щербакова С.,
Жазықбаева Л.К., Саматугина О., Гроше Б., Бауэр С.

¹⁾Радиациялық медицина және экология ФЗИ, Семей, Қазақстан

²⁾Радиациялық гигиена институты, Мюнхен, Германия

Алдыңғы хабарламада 1949 жылдан 1975 жылға дейінгі Шығыс Қазақстан облысы территориясының жеті ауданында тұратын, тәжірибе жасалып бақылау жүргізілген топтардағы халықтың жалпы өлімінің динамикасы келтірілген. Сәулелену басталғаннан бергі 4-21 жылдан кейін Жаңа-Семей, Бескарағай, Жарма және Шар аудандарында тәжірибе жасалған барлық жас айырмашылық топтарында халықтың жалпы өлімінің коэффициенті шынайы өскені анықталды. Соңғы жылдарда зерттеліп жатқандардың арасында жалпы өлім көрсеткіштерін сипаттайтын мәліметтер базасы болғандықтан және алшақ кезең аралығында да радиациялық әсердің болу мүмкіндігін ескере келе 1976-1998 ж. халықтың жалпы өлім көрсеткішінің динамикасына баға беріп, эпидемиологиялық талдау жасадық.

DYNAMICS OF TOTAL MORTALITY OF POPULATION IN SOME REGIONS OF EAST KAZAKHSTAN OBLAST AFFECTED BY NUCLEAR WEAPON TESTS AT SEMIPALATINSK TEST SITE (1976-1998)

B.I. Gusev, L.M. Pivina, K.N. Apsalnikov, G.K. Raisova, S. Shcherbakova,
L.K. Zhazykbaeva, O. Samatugina, B. Grosche, S. Bauer

¹⁾Research Institute for Medicine and Ecology, Semipalatinsk, Kazakhstan

²⁾Institute of Radiation Hygiene, Munich, Germany

In our previous paper we presented dynamics of the total mortality in exposed and control population groups that lived in seven districts of East Kazakhstan Oblast for the years of 1949-1975. It was established for certain that the total mortality increased in all age groups of Zhana-Semey, Beskaragay, Zharma, and Charsk regions 4-21 years after the exposure onset. Having a database on hand that contains indices of the total mortality of studied members of public in subsequent years and taking into account possible manifestation of radiation effects later on, we performed epidemiological analysis and assessed dynamics of the total mortality of population in 1976-1998.

УДК 621.039.55

СИСТЕМА ИЗМЕРЕНИЯ ИМПУЛЬСА ДАВЛЕНИЯ В ЖИДКОМ НАТРИИ¹Вурим А.Д., ²Колтыгин О.В., ¹Логачев Ю.В.¹Институт атомной энергии ННЦ РК, Курчатов, Казахстан²ЗАО "Новосибирский механический завод «Буровая техника»", Россия

Разработана система, предназначенная для измерения импульса давления в жидком натрии во внутриреакторных экспериментах с моделями каналов реактора на быстрых нейтронах с жидкометаллическим теплоносителем при температуре до 400°C. Система измерения импульса давления включает в себя датчик давления, термозащитное устройство, включающее в себя мембранный узел и импульсную линию (ИЛ) с металлическим наполнителем. Длина ИЛ до 5 м.

Разработан генератор импульсов давления для контроля системы измерения импульса давления. Генератор позволяет формировать импульс давления амплитудой до 60 МПа с длительностью переднего фронта до 5 мс.

Проведены экспериментальные исследования систем измерения с использованием генератора импульсов давления.

Результаты работы могут быть использованы при разработке быстродействующих систем измерения импульсного давления в высокотемпературных жидких средах.

Одним из основных контролируемых параметров при проведении внутриреакторных экспериментов в рамках проекта «Eagle» является кратковременный импульс давления, возникающий при попадании расплава в металлический теплоноситель. Необходимость разработки оригинальной системы измерения импульса давления (далее СИИД) обуславливалась особенностями эксплуатации системы. Характерной особенностью указанных экспериментов является целый ряд конструктивных ограничений и наличие внешних воздействий на системы измерения, в частности:

- радиационное воздействие реакторного гамма-нейтронного излучения;
- тепловое воздействие со стороны жидкого натрия и энергонапряженных элементов конструкции экспериментальных устройств (температура корпуса в месте подключения 273 – 600 К);
- диапазон измерения давления 5 МПа и 20 МПа на шкалу;
- температура носителя в импульсе 273 – 1500 К;
- габаритные размеры в месте подключения не более Ø50 мм;
- расстояние от точки контроля до возможного места расположения датчика давления от 2,5 м до 5,0 м;

Совокупность данных факторов обусловила необходимость разработки оригинальной системы измерения импульса давления (далее СИИД), учитывающей особенности проведения реакторного эксперимента.

После анализа всех требований была предложена конструкция системы измерения, в которой датчики давления отнесены от точек отбора давления в область низкого уровня радиационных и тепловых воздействий. ИЛ, передающие импульс давления к датчикам от точек отбора давления, заполнены жидким металлическим наполнителем. Герметизация

ИЛ осуществляется с помощью специально разработанных разделительных мембран.

При кажущейся очевидности подобного технического решения, его реализация была сопряжена с решением целого ряда сложных технических задач и включала в себя несколько научно-исследовательских и опытно-конструкторских этапов работ:

- предварительный выбор конфигурации прототипа канала измерения импульса давления и выработка критериев экспериментальной оценки погрешности измерений в условиях экстремальных нагрузок;
- разработка конструкции стендового прототипа СИИД, экспериментальное подтверждение его работоспособности и количественная оценка погрешности измерений;
- разработка, изготовление и исследование характеристик генератора импульсного давления;
- разработка и изготовление штатных измерительных каналов, включая отработку модернизированных мембранных узлов импульсных линий;
- разработка химического состава и изготовление жидкометаллического наполнителя, экспериментальные исследования химической совместимости материала наполнителя с конструкционными материалами измерительного канала и разработка технологии заполнения ИЛ;
- разработка, изготовление и экспериментальная отладка имитатора натриевой системы экспериментального устройства;
- исследования характеристик измерительных каналов (с различными наполнителями импульсных линий) на динамическом стенде при одновременном воздействии импульса давления, высокой температуры, электромагнитных помех и вибраций. Исследования проводились как в условиях газовой среды, так и на имитаторе натриевой системы.

Испытания первого этапа проводились на аэродинамической трубе АТ-303 СО РАН. По результатам этой работы были сформулированы требования к последующим этапам работ, в рамках которых решались основные задачи разработки СИИД для внутриреакторных экспериментов. Проведение исследований на аэродинамических трубах возможно только на специализированных предприятиях, они являются достаточно трудоемкими и дорогими и, как следствие, проводятся эпизодически для ограниченного числа средств измерений. Это обусловило необходимость и целесообразность выделения отдельного этапа работ для разработки специального, энергоёмкого, портативного и недорогого калибровочного стенда.

Кроме экономических соображений, необходимость разработки генератора импульсов давления определялась невозможностью стандартными средствами сформировать стабильный импульс давления с необходимыми параметрами – амплитуда от 5 МПа до 50 МПа, длительность переднего фронта до 5 мс, длительность импульса от 20 до 100 мс. При этом было необходимо обеспечить одновременное воздействие на мембранный узел повышенной температуры и электромагнитных помех.



Рисунок 1. Внешний вид генератора импульса давления и характерная форма формируемого импульса давления

В рамках данного этапа было проведено расчетное обоснование системы адиабатического сжатия для использования ее в качестве источника импульсов давления для динамического стенда, разработан и изготовлен стенд динамической градуировки датчиков давления и исследованы его характеристики. Внешний вид генератора и характерная форма формируемого импульса давления приведены на рисунке 1.

Испытания, проведенные в ходе отработки конструкции генератора импульсов, подтвердили достижение требуемых параметров получаемого импульса давления – диапазон амплитуд импульса составил от 5 МПа до 60 МПа, длительность переднего фронта импульса менее 5 мс, длительность импульса от 20 до 100 мс, температура газа на выходе генератора до 1000К.

Для усиления импульса, поступающего с выхода генератора импульсов, и передачи импульса в жидкую среду был разработан специальный гидравлический усилитель (Рисунок 2.). Усилитель устанавливается на выходе генератора и может использоваться как самостоятельное устройство для градуировки датчиков высокого давления, так и для усиления импульса и передачи его из газовой полости в жидкую среду.

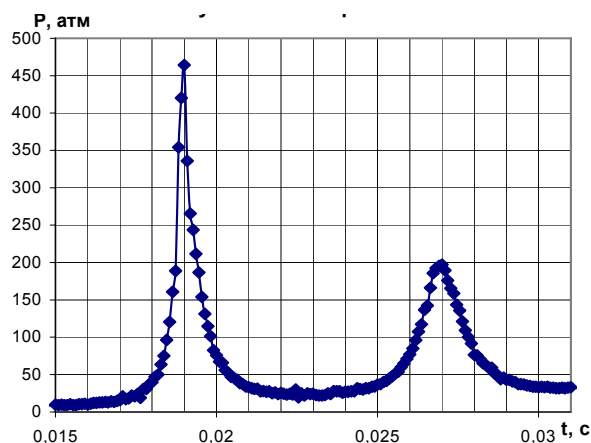
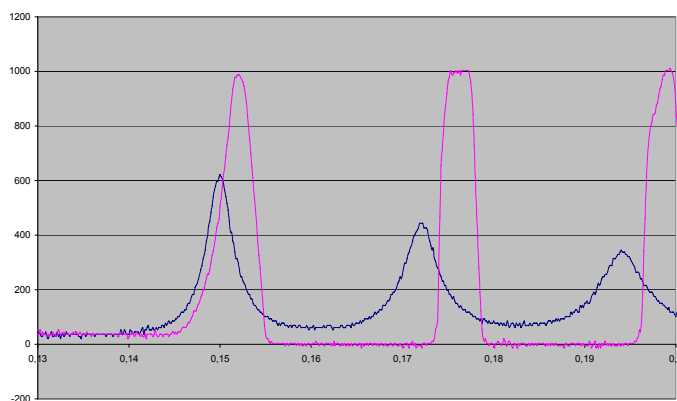


Рисунок 2. Установка датчиков и ИЛ в режиме тарировки и сигнал на выходе гидроусилителя



Одним из наиболее сложных этапов всей работы являлась отработка технологии заполнения ИЛ металлическим наполнителем.

Учитывая описанные выше условия работы СИИД, на предварительном этапе в качестве исходного материала наполнителя ИЛ рассматривался химически чистый галлий, что обусловлено, главным образом, стабильностью его фазового состояния в диапазоне температуры от 29°C (температура плавления) до 2200°C (температура кипения). Однако, модельные эксперименты показали, что материал обладает рядом специфических физико-химических свойств, которые могут ограничить возможности его применения в составе ИЛ. Учитывая эту специфику, была выполнена дополнительная программа работ, которая включала в себя изучение химической совместимости материалов ИЛ и окончательный выбор этих материалов, отработку технологии заполнения ИЛ жидкометаллическим наполнителем, доработку конструкции отдельных узлов системы и испытания ИЛ с наполнителем на воздействие температуры и вибраций.

Учитывая, что конструкция ИЛ предполагает контакт галлия с металлами мембраны и ее корпуса, трубки, датчика, штуцеров для герметизации и заполнения, а также металлами сварных швов, были проведены исследования в условиях взаимодействия галлия со следующими металлами и соединениями:

- 12Х18Н10Т ГОСТ5632-72,
- 12Х18Н10-Б ГОСТ14162-79,
- 36НХЮТ-0,1 ГОСТ14117-69,
- СТ-20 ГОСТ1050-88,
- ШХ13 ГОСТ6634-72,
- ВТ9, ВТ3-1, ВТ-20 ОСТ 1 90013-81,
- сплавы для уплотнений Н70ФВ, ХН65МВ, 06ХН28МДТ, М1 ГОСТ859-78,
- сварные швы по ГОСТ14771-С1-ИНп, ГОСТ 15878-79КТ1,
- покрытие Ц12хр.

Исследования и модельные эксперименты проводились на прототипах ИЛ, изготовленных на предварительных этапах работы. Эти исследования подтвердили высокую адгезионную активность чистого галлия при контакте с указанными конструкционными материалами. Это вызывало резкое увели-

чение скорости его кристаллизации при понижении температуры относительно температуры плавления. При этом значительное повышение давления внутри ИЛ даже при нормальной температуре (свыше 60 МПа) приводило к выходу из строя датчика давления. Второй проблемой была практическая невозможность герметизации (даже при помощи сварки) закрытых объемов, заполненных галлием. Указанные свойства галлия, с одной стороны, делали проблематичным само изготовление ИЛ на его основе, а, с другой стороны, вызывали значительные сложности при их хранении, т.к. необходимо было поддерживать температуру не ниже 35°C.

По результатам проведенных исследований были отобраны материалы и элементы с наименьшей растворимостью галлия. В частности, в качестве герметизирующего элемента была использована медная трубка с никелевым покрытием. Кроме этого был учтен неудачный опыт предварительных попыток герметизации ИЛ с галлием и модернизирован ряд узлов измерительной системы. Тем не менее, эти меры не дали полного решения проблемы и показали, что наиболее технологичным и универсальным решением является недопустимость кристаллизации материала наполнителя ИЛ при нормальных условиях, т.е. замена галлия на материал с температурой плавления меньше 20°C при сохранении остальных свойств (без снижения температуры кипения ниже 1000°C). С этой целью был разработан специальный сплав на основе галлия, имеющий температуру плавления порядка 9°C и температуру кипения свыше 1200°C.

В рамках этих работ отдельный этап составляла отработка технологии заполнения ИЛ жидким галлием, т.к. при длине трубки 5 м и диаметре 4 мм, а также с учетом необходимости высокой степени обезгаживания наполнителя, это являлось достаточно сложной задачей.

По результатам отработки технологии заполнения ИЛ сплавом была проведена конструктивная модернизация основных элементов ИЛ - мембранного узла и узла крепления датчика, и изготовлено несколько образцов ИЛ. Фрагменты ИЛ показаны на рисунке 3.



Рисунок 3. Фрагменты импульсной линии

Расчетные параметры мембранного узла определялись исходя из его функционального назначения. Помимо функции герметизации ИЛ, мембранный узел выполняет роль усилителя импульса, формирующего одноименную волну в линии и компенсирующего энергетические потери в линии. С целью максимально уменьшения габаритных размеров мембранного узла при его изготовлении были использованы современные технологии, используемые в космическом приборостроении.

ИЛ были подвергнуты испытаниям на 10 циклов воздействия перепадов температуры от 20°C до 200°C, которые подтвердили работоспособность конструкции – уход нуля (при 35°C) не превышал 0.5%, погрешность при 200°C не более 3,8 % по сравнению с тарировочными параметрами датчиков.

После выполнения предварительных этапов работ были проведены комплексные экспериментальные исследования характеристик измерительных каналов на динамическом стенде в обоснование их соответствия требуемым параметрам. Исследования включали тарировку датчиков (с различными наполнителями ИЛ) в условиях воздействия импульса давления с одновременным воздействием высокой температуры, электромагнитных помех и вибраций. Исследования проводились в условиях газовой среды и жидкой сред. Для жидкостных испытаний ИЛ был разработан нагреваемый имитатор исследуемого объекта (сливной трубы экспериментального канала). Конструкция имитатора предусматривает возможность записи сигналов датчиков давления и ИЛ в трех плоскостях среза. Имитатор предусматривает создание перепада давления с помощью разрывной мембраны, а также путем формирования импульса давления. Для возбуждения импульса давления в имитаторе, он подключался к динамическому стенду, описанному выше.

В ходе комплексных испытаний контролировались основные технические параметры измерительных трактов:

- чувствительность измерительного тракта;
- динамический диапазон;
- линейность системы;
- частотные характеристики;
- температурную устойчивость в требуемом диапазоне;
- устойчивость к параметрам рабочей среды.

Учитывая жесткие требования по безопасности экспериментов, максимальный объем работ по решению основных конструкторских и метрологических задач выполнялось на заместителе натрия (высокотемпературном масле типа FCS 252 с температурой кипения 250°C, имеющем при температуре 200°C динамические характеристики, близкие к жидкому натрию). На натриевом наполнителе имитатора проводился минимум испытаний, достаточный для подтверждения работоспособности ИЛ в среде натрия.

В процессе испытаний было проведено несколько серий экспериментов:

- формирование импульса давления в имитаторе с масляным наполнителем с помощью генератора импульсов и гидроусилителя при нормальной температуре и температуре 200°C; (рисунок 4).
- формирование импульса давления в имитаторе с масляным наполнителем путем разрыва мембраны медленно нарастающим давлением при нормальной температуре и температуре 200°C; (рисунок 5).
- формирование импульса давления в имитаторе с масляным наполнителем путем разрыва мембраны импульсом давления от генератора при нормальной температуре и температуре 200°C; (рисунок 6).
- формирование импульса давления в имитаторе с натрием путем разрыва мембраны медленно нарастающим давлением при температуре 400°C; (рисунок 7).

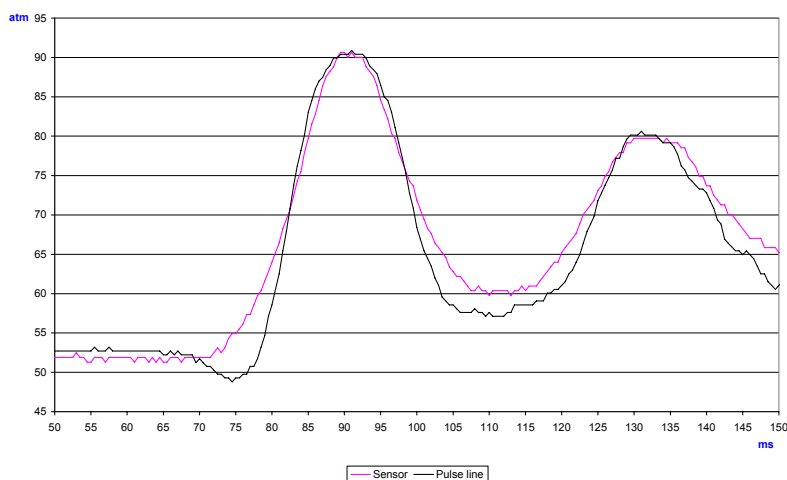


Рисунок 4.

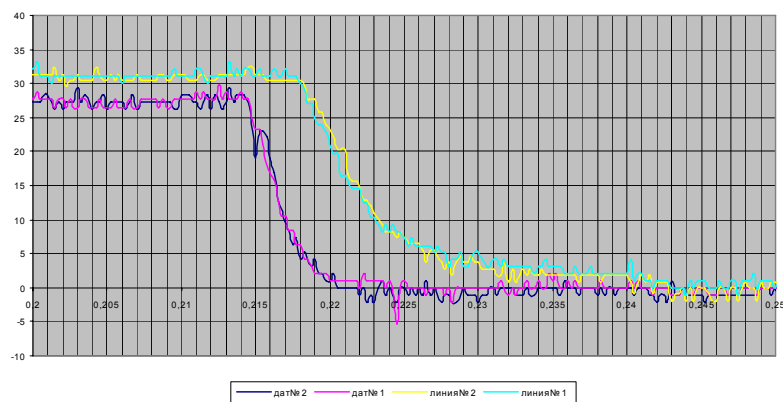


Рисунок 5.

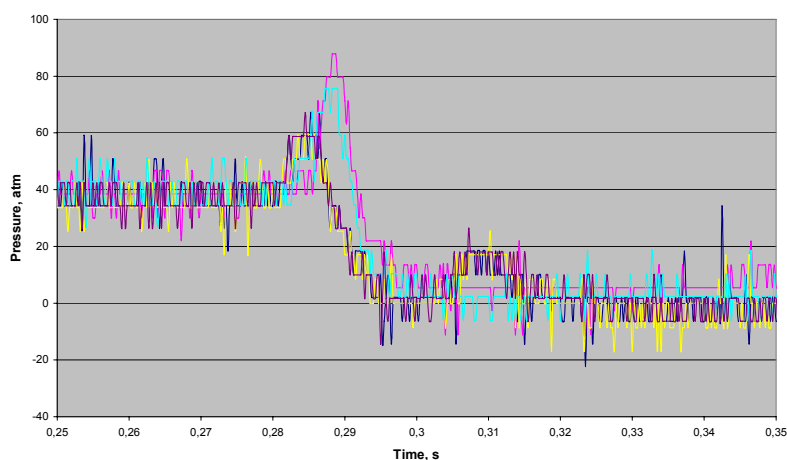


Рисунок 6.

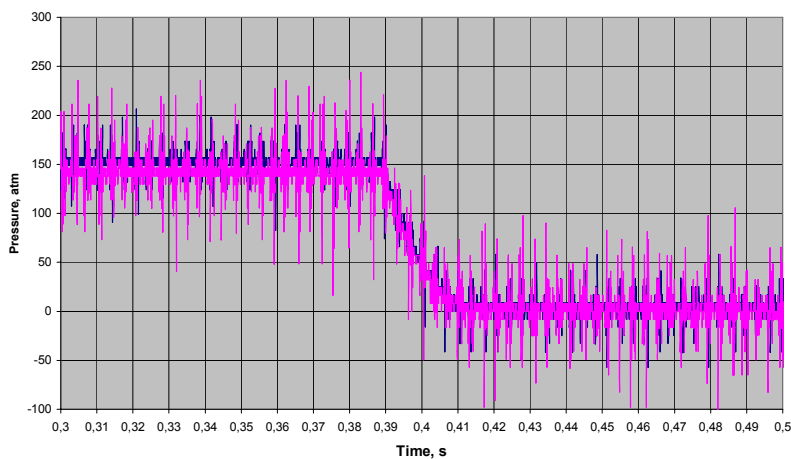


Рисунок 7.

В данных сериях экспериментов использовались два режима по давлению – 6 МПа и 40 МПа (для разных типов датчиков), а длительность спада давления варьировалась в диапазоне от 4 мс до 15 мс, в частности в экспериментах с натрием она составляла порядка 10 мс.

На стадии подготовки натриевых экспериментов кроме конструкторских и метрологических задач

были решены также достаточно сложные задачи заполнения имитатора натрием (включая его обезгаживание) и последующей его утилизации. На этой стадии выявился повышенный уровень шумов в системе имитатора, регистрируемых измерительными каналами. Дополнительные исследования показали, что шумы имеют электрический характер и их источником является имитатор с натриевым напол-

нителем. Были приняты меры по снижению уровня шумов, но полностью решить проблему на данном этапе работ не удалось. Кроме этого, учитывая шумовые условия в штатных экспериментах, полностью исключать шумы при проведении испытаний было и нецелесообразно.

Испытания показали, что, несмотря на достаточно высокий уровень шумов, функция изменения сигнала в каналах носит плавный характер, а амплитуда сигнала не имеет ограничений ступенчатой формы (явных признаков нелинейности), что в совокупности является достаточным основанием для дальнейшей фильтрации сигнала радиотехническими методами (для иллюстрации этого все сигналы, показанные на рисунках, приведены без предварительной обработки). Максимальный разброс среднеквадратичных значений измерительных каналов находился в пределах допускаемой погрешности и не превышал 6,5 %. После экспериментов все ИЛ были подвергнуты статической и динамической та-

рировке, которая показала, что параметры ИЛ находятся в норме. Таким образом, проведенные комплексные эксперименты показали работоспособность ИЛ в условиях динамических воздействий натрия на мембрану ИЛ при температуре до 400°C. Это доказывает правильность выбранных материалов и точность конструкторских и технологических решений, примененных при разработке ИЛ и всего канала измерения импульса давления.

Анализ литературных данных, а также консультации с рядом организаций, занимающихся разработкой, изготовлением и использованием импульсных линий, подтвердили, что по совокупности конструкторских решений и реализованных параметров, работа является новаторской.

Выражаем признательность за большой вклад в организацию и проведение работ группе Звездинцева В.И. (СО РАН).

СҰЙЫҚ НАТРИЙДЕГІ ҚЫСЫМ ИМПУЛЬСІН ӨЛШЕУ ЖҮЙЕСІ

¹Вурим А.Д., ²Колтыгин О.В., ¹Логачев Ю.В.

¹ҚР ҰАЭ Атом энергиясы институты, Курчатов қаласы, Қазақстан

²„Бұрғылау техникасы“ „Новосибирск механикалық зауыты“ ЖАҚ

Сұйықметалды жылу жеткізгіші бар жылдам нейтрондардағы реактор арналарының модельдерімен 400°C дейінгі температурада реакторішілік тәжірибелердегі сұйық натридегі қысым импульсін өлшеуге арналған жүйе әзірлемеленді. Қысым импульсін өлшеу жүйесіне қысым датчигі, өзіне мембраналық түйінді мен металл толықтырғышы бар импульсті желі (ИЖ) кіретін термоқорғауыш құрылғы кіреді. ИЖ ұзындығы 5 м дейін.

Қысым импульсін өлшеу жүйесін бақылау үшін қысым импульстерінің генераторы жасалды. Генератор 60 МПа дейінгі амплитудалы, 5 мс дейінгі алдыңғы шебінің ұзындығы бар қысым импульсін қалыптастыруға мүмкіндік береді.

Қысым импульстері генераторын қолданумен өлшеу жүйелерінің тәжірибелік зерттеулері жүргізілді. Жұмыс нәтижелері жоғарытемпературалы сұйық орталардағы импульстік қысымның жылдамәрекетті жүйелерін әзірлеу кезінде қолданылуына болады.

SYSTEM OF PRESSURE PULSE MEASURING IN LIQUID SODIUM.

¹A.D. Vurim, ²O.V. Koltygin, ¹Yu.V. Logachev

¹Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

²CC "Novosibirsk mechanical plant «Burovaya Technika»"

The system, meant for measuring of pressure pulse in liquid sodium in in-pile experiments with fast reactor channel models with liquid-metal coolant at temperature to 400°C, was developed. The system of pressure pulse measuring includes the pressure sensor, heat-protective device, which consists of the membrane unit and pulse line (PL) with metallic filler. PL length is to 5 m.

The pressure pulse generator for pressure pulse measuring system controlling was developed. The generator allows forming of pressure pulse with amplitude to 60 MPa with duration of the front to 5 ms.

The experimental researches applying the pressure pulse generator were performed.

The results of these works can be used at developing of fast-acting systems of pressure pulse measuring in high-temperature liquid mediums.

УДК 621.039.59

**ПРИМЕНЕНИЕ КРИОГЕННОГО ПРОБООТБОРНИКА «ПУРГА-К»
ДЛЯ ОПРЕДЕЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНЫХ ВЫБРОСОВ В АТМОСФЕРУ****Сергеев В.Ю., Ляхова О.Н.***Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

На основании экспериментальных данных, полученных при работе реактора ИВГ.1М на пуске п-02-2, показана принципиальная возможность отбора проб воздушных выбросов реактора.

11 марта 2002 года вступил в действие Закон Республики Казахстан «Об охране атмосферного воздуха». Глава 5 Закона (статья 21 «Мониторинг атмосферного воздуха» и статья 23 «Производственный контроль в области охраны атмосферного воздуха») обязывает все предприятия, оказывающие техногенное воздействие на окружающую среду, проводить мониторинг воздушных выбросов. Поскольку в институте существуют объекты, в результате деятельности которых возможно радиоактивное загрязнение воздушной среды, возникла необходимость в организации мониторинга воздушных выбросов этих объектов.

Контроль за поступлением радиоактивных веществ в атмосферу включает определение радионуклидного состава газо-аэрозольных отходов, подлежащих удалению в атмосферный воздух, их количества и режима удаления. До недавнего времени для определения загрязнения атмосферного воздуха

использовался аспирационный метод отбора проб. В качестве фильтрующей ткани обычно использовался тонковолокнистый фильтр Петрянова [1]. Применение этого фильтра ограничивало скорости пробоотбора, ввиду возможности так называемого «проскока». Кроме того, емкость фильтра по газо-аэрозольной фракции также ограничена. Инертные радиоактивные газы, образующиеся при работе реактора, также плохо сорбируются фильтротканью.

При исследовании открытых выбросов реактора ИВГ в 80-е годы прошлого века сотрудниками Института Биофизики Минздрава СССР Гаврилиным Ю.И и Хрущом В.Т. было предложено использовать криогенный пробоотборник «ПУРГА-К».

Криогенное устройство «ПУРГА-К» [2] предназначено для отбора проб всех газо-аэрозольных форм различных радиоактивных и нерадиоактивных примесных фракций, содержащихся в анализируемом воздухе.

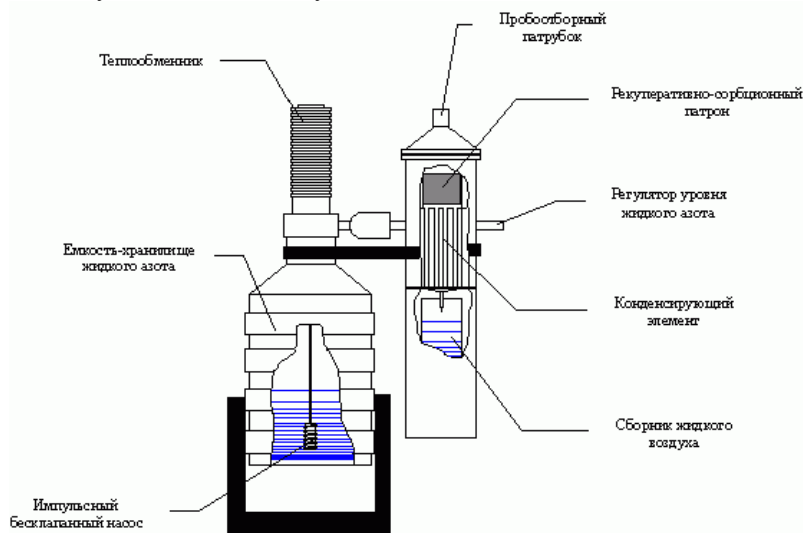


Рисунок 1. Внешний вид и схема криогенного устройства «ПУРГА-К»

Устройство позволяет в процессе пробоотбора получать как совокупную пробу, содержащихся в воздухе газо-аэрозольных примесей, так и дифференцированную пробу. В последнем случае часть компонент примесей в аэрозольной и относительно легкосорбируемой газовой формах задерживается на различных композиционных элементах сорбционно-фильтрующей насадки. При этом инертные и другие

трудносорбируемые газы равномерно распределяются по всему объему сжиженного воздуха.

Принцип действия установки «ПУРГА-К» основан на способности воздуха сжижаться в том же составе основных компонентов на поверхности, охлаждаемой ниже температуры кипения анализируемого воздуха, имеющего состав: N_2 – 78%, O_2 – 21% ($T_{кип} = -193^{\circ}C$), но не ниже температуры кристалли-

зации кислорода. Наиболее важными задачами, решаемыми с помощью устройства «ПУРГА-К», являются: обеспечение постоянства скорости пробоотбора, контролируемая фиксация примесей в локализованных объемах, высокая степень концентрирования газовой фракции загрязнения [3].

При испарении сжиженного воздуха более высокую скорость испарения имеет азот и меньшую – кислород. Скорость испарения криптона незначительна по сравнению со скоростью испарения кислорода, а скорость испарения ксенона еще ниже. Регулярный долив в испаряющуюся пробу сжиженного азота, поддерживает испарение криптона (не говоря уже о ксеноне) на минимальном уровне, что подтверждается многочисленными исследованиями, проводившимися на открытых пусках реактора.

Перед окончательной сборкой установки проверяется отсутствие влаги на выходном патрубке конденсирующего элемента (при наличии влаги необходимо прочистить патрубок или же продуть конденсирующий элемент сжатым воздухом во избежание закупорки выходного отверстия льдом). Снизу присоединяется приемная емкость (стеклянный сосуд Дьюара, обычно применяемый в бытовых термосах) в защитном кожухе. Вход импульсного бесклапанного насоса (ИБН) соединяется с подающим оросительным трубопроводом, а спираль ИБН – с прерывателем. Прерыватель представляет собой сильфонную систему регулирования. Схематически устройство «ПУРГА-К» изображено на рисунке 1.

Пробоотбор проводится двумя устройствами «ПУРГА-К». Перед началом пробоотбора собранное устройство при помощи шланга соединяется с трубопроводом, через который отбираются газообразные продукты.

Установка запускается включением подачи жидкого азота из емкости-хранилища в устройство. При этом автоматически включаются: система регулирования уровня жидкого азота (на рисунке не показана) и прерыватель, питающий электрическую спираль ИБН. По заполнении обечайки устройства срабатывает сильфон и отключает ИБН.

Отбор пробы начинается по мере достижения жидким азотом заданного уровня (появление первых капель жидкого азота из регулятора уровня жидкого азота), чему способствует запас энергии в конструктивных элементах установки и, в частности, в ИБН и сборной емкости.

Продолжительность отбора пробы определяется оператором, но не должна превышать времени заполнения приемной емкости жидким воздухом.

По окончании первой стадии пробоотбора (заполнение приемной колбы) шланг переключается на другое устройство и пробоотбор продолжается. После

переключения на второе устройство отсоединяется приемная емкость первого устройства и ее содержимое переливается в предварительно охлажденную жидким азотом измерительную колбу (предварительное охлаждение колбы необходимо для предотвращения вскипания жидкого воздуха при перенесении его в измерительную колбу). Сразу же измеряется объем отобранного жидкого воздуха при помощи специальной двухсторонней линейки с поплавком, откалиброванной по объему и высоте столба жидкого воздуха (рисунок 2). После разборки первая установка просушивается сжатым воздухом, емкость-хранилище вновь заполняется жидким азотом и устройство вновь собирается для продолжения пробоотбора. Отобранная проба доставляется в помещение, предназначенное для проведения измерений.

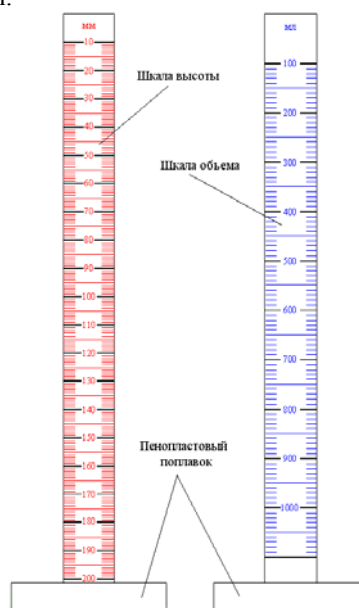


Рисунок 2. Внешний вид специальной линейки с поплавком

13 февраля 2002 г. при помощи устройства «ПУРГА-К» был произведен отбор проб воздуха из вентиляционной системы В-3 реактора ИВГ.1М (пуск П-02-2). Параметры и время пробоотбора приведены в таблице 2.

Всего за весь период пуска был отобран 951 л воздуха (в пересчете на газовую фазу при нормальных условиях).

Временная привязка отбора проб к режиму работы реактора показана на рисунке 3 (красной линией показан режим изменения мощности реактора). Из рисунка видно, что время пробоотбора полностью перекрывает время работы реактора на номинальной мощности (6 МВт).

Таблица 1. Этапы пробоотбора на пуске П-02-2

Текущее время	Стадия процесса пробоотбора	Примечание
14 ⁵⁰	Запуск пробоотборника «ПУРГА-К» № 2	
14 ⁵⁵	Появление первых капель жидкого азота на выходе пробоотборника	Начало отбора пробы №1
15 ⁵⁵	Закончен отбор пробы № 1 и запущен пробоотборник «ПУРГА-К» № 1	Объем пробы 1100 мл (297 л)* Высота столба 180 мм (измерение начато в 15 ⁵⁸)
15 ⁵⁹	Появление первых капель жидкого азота на выходе пробоотборника	Начало отбора пробы №2
16 ⁴⁵	Закончен отбор пробы № 2 и запущен пробоотборник «ПУРГА-К» № 2	Объем пробы 700 мл (189 л)* Высота столба 120 мм (измерение начато в 16 ⁵²)
16 ⁵⁰	Появление первых капель жидкого азота на выходе пробоотборника	Начало отбора пробы №3
17 ⁴⁴	Закончен отбор пробы № 3 и запущен пробоотборник «ПУРГА-К» № 1	Объем пробы 1000 мл (270 л)* Высота столба 175 мм (измерение начато в 17 ⁴⁷)
17 ⁴⁸	Появление первых капель жидкого азота на выходе пробоотборника	Начало отбора пробы №4
18 ²¹	Закончен отбор пробы № 4	Объем пробы 720 мл (195 л)* Высота столба 120 мм (измерение начато в 18 ⁵²)

* - Первое число показывает объем жидкого воздуха, второе – рассчитанный объем газообразного воздуха

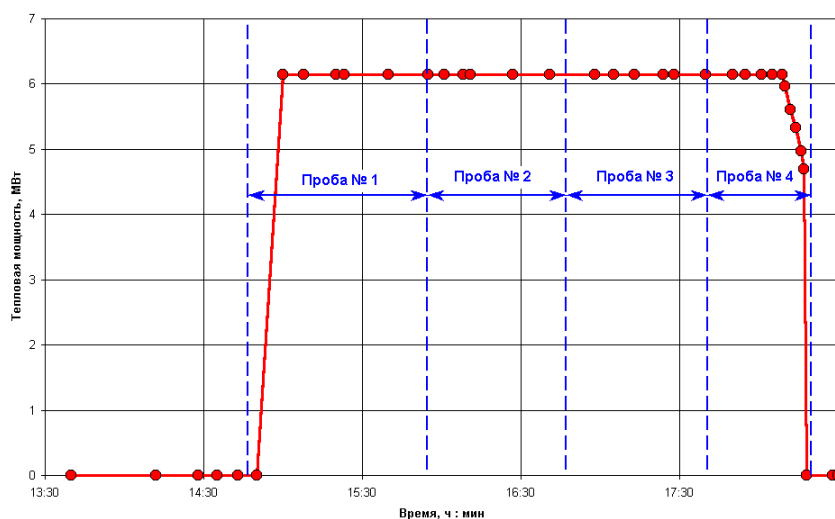


Рисунок 3. Временная привязка пробоотбора к режиму работы реактора

Все отобранные пробы измерялись на гамма-спектрометре на базе многоканального амплитудного анализатора АИ-1024-95М с германий-литиевым коаксиальным полупроводниковым детектором типа ДГДК-32В. Измерение отобранных проб проводилось в помещении 26 здания 101 КИР «Байкал-1». Спектры измеренных проб, приведенных к одному объему, представлены на рисунке 4.

Из рисунка видно, что загрязненность воздуха незначительно меняется в течение пуска. Качественный анализ полученных спектров позволил оп-

ределить γ -излучающие нуклиды, входящие в состав анализируемых проб воздуха (рисунок 5).

Поскольку пробы измерялись недостаточное для формирования близкого к гауссовскому распределению пика полного поглощения (ППП) время (45 мин), полученные спектры не могли быть обработаны программой Balti S и обрабатывались вручную при помощи программы Peak Explorer.

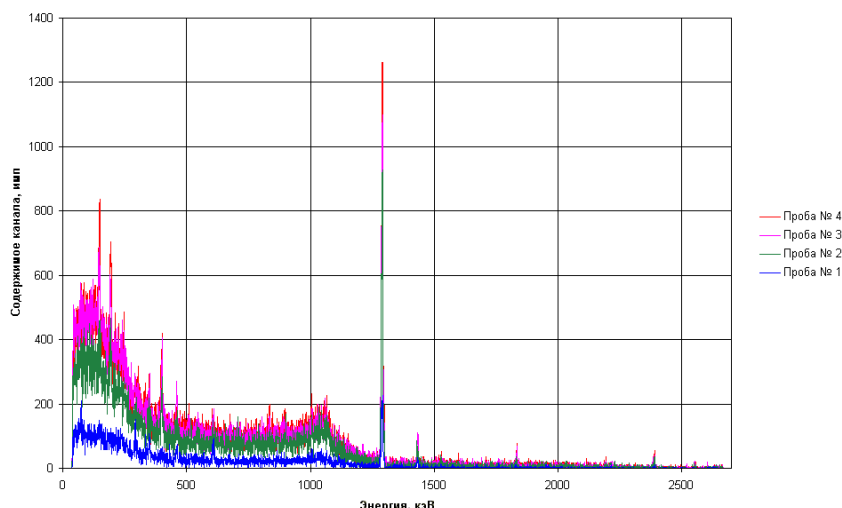


Рисунок 4. Сопоставление гамма-спектров проб №1 - 4 в пересчете на 1 м^3 газообразного воздуха

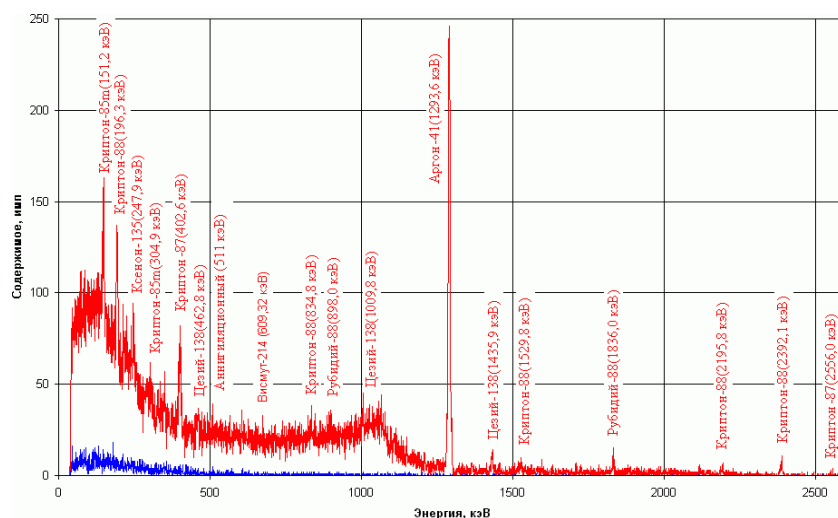


Рисунок 5. Радионуклиды, обнаруженные в пробах воздуха (на примере пробы №4)

Программа Peak Explorer (Version 1.1, Copyright 2001-2002 by Konstantin Gruzlov) предназначена для обработки графиков, имеющих сильно выраженные локальные максимумы (пики). Программа определяет положение центра пика, координаты вершины пика, вычисляет площадь пика, стандартное отклонение площади пика. Положение центра пика определяется путем экстраполяции точек пика, находящихся вблизи максимума. Для более корректного представления обнаруженные пики описываются функцией Гаусса (красная линия на рисунке 6).

Гамма-спектры, записанные в формате программы Balti S, при помощи программы-конвертора, разработанной специалистами лаборатории, были приведены к виду, распознаваемому программой Excel из пакета Microsoft Office. Из всего полученного массива данных копировались отдельные фрагменты, содержащие пики, для расчета программой Peak Explorer. Пример обработки пика аргона-41 с помощью этой программы представлен на рисунке 6.

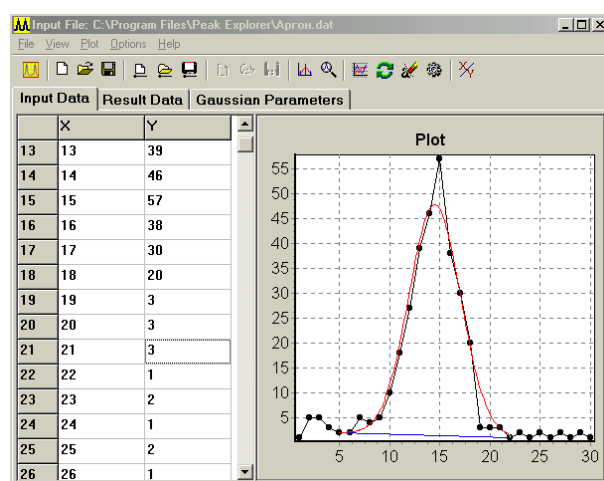


Рисунок 6. Рабочее окно программы Peak Explorer

Предварительно была проведена калибровка спектрометра по абсолютной эффективности регистрации для каждой геометрии измерения. Для этого

был приготовлен эталонный раствор европия-152 в дистиллированной воде (активность внесенного количества европия для исключения ошибок была измерена в точечной геометрии). По измеренным спектрам для геометрий 100, 200, 300, 400, 500, 600, 700, 800, 900 и 1000 мл при помощи программы Balti S были получены кривые абсолютной эффек-

тивности регистрации в зависимости от энергии гамма-кванта. Исходя из активности внесенного радионуклида и относительной эффективности регистрации его гамма-квантов были построены графики абсолютной эффективности регистрации с учетом формы кривой, полученной при машинной калибровке детектора (рисунок 7).

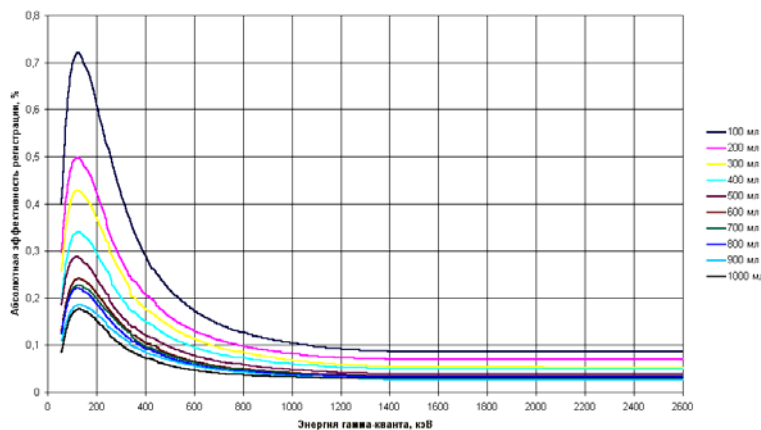


Рисунок 7. Кривые абсолютной эффективности регистрации детектора

По измеренным площадям ППП для каждой геометрии и с учетом абсолютной эффективности регистрации детектора для различных энергий гамма-квантов и разности плотностей жидкого воздуха и воды были рассчитаны объемные активности всех обнаруженных гамма-излучающих радионуклидов. Результаты расчета представлены в таблице 2.

Анализ таблицы показывает, что все загрязняющие нуклиды относятся к короткоживущим и не могут создать существенного загрязнения территории технической и санитарно-защитной зон КИР «Байкал-1».

Гистограмма, изображенная на рисунке 8, показывает соотношение активностей радионуклидов в каждой отобранной пробе и является наглядным отображением таблицы 2.

В ходе исследования было обнаружено два вида загрязняющих веществ – продукты деления (в основном инертные радиоактивные газы с продуктами их распада) и активационные продукты (аргон-41). На гистограмме отчетливо видно, что основная составляющая общей активности определяется активностью изотопа аргона-41. Происхождение его объясняется наличием в воздухе изотопов природного аргона. Его содержание в земной атмосфере составляет 0,93% (об.) в виде смеси стабильных изотопов: аргон-40 (99,6%), аргон-38 (0,063%) и аргон-36 (0,337%) [4]. Аргон-40 под действием потока нейтронов, возникающих при работе реактора, активируется, превращаясь в аргон-41.

Таблица 2. Объемная активность радионуклидов, обнаруженных в отобранных пробах

Изотоп	Энергия γ -кванта, кэВ	Квантовый выход, %	Период полураспада	Объемная активность в пробах, кБк/м ³			
				№1	№2	№3	№4
Аргон-41	1239,62	99,2	1,83 ч	3,00	10,74	13,92	16,00
Криптон-85	151,2 304,9	75,5 14,0	4,48 ч	0,065	0,62	1,32	0,98
Криптон-87	402,6 2556,0	49,5 13,2	76,3 мин	-	0,91	2,51	2,43
Криптон-88	196,3 834,8 1529,8 2195,8 2392,1	26,0 13,0 10,9 13,2 34,6	2,84 ч	-	2,06	3,72	3,00
Рубидий-88	898,0 1836,0	14,4 21,9	17,8 мин	-	0,78	0,96	1,03
Ксенон-135	247,9	90,1	9,09 ч	-	0,15	0,36	0,46
Цезий-138	462,8 1009,8 1435,9	30,7 29,8 76,3	32,2 мин	0,26	0,795	1,00	0,42
Радон-222 (по висмуту-214)	609,4 1120,4 1764,7	43,0 14,5 14,7	19,9 мин	1,11	1,51	1,29	1,12

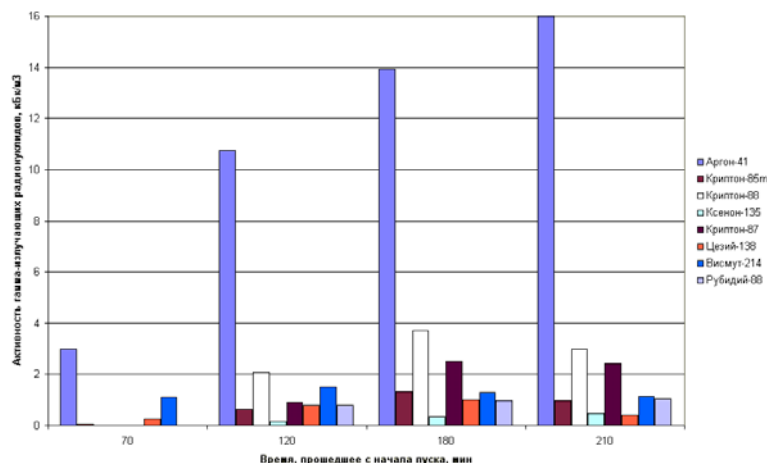


Рисунок 8. Соотношение активностей гамма-излучающих радионуклидов за период пуска

Инертные радиоактивные газы криптон-85, криптон-87, криптон-88 и ксенон-135 являются продуктами деления урана-238, входящего в состав ядерного топлива. Рубидий-88 образуется в результате распада криптона-88. Первоначально образующейся криптона-88, проникающий через стенки реактора в подреакторное помещение, распадается с образованием рубидия-88. Висмут-214 является продуктом распада радона-222. Радон-222 – природный изотоп, относящийся к радиоактивному семейству тория, выделяется из радиоактивных элементов земной коры, постепенно распределяясь на поверхности

земли, в воде и атмосфере. Радон является самым тяжелым из инертных газов, в связи с чем, наибольшее его концентрирование происходит в воздухе подземных коммуникаций. Это объясняет его присутствие в реакторных помещениях, находящихся под землей. Содержание радона остается практически неизменным на протяжении всего пуска.

Проведенные исследования показали принципиальную возможность использования криогенного пробоотборника «ПУРГА-К» при определении объемной активности воздушных выбросов реактора.

ЛИТЕРАТУРА

1. Сборник правил и норм по радиационной безопасности в атомной энергетике (том III), МЗ СССР, М., 1989, 422 с.
2. Авторское свидетельство СССР по заявке №. 25189661/25-26, кл G 01 N 1/22, 1977.
3. Методики радиационных исследований на стенде, М., ИБФ МЗ СССР, 1985, 196 с.
4. Справочник химика, т. I «Химия», Л., 1971г, 1072 с.

АУАДАҒЫ РАДИОАКТИВТІ ЛАҚТЫРЫНДЫЛАРДЫ АНЫҚТАУ ҮШІН «ПУРГА-К» КРИОГЕНДІ СЫНАМА ІРІКТЕУШІН ҚОЛДАНУ

Сергеев В.Ю., Ляхова О.Н.

ҚР ҰАО Атом энергиясы институты, Курчатов каласы, Қазақстан

П-02-2 іске қосында ИВГ.1 М реакторының жұмысы кезіндегі тәжірибелік деректер негізінде реактордың ауа лақтырындыларының сынамаларын іріктеудің принципті мүмкіндігі көрсетілді.

USAGE OF CRYOGENIC SAMPLER "PURGA-K" TO DETERMINE RADIOACTIVE RELEASE INTO ATMOSPHERE

V.Yu. Sergeev, O.N. Lyakhova

Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

Based on the experimental data, obtained at the operation of reactor IVG.1M on the start p-02-2, the principal possibility of sampling of reactor air release is shown

УДК 621.039.53.536

**ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИЗУЧЕНИЕ СПОСОБОВ ОГРАНИЧЕНИЯ
ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОМПОНЕНТОВ КОРИУМА С УГЛЕРОДОМ****Жданов В.С., Бакланов В.В., Малышева Е.В.***Институт атомной энергии ИЯЦ РК, Курчатов, Казахстан*

Представлены результаты исследования способов снижения влияния углерода на расплав имитатора активной зоны легководного реактора при разогреве шихты в графитовом тигле методом индукционного нагрева. Изучена стойкость покрытий из тугоплавких покрытий на поверхности графитовых тиглей и применения защитных вставок из вольфрама. Обнаружен эффект "самоограничения" взаимодействия при использовании шихты, содержащей более 15%_{масс.} металлического циркония. Отработана технология нанесения защитного покрытия на основе циркония, которое испытано при плавлении шихты, состоящей из окислов урана и циркония. Экспериментально подтверждена возможность плавления имитатора кориума в графитовом тигле без применения дополнительных защитных мер для получения кориума требуемого состава. Начато изучение состава и свойств результирующей композиции кориума.

ВВЕДЕНИЕ

При моделировании тяжелой аварии на легководных ядерных реакторах с плавлением активной зоны важным условием является получение расплава смеси материалов, теплофизические и физико-химические свойства которого наиболее близки к натурным условиям. Многие исследователи применяют смесь реальных компонентов активной зоны в реальном соотношении, которое имеет место к моменту полного плавления активной зоны в реакторах с водой под давлением (PWR) или в реакторах на кипящей воде (BWR). Одним из главных узлов экспериментальной установки является электроплавильный узел, в котором выполняется плавление имитатора кориума. Большинство исследователей применяют для этих целей индукционный нагрев.

В ИАЭ для изготовления плавильных тиглей индукционного плавильного узла применяется графит вследствие его высокой термостойкости и оптимального, с точки зрения индукционного нагрева, удельного электрического сопротивления. Но при этом возникает проблема ограничения возможного взаимодействия компонентов кориума с углеродом при высокой температуре, которое приводит, с одной стороны, к значительной эрозии стенок тигля и снижению его несущей способности, с другой стороны, к формированию карбидных и оксикарбидных компонентов в расплаве, что искажает характер последующего взаимодействия расплава с элементами силовых конструкций реактора. Последующее применение полученных данных в расчетных кодах приведет к значительной неопределенности интерпретации сценариев развития тяжелой аварии.

Возможны следующие варианты защиты от нежелательного взаимодействия.

1. Использование покрытий из тугоплавких материалов на поверхности графитовых тиглей;
2. Использование внутренних вставок из тугоплавких металлов в графитовые тигли;

3. Выбор вариантов загрузки шихты, при которых в процессе разогрева формируются защитные барьеры из карбидов некоторых компонентов шихты;
4. Использование комбинаций вышеперечисленных методов.

Для изучения эффективности различных способов ограничения взаимодействия между углеродом и компонентами кориума выполнена серия маломасштабных экспериментов на установке индукционного нагрева ИП1-60М. Эксперименты выполнялись в модельных тиглях, которые вмещают в себя около 100 г UO_2 содержащей шихты, моделирующей комбинации материалов для реакторов PWR и BWR.

В результате выполненных экспериментов выявлено, что в случае использования покрытий из тугоплавких карбидов на поверхности графитовых тиглей эффективность защиты в значительной степени зависит от качества этих покрытий. Наличие незначительных дефектов в покрытиях или участков с плохой адгезией покрытия к поверхности графита приводит к отслаиванию покрытия и попаданию посторонних материалов в расплав. Участки с поврежденным покрытием являются зародышами последующей эрозии графита.

Применение вставок из металлического тантала показало низкую надежность защиты вследствие деформации вставок в результате нагрева и взаимодействия тантала с углеродом. Тантал при карбидизации сильно охрупчивается, что приводит к частичному разрушению вставки в процессе разогрева. Кроме того, металлический тантал взаимодействует с металлическими и оксидными компонентами шихты, что приводит к формированию посторонних соединений в конечном продукте (кориуме).

Применение вольфрамовых вставок в качестве барьера между шихтой и графитом требует защиты самого вольфрама от взаимодействия с углеродом. Максимальная температура нагрева шихты в тиглях с вольфрамовыми вставками ограничена температурой, при которых начинается деформация вставок

вследствие сильного возрастания пластичности вольфрама.

При плавлении имитаторов кориума для случая BWR (с повышенным содержанием металлического циркония в исходной шихте) обнаружен эффект "самоограничения" взаимодействия шихты с углеродом вследствие формирования тонкой пленки из карбида циркония на границе между расплавом и графитом. Обнаружение этого эффекта послужило толчком к разработке технологии нанесения расплава циркония на внутреннюю поверхность графитового тигля с последующей (или одновременной) карбидизацией слоя циркония. Полученное покрытие оказалось весьма эффективным защитным барьером между кориумом и углеродом в процессе плавления шихты для имитации кориума обоих типов реакторов. Циркониевое покрытие успешно применялось также в комбинации с вольфрамовой вставкой для предотвращения образования карбидов вольфрама, а также в экспериментах по оценке температуры плавления компонентов бетона.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ УСТАНОВКА

Стенд индукционного нагрева (рисунок 1) создан на базе электролампового генератора ВЧГ1-60/0,066 и герметичной водоохлаждаемой рабочей камеры с индуктором. Стенд позволяет осуществлять быстрый нагрев любых малогабаритных образцов до высокой температуры с последующим их охлаждением за счет утечек тепла в водоохлаждаемый индуктор при отключенном генераторе.



1 – шкаф генератора ВЧГ1-60/0,066; 2 – рабочая камера;
3 – коллектор системы водяного охлаждения;
4 – органы регулирования газовой системы; 5 – пирометры

Рисунок 1. Внешний вид стенда ВЧГ-135

На стенде предусмотрена возможность видеосъемки процесса нагрева и охлаждения образца через смотровое окно в крышке рабочей камеры, а также возможность отбора проб газа в процессе эксперимента. Рабочая камера стенда оснащена резервными электрическими проходками для реализации различных электрических измерений в процессе эксперимента.

Комплект технологического оборудования стенда включает в себя:

- систему водяного охлаждения, содержащую контур охлаждения генераторной лампы;
- контур охлаждения индуктора и контур охлаждения корпуса рабочей камеры;
- форвакуумный насос для откачки воздуха из камеры и дегазации экспериментальной сборки перед экспериментом;
- систему заполнения камеры инертным газом;
- органы регулирования давления среды в камере в процессе эксперимента;
- органы управления параметрами генератора.

Основные технические характеристики стенда для маломасштабных экспериментов приведены в таблице 1.

Таблица 1. Основные характеристики установки ИП1-60М

Частота генератора, кГц	66
Частота питающей сети, Гц	50
Напряжение питающей сети, В	380
Внутренний диаметр рабочей камеры, мм	500
Высота рабочей камеры, мм	800
Размеры индуктора, мм	Ø80×150
Расстояние от смотрового стекла до нагреваемого объекта, мм	250
Датчики температуры	термопары, пирометры
Газовая среда в рабочей камере	вакуум, аргон
Максимальная масса загружаемой шихты, г	150

Корпус рабочей камеры установки ИП1-60М охлаждается водой, что позволяет разместить на его внутренней поверхности "холодные" спаи термопар. Типовая схема экспериментальной сборки приведена на рисунке 2.

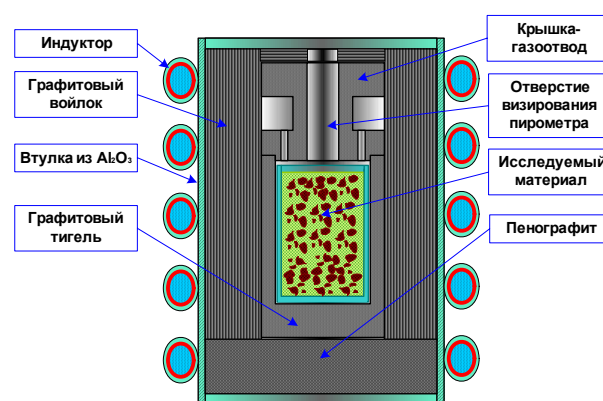


Рисунок 2. Экспериментальная сборка

Информационно-измерительная система стенда позволяет осуществлять непрерывную регистрацию температур образца и элементов конструкции (измеряемых пирометром и термопарами), подводимой к индуктору электрической мощности, давления среды в полости рабочей камеры, давления воды в индукторе и ее подогрева в процессе эксперимента.

РЕЗУЛЬТАТЫ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Эксперименты с применением карбидных покрытий на поверхности графитовых тиглей

Учитывая ранее выполненные экспериментальные исследования химической стойкости тугоплавких карбидов по отношению к расплаву диоксида урана выполнена серия экспериментов по оценке эффективности карбидных покрытий на поверхности графитовых тиглей. В экспериментах использовались графитовые тигли с покрытиями из карбида тантала, карбида ниобия, а также с двухслойным покрытием NbC+TaC. Покрытие наносилось методом химического осаждения из пентахлорида тантала (ниобия). Толщина покрытия составляла 120...150 мкм (суммарная толщина двухслойного покрытия составляла 250 мкм).

В качестве компонентов исходной шихты использован весь набор возможных материалов (рисунок 3). Нагрев выполнялся до температуры ~2800°C в течение 20 минут с 3-минутной выдержкой при максимальной температуре и последующим быстрым охлаждением (до температуры 700°C в течение 15 минут).

Результаты экспериментов показаны на рисунке 4.

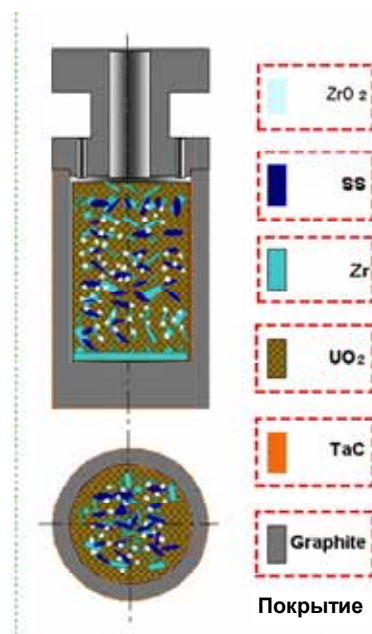


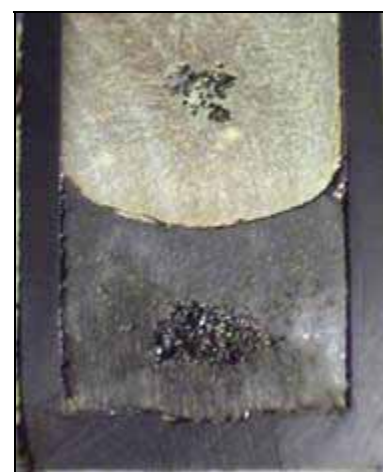
Рисунок 3. Схема загрузки тигля в экспериментах с карбидными покрытиями



а) Покрытие TaC



б) Покрытие NbC



в) Покрытие NbC+TaC

Рисунок 4. Результат испытаний карбидных покрытий

Из рисунка 4 видно, что покрытие из карбида тантала (рисунок 4а) в целом выдержало испытания. Особо следует отметить, что карбид тантала не удержал нержавеющей сталь (в верхней части застывшего расплава отдельный слиток нержавеющей стали "растворил" покрытие и в этом месте наблюдается эрозия графита). В застывшем расплаве наблюдаются мелкодисперсные частицы карбида тантала, осыпавшегося со стенок графитового тигля в процессе эксперимента. Вероятно, отслоение покрытия произошло вследствие разницы в температурных коэффициентах линейного расширения графита и карбида тантала.

Покрытие из карбида ниобия не выполнило защитной функции, рисунок 4б. Как в донной, так и в боковой части тигля наблюдается эрозия графита на глубину до 40% исходной толщины.

Наилучший результат получен при использовании комбинированного NbC+TaC покрытия, рисунок 4в (Следует отметить, из-за замеченной ранее эрозии покрытия в месте взаимодействия с нержавеющей сталью в данном эксперименте сталь не загружалась в тигель). Эрозия графита практически полностью отсутствует, но наружный слой покрытия (TaC) также осыпался в процессе испытания и перемешался с расплавом.

Таким образом, применение карбидных покрытий может существенно снизить эрозию графита и образование карбидных фаз в кориуме при индукционном плавлении, но присутствие фрагментов покрытия в расплаве может исказить картину теплофизического взаимодействия расплава с элементами конструкции. Учитывая высокую плотность

карбида тантала, массовая доля этих фрагментов может оказаться весьма существенной.

Эксперименты с применением вставок из металлического тантала

Выбор листового тантала для защиты графитового тигля объясняется легкостью механической обработки тантала при изготовлении вставок в графитовые тигли. Проблема применения тантала состоит только в сложности сварки швов. При обычной аргоно-дуговой сварке необходим дополнительный подогрев заготовки из-за высокой температуры плавления тантала. Кроме того, недопустимо присутствие кислорода в сварном шве, т.к. образующиеся при сварке окислы тантала имеют весьма низкую температуру плавления (около 1600°C).

Выполнено несколько десятков экспериментов с вставкой из металлического тантала в качестве защиты графитового тигля. В общем случае все эксперименты разделялись на две группы.

1. Эксперименты с предварительной карбидизацией тантала. В этой группе экспериментов тигель с танталовой вставкой нагревался в среде углерода для получения пленки из карбида тантала на поверхности вставки с целью ограничения взаимодействия металлических компонентов шихты с танталом на ранней стадии разогрева и предотвращения формирования легкоплавких эвтектик. Затем в охлажденный тигель загружалась исследуемая шихта и выполнялось ее плавление.
2. Эксперименты без предварительной карбидизации тантала. В этой группе экспериментов в тигель с танталовой вставкой загружалась исследуемая шихта и нагревалась до плавления. При этом предполагалось, что углеродная среда, неизбежно образующаяся в экспериментальной сборке при разогреве, успеет сформировать карбидный слой на поверхности танталовой вставки вследствие повышенной химической активности тантала при высокой температуре.

В экспериментах варьировалось соотношение компонентов шихты. В общем случае шихта содержала диоксид урана, диоксид циркония, металлический цирконий и нержавеющую сталь. Наиболее представительные результаты экспериментов показаны на рисунке 5.

Из фотографий продольных разрезов тиглей видно, что результат плавления практически не зависит от наличия или отсутствия предварительной карбидизации тантала. В обоих случаях наблюдается сильная деформация защитной вставки, особенно в донной части. Глубина эрозии графита составляет до 25% толщины стенки тигля. В результирующей композиции обнаружено наличие карбидных и оксикарбидных фаз.



а) С предварительной карбидизацией



б) Без предварительной карбидизации

Рисунок 5. Результат плавления шихты в тиглях с танталовой вставкой

Следует также принимать во внимание возможность отслоение карбидизированного слоя тантала и попадание его фрагментов в расплав, как в предыдущей группе экспериментов.

Эксперименты с применением вставок из вольфрама

Учитывая высокую температуру плавления вольфрама, которая превышает температуру плавления наиболее тугоплавкого компонента активной зоны – диоксида урана, выполнена серия экспериментов с применением вольфрамовой вставки в качестве защитного барьера между кориумом и графитовым тиглем. В экспериментах варьировался состав шихты, а именно, - содержание металлического циркония (Вольфрам образует эвтектические сплавы практически со всеми металлами, кроме меди. В

экспериментах с повышенным содержанием металлического циркония оценивалась возможность эрозии стенки вольфрамовой вставки вследствие взаимодействия с цирконием.), длительность выдержки расплава при максимальной температуре нагрева и способ защиты вольфрама от взаимодействия с углеродом (При высокотемпературном взаимодействии вольфрама с углеродом образуются карбиды вольфрама, температура плавления которых не превышает 2800°C. Это явно недостаточно для удержания расплава диоксида урана, температура плавления которого составляет 2850°C.).

В экспериментах применялись вставки из вольфрама с толщиной стенки 1,5 мм (рисунок 6).



Рисунок 6. Внешний вид вольфрамовой вставки

В качестве промежуточного слоя между графитом и вольфрамом использовались:

- Вставка из металлического тантала;
- Покрытие из карбида тантала на поверхности графитового тигля;
- Покрытие из циркония на поверхности графитового тигля.

Состав исходной шихты: UO_2 (78%масс), ZrO_2 (17%масс) и Zr (5%масс). В эксперименте с Zr покрытием в исходной шихте отсутствовал металлический цирконий, а максимальная температура нагрева составила 2800°C. Нагрев выполнялся в течение 20 минут до температуры 2750°C с последующей выдержкой при максимальной температуре 3 минуты и быстрым, в течение 15 минут, охлаждением. Результаты экспериментов приведены на рисунке 7. (В эксперименте с TaC покрытием застывший слиток расплава легко извлекался из вольфрамовой вставки и был разрезан отдельно от тигля. Вольфрамовая вставка в последствии была использована в другом эксперименте.).

В общем случае результат применения вольфрамовой вставки оказался положительным при нагреве шихты вплоть до температуры 2800°C. Все испытанные способы защиты вольфрама от взаимодействия с углеродом при нагреве оказались достаточно эффективными. Исключение составляет верхняя кромка вольфрамовой вставки, которая в результате взаимодействия с незащищенной крышкой тигля слегка оплавилась, рисунок 7а. Анализ полученного расплава показан присутствием в слитках только одной фазы – твердого раствора окислов урана и циркония ($\text{U}_{x-1}\text{Zr}_{1-x}\text{O}_2$).

Попытка плавления диоксида урана (без добавок циркония и окиси циркония) в графитовом тигле с вольфрамовой вставкой привела к тому, что вольфрамовая вставка потеряла устойчивость вследствие сильно возросшей пластичности и деформировалась под собственным весом, рисунок 8.



а) Танталовая вставка



б) TaC - покрытие



в) Zr - покрытие

Рисунок 7. Результат применения вольфрамовой вставки с различными промежуточными слоями



Рисунок 8. Результат плавления диоксида урана

Максимальная температура нагрева в эксперименте составила 2900°C. Танталовый подслей вообще расплавился и стек на дно тигля. Вероятно, способ защиты с применением металлического вольфрама возможен только до температуры не более 2800°C, хотя для однозначного ответа на этот вопрос следует выполнить эксперимент с применением промежуточного слоя из карбида тантала или карбидизированного циркония. Не исключено, что вольфрам потерял устойчивость под давлением расплавленного тантала.

Для проверки длительной устойчивости вольфрамовой вставки при температуре плавления смеси $\text{UO}_2 + \text{ZrO}_2 + \text{Zr}$ выполнен эксперимент с 15-минутной выдержкой расплава при максимальной температуре. При этом вольфрамовая вставка выдержала испытание, хотя танталовый подслей практически полностью карбидизировался и начал разрушаться на мелкие фрагменты, рисунок 9.



а) Слиток расплава



б) Внутренняя поверхность W-вставки



в) Танталовый подслей

Рисунок 9. Результат плавления с длительной выдержкой

И, наконец, для оценки риска образования легкоплавкой эвтектики "вольфрам – цирконий" выполнен эксперимент с шихтой, содержащей 15%_{масс} циркония. Максимальная температура нагрева составила 2750°C при выдержке 3 минуты. После эксперимента застывший слиток расплава легко извлекался из вольфрамовой вставки, рисунок 10а. Внутренняя поверхность вольфрамовой вставки приобрела серебристый цвет в зоне контакта со слитком, а на границе между боковой стенкой и дном вставки появился небольшой металлоподобный наплыв, рисунок 10б.



а) Слиток расплава



б) Внутренняя поверхность W-вставки

Рисунок 10. Результат плавления с повышенным содержанием циркония

Вероятно, взаимодействие между вольфрамом и цирконием произошло, но оно не носило катастрофический характер. Вставка выдержала испытание и сохранила первоначальную геометрию. Очевидно, что процесс растворения диоксида урана в расплаве циркония (образование соединения вида $(U,Zr)O_2$) значительно опережает процесс взаимодействия циркония с вольфрамом.

Исследование содержания циркония на состояние экспериментальной сборки

В некоторых экспериментах по изучению расплава компонентов активной зоны реактора BWR было замечено отсутствие эрозии стенки графитового тигля. Такой эффект наблюдался в случае повышенного (свыше 15%_{масс}) циркония в качестве одного из компонентов расплава и практически не зависел от способа размещения циркония в исходной шихте, рисунок 11.

Результат плавления шихты с повышенным содержанием циркония показан на рисунке 12.

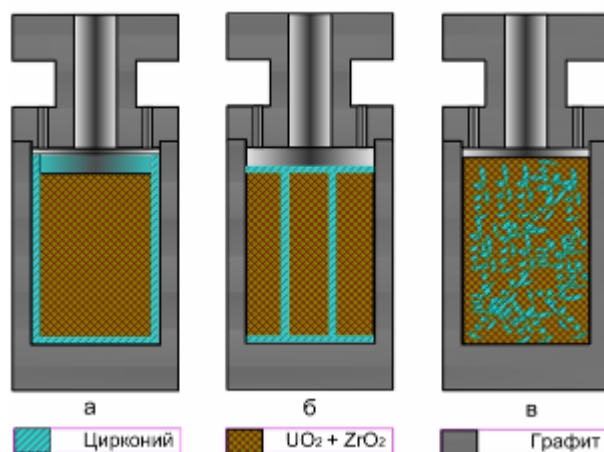


Рисунок 11. Способы загрузки циркония в тигель

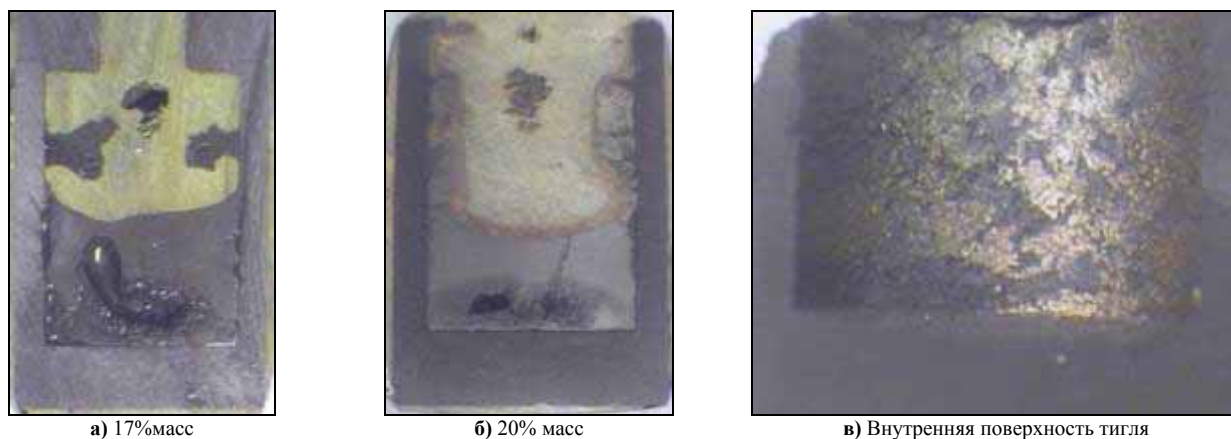


Рисунок 12. Результат плавления шихты с повышенным содержанием циркония

На внутренней поверхности графитовых тиглей обнаружена тонкая пленка желтоватого цвета. Фазовый анализ образцов этой пленки показал наличие в ней карбида циркония. В то же время в общей массе застывшего расплава карбидных фаз обнаружено не было. В серии экспериментов найдено граничное содержание циркония в исходной шихте, при котором еще наблюдается эффект "самоограничения" эрозии. Для шихты, содержащей 78%_{масс} диоксида урана необходимо содержание металлического циркония не менее 12%_{масс} (остальное – диоксид циркония).

Отработка технологии нанесения циркония на поверхность графитового тигля

Явление, описанное в предыдущей главе, было решено использовать для предварительного создания

защитного барьера с применением материала, являющегося компонентом активной зоны. В случае успешного нанесения циркония на внутреннюю поверхность графитового тигля с последующей карбидизацией циркония тигель можно применять для плавления смеси оксидов без опасения, что произойдет эрозия тигля и карбидизация компонентов кориума.

Разработано несколько вариантов экспериментальныхборок, позволяющих создать слой циркония на внутренней поверхности графитового тигля, рисунок 13.

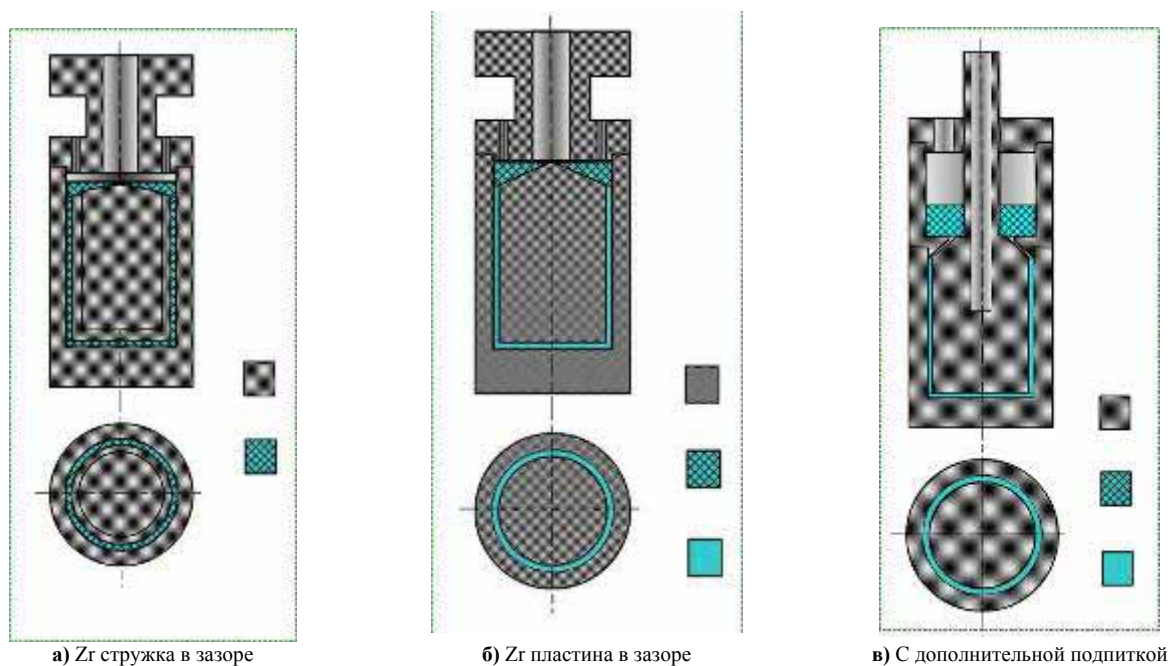


Рисунок 13. Экспериментальные сборки для нанесения циркония

При изготовлении деталей экспериментальных сборок для внутренних вставок применялся более плотный графит для того чтобы, во-первых, замедлить остывание сборки при отключении индуктора за счет тепла, запасенного во внутренней вставке, во-вторых, обеспечить лучшее налипание циркония на внутреннюю, более шероховатую поверхность тигля.

В результате предварительных экспериментов обнаружено, что расплавленный цирконий очень хорошо смачивает графитовую поверхность при температуре нагрева около 1900°C с выдержкой не более 3 минут. При этом получено прочное налипание циркония и на внутреннюю вставку, что явилось препятствием к ее последующему извлечению. Цирконий в процессе эксперимента карбидизировался, так что соединение тигля с внутренней деталью получалось очень прочным, рисунок 14. Практически не удалось извлечь вспомогательные вставки без повреждения стенки основного тигля.

Обнаружен также капиллярный механизм растекания расплава циркония по вертикальной графитовой стенке. Тонкая пленка циркония толщиной порядка 50 микрон обнаружена выше места первоначального нахождения металлической шихты при явном недостатке циркония ниже в зазоре. Цирконий даже частично смачивал крышку модельного тигля, рисунок 15.



Рисунок 14. Результаты предварительных экспериментов



Рисунок 15. Крышка тигля, покрытая цирконием

Анализ предварительных экспериментов показал, что покрытие из циркония можно нанести на внутреннюю поверхность тигля, используя комбинацию контактных методов нанесения покрытий "растекание" и "оплавление" (*Растекание* – на подложку, нагретую до температуры плавления материала покрытия, наносится порция материала покрытия, которая, растекаясь по поверхности, образует покрытие. *Оплавление* – изделие покрывается слоем порошка или фольги из материала покрытия и нагревается до температуры плавления материала покрытия [1]). Ниже описан способ, применение которого позволило достигнуть желаемый результат.

В тигель помещалось кольцо, изготовленное из листового металлического циркония толщиной 0,8 мм наружным диаметром равным внутреннему диаметру тигля. Благодаря некоторым упругим свойствам кольцо расклинивалось в верхней части тигля и достаточно плотно прилегало к стенке тигля, рисунок 16. Подготовленную таким способом сборку помещали в индукционную печь ИП1-60М и нагревали до температуры 1900°C с выдержкой 2...3 минуты. В результате на внутренней поверхности тигля получилось покрытие толщиной от 50 до 150 мкм. Масса циркония, необходимая для получения полного покрытия тигля внутренним диаметром 27 мм и высотой 44 мм, равна $4,5 \pm 0,3$ г, т.е., приблизительно 0.15 г на квадратный сантиметр поверхности.

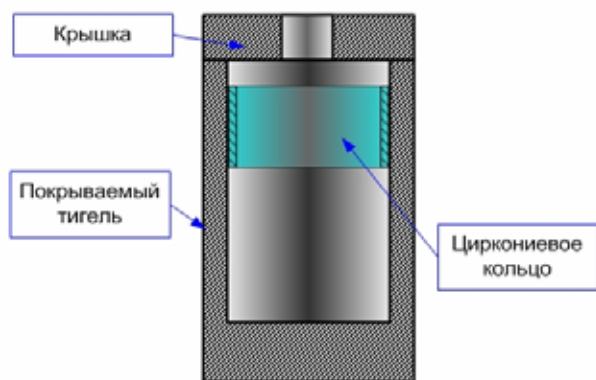


Рисунок 16. Схема загрузки тигля для покрытия

Тигель с полученным покрытием разрезали в диаметральной плоскости (рисунок 17) для оценки толщины и качества покрытия. Толщину измеряли объект-микрометром микротвердомера ПМТ-3М. В верхней части тигля покрытие составило около 50 мкм, в средней и нижней части 70 мкм, на дне тигля 150 мкм.



Рисунок 17. Разрез тигля с покрытием

Рентгеноструктурный анализ показал наличие карбида циркония в полученном покрытии. Соотношения между массой загружаемого циркония и площадью внутренней поверхности тигля, позволяющие получать равномерный слой без значительных утолщений в донной части тигля получены экспериментально. Очевидно, что эти соотношения будут зависеть также от типа применяемого графита, размеров тигля, градиента температуры по высоте тигля в процессе нагрева и т.п. Способ размещения металлического циркония в тигле также может быть изменен в случае применения описываемого способа для тиглей больших размеров.

Несомненными являются только два условия:

1. Необходимо обеспечить начальный плотный контакт между загружаемым цирконием и внутренней поверхностью графита;
2. Необходимо обеспечить максимально возможный темп нагрева экспериментальной сборки до температуры плавления, чтобы опередить преждевременную карбидизацию циркония.

Эксперимент по оценке стойкости покрытия.

Для проверки эффективности полученного защитного покрытия выполнены эксперименты с плавлением оксидных компонентов активной зоны. При этом металлический цирконий отсутствовал в исходной шихте.

Основные параметры эксперимента приведены в таблице 2.

Таблица 2. Параметры эксперимента

Параметры	
1. Загрузка, г.	
UO ₂	78
ZrO ₂	22
Zr	(покрытие 8г)
2. Марка графита тигля	R4340
3. Полная масса, г.	204,88
5. Нач. Р в камере, МПа	0,15
6. Кон. Р в камере, МПа	0,18
7. Max. напряжение, кВ	3,5
8. Max. T°C	2650
9. Выдержка при max. T°C	5
10. Конечная масса, г.	204,48

В результате эксперимента отмечено практически полное отсутствие эрозии внутренней поверхности графитового тигля, рисунок 18.



Рисунок 18. Продольный разрез тигля с застывшим расплавом

Элементный и фазовый анализ показали, что застывший расплав содержал только твердый раствор окислов урана и циркония.

Изучение состава расплава

Фазовый анализ образцов застывшего расплава показал, что в большинстве случаев композиция трансформируется в твердый раствор вида $(U_X, Zr_Y)O_2$, где индексы X и Y зависят от соотношения исходных компонентов. Замечено, что термодинамическая стабильность получаемого твердого раствора намного выше, чем стабильность исходных окислов урана и циркония. Выражение для растворения диоксида урана в расплаве циркония имеет вид [2]:

$$\%_{\text{масс}} UO_2(T, t) = 35,8 + [K(T)t]^{0,5}$$

где K = параболическая константа скорости $[(\%_{\text{масс}} UO_2)^2/c]$, T = температура (K), t = время (s).

Параболическая константа скорости K определена подгонкой функции Аррениуса к данным, получая:

$$K(T) = 1,01196 \times 10^{15} \exp(-677200/RT)$$

где R – универсальная газовая постоянная (8,314 Дж/моль·K).

На основании вышеприведенных выражений построен график Аррениуса уменьшения поверхностного слоя частиц диоксида урана в расплаве циркония для нескольких значений температуры нагрева, рисунок 19.

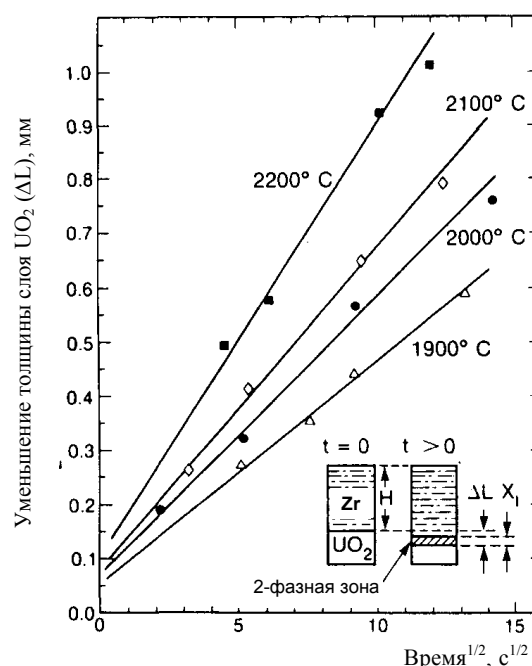


Рисунок 19. Уменьшение слоя UO_2 в расплаве циркония

Теоретический анализ показывает, что для растворения слоя диоксида урана толщиной 1 мм (это половина среднего диаметра частиц диоксида урана, применявшихся при загрузке в модельные тигли) достаточно 3 минут при температуре выше 2200°C. Если к моменту завершения растворения диоксида урана в цирконии температура композиции достигает точки плавления результирующего твердого раствора, то он получается достаточно однородным и не изменяет состава при дальнейшем нагреве или выдержке в расплавленном состоянии.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для изучения эффективности различных способов ограничения взаимодействия между углеродом и компонентами кориума выполнена серия мало-масштабных экспериментов на установке индукционного нагрева ИП1-60М. Изучены следующие варианты защиты графита от взаимодействия с компонентами кориума.

1. Покрытия из тугоплавких материалов на поверхности графитовых тиглей;
2. Внутренние вставки из тугоплавких металлов в графитовые тигли;
3. Выбор вариантов загрузки шихты, при которых в процессе разогрева формируются защитные барьеры из карбидов некоторых компонентов шихты;
4. Комбинации вышеперечисленных методов.

В результате выполненных экспериментов выявлено, что эффективность защиты при использовании покрытий из тугоплавких карбидов на поверхности графитовых тиглей в значительной степени зависит от качества этих покрытий. Наличие незначительных дефектов в покрытиях или участков с плохой

адгезией покрытия к поверхности графита приводит к отслаиванию покрытия и попаданию посторонних материалов в расплав. Участки с поврежденным покрытием являются зародышами последующей эрозии графита.

Применение вставок из металлического тантала показало низкую надежность защиты вследствие деформации вставок в результате нагрева и взаимодействия тантала с углеродом. Тантал при карбидизации сильно охрупчивается, что приводит к частичному разрушению вставки в процессе разогрева. Кроме того, металлический тантал взаимодействует с металлическими и оксидными компонентами шихты, что приводит к формированию посторонних соединений в конечном продукте (кориуме).

Применение вольфрамовых вставок в качестве барьера между шихтой и графитом требует защиты самого вольфрама от взаимодействия с углеродом. Максимальная температура нагрева шихты в тиглях с вольфрамовыми вставками ограничена температурой, при которых начинается деформация вставок вследствие сильного возрастания пластичности вольфрама. Тем не менее, в случае применения вольфрамовых вставок возможно их неоднократное использование при наличии надежного промежуточного слоя и в случае нагрева смесей, температура плавления которых не превышает 2800°C.

При плавлении имитаторов кориума для случая BWR (с повышенным содержанием металлического циркония в исходной шихте) обнаружен эффект "самоограничения" взаимодействия шихты с углеродом вследствие формирования тонкой пленки из карбида циркония на границе между расплавом и графитом.

Разработана технология нанесения покрытия из металлического циркония на внутреннюю поверхность

графитового тигля. В процессе охлаждения нанесенная пленка карбидизируется, образуя весьма надежный барьер между нагреваемой шихтой и графитовым тиглем. Полученное покрытие успешно применялось самостоятельно при плавлении смесей – имитаторов кориума PWR и BWR, в комбинации с вольфрамовой вставкой для предотвращения образования карбидов вольфрама, а также в экспериментах по оценке температуры плавления компонентов бетона.

Важным преимуществом применения покрытия из циркония является тот факт, что в исследуемый материал, имитирующий расплав композиции материалов активной зоны легководных реакторов, не попадают элементы, не входящие в состав активных зон, таких как тантал, вольфрам и т.п.

Очевидно, что технология нанесения защитного покрытия на тигли для полномасштабных экспериментов потребует соответствующих расчетов и методических экспериментов. Но полученный опыт может быть, несомненно, полезен для дальнейшего применения. Основные рекомендации к применению метода в других установках, это необходимость быстрого разогрева стенки тигля и циркония (не более 15 минут) до температуры плавления циркония (1850°C) и хороший контакт между графитом и цирконием в исходном состоянии. Необходимо учитывать также возможное наличие градиента температуры по высоте тигля в процессе его разогрева. Выполнение этих условий позволит предотвратить преждевременную карбидизацию циркония.

Применение защитных покрытий позволяет получать "чистые" фазы твердых растворов оксидов урана и циркония, которые могут применяться для анализа процессов взаимодействия кориума с водой, бетоном и материалом силового корпуса реактора.

ЛИТЕРАТУРА

1. Коломыцев П.Т.. "Жаростойкие диффузионные покрытия" "Металлургия" М., 1979г.
2. SCDAP/RELAP5/MOD3.1 Code Manual, Volume IV: MATPRO - A Library of Materials Properties for Light-Water-Reactor Accident Analysis, chapter 11. "Zirconium-uranium compounds"

КОРИУМ КОМПОНЕНТТЕРІНІҢ КӨМІРТЕГІМЕН ӨЗАРА ӘРЕКЕТІН ШЕКТЕУ ӘДІСТЕРІН ТӘЖІРИБЕЛІК ЗЕРДЕЛЕУ

Жданов В.С., Бакланов В.В., Малышева Е.В.

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатова каласы, Қазақстан

Көміртегінің жеңілсулы реактордың активті аймағы еліктеткішінің балқымасына шикіқұрамды графитті отбақырашта индукциялық қыздыру әдісімен қыздырған кездегі әсерін төмендету әдістерін зерттеу нәтижелері ұсынылуда. Графитті отбақыраштардың жоғарғы қабатындағы тығызбалқымалы қаптамалардан жасалған қаптамалардың және вольфрамнан жасалған қорғаныш ендімесінің тұрақтылығы зерделенді. 15 %_{салм.} астам металды цирконий бар шикіқұрамды қолданған кезде әсер өзара әрекеттесудің „өзін өзі шектеу“ әсері анықталды. Шикіқұрамды балқытқан кезде сыналған, уран тотығы мен цирконийден тұратын цирконий негізіндегі қорғаушы қаптама жалату технологиясы жаттықтырылды. Керекті құрамды кориум алу үшін кориум еліктеткішін графитті отбақырашта қосымша қорғаныс шараларын қолданбастан балқыту мүмкіндігі тәжірибелік расталды. Кориумның қорытқы композициясының құрамы мен қасиеттерін зерделеу басталды

EXPERIMENTAL STUDY OF CORIUM – CARBON INTERACTION LIMITATION METHODS

Vladimir S. Zhdanov, Victor V. Baclanov and Elena V. Malysheva

Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

Results of experimental research of carbon influence technique limitation on light water reactor (LWR) core melt stimulant during burden induction heating up in the graphite crucible. Stability of refractory coverings on the graphite crucible surface and applications of protective tungsten inserts is investigated. The effect of "self-restriction" of interaction is found out at use of burden containing more than 15wt% of metallic zirconium. The technology of drawing of coating application on the basis of zirconium, tested at melting of the burden, consisting of oxides of uranium and zirconium, is performed. The possibility of corium simulant melting in graphite crucible without application of additional protective measures for obtaining of corium of required composition is experimentally confirmed. Studying of composition and properties of the resulting corium is started.

УДК 621.039.53.536

ДВУМЕРНАЯ АБЛЯЦИЯ БЕТОНА В ПРОЦЕССЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА С БЕТОНОМ¹Жданов В.С., ²Васильев Ю.С., ¹Колодешников А.А., ³Маруяма Ю., ³Кожима Е., ³Нагасака Х., ³Като М.¹Институт атомной энергии ННЦ РК, Курчатов, Казахстан²Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов³NUPEC, Япония

Выполнена серия экспериментов МССИ (molten core/concrete interaction - взаимодействие кориума с бетоном.) по изучению двумерной абляции бетона при орошении водой поверхности кориума в бетонной ловушке. Расплав имитатора кориума, состоящий из диоксида урана, диоксида циркония, металлического циркония и нержавеющей стали подогревался с помощью индуктора в бетонной ловушке. Результаты экспериментов показали, что абляция боковой бетонной стенки была ослаблена за счет подачи воды на поверхность расплава. Постэкспериментальное исследование обнаружило наличие верхней корки, налипшей на боковую стенку бетонной ловушки, как это имело место в ранее выполненных экспериментах с тугоплавкой цилиндрической вставкой по боковой стенке. Оценены коэффициенты квазистационарного снижения скорости боковой абляции, которые практически не зависят от мощности индуктора и стремятся к единице. Для анализа одного из экспериментов применен модифицированный код СОСО для МССИ и охлаждаемости кориума за пределами силового корпуса. Подтверждена удовлетворительная способность кода по прогнозу скорости абляции бетонного основания.

ВВЕДЕНИЕ

Материалы расплавленной активной зоны (здесь и далее – кориум) скапливаются в днище силового корпуса реактора в процессе развития тяжелой аварии легководного реактора (ЛВР). В случае если тепловая нагрузка на днище от кориума превышает предел стойкости материала, днище корпуса разрушается и пропускает кориум в контейнмент реактора. Попадание кориума в контейнмент может привести к термическому взаимодействию кориума с бетонными конструкциями шахты реакторов с водой под давлением (PWR) или с бетонным основанием реакторов на кипящей воде (BWR). Так называемое взаимодействие кориума с бетоном (МССИ) является важнейшей проблемой безопасности ЛВР, т.к. МССИ способно угрожать целостности силового корпуса вследствие следующих явлений:

1. Продолжительной генерации неконденсируемых газов – продуктов разложения бетона, повышающих давление в полости силового корпуса;
2. Абляции бетона в направлении вниз к границам силового корпуса;
3. Абляции бетона в боковом направлении, снижающей несущую способность опорных конструкций (PWR).

Одной из мер управления аварией предложена подача воды на поверхность кориума для подавления МССИ. Для оценки развития МССИ и охлаждаемости кориума подачей воды (охлаждаемость за пределами силового корпуса) необходима количественная оценка следующих явлений при различных ожидаемых событиях, сопровождающих тяжелую аварию:

1. Теплопередача от кориума в бетон вниз и в боковом направлении (разделение энергии);
2. Способность отвода тепла от кориума вверх в воду.

Экспериментальное исследование МССИ с подачей воды на поверхность кориума активно выполнялось в Сандийских Национальных лабораториях (СНЛ) [1-3] и Аргонской Национальной лаборатории (АНЛ) [4-6]. В последних экспериментах использован наиболее реальный имитатор кориума, состоящий, главным образом, из диоксида урана (UO_2) и диоксида циркония (ZrO_2). Наряду с экспериментальным исследованием были разработаны аналитические коды, такие как CORCON [7], WECHSL [8] и CORQUENCH [9,10]. Эти исследования основываются на имеющихся знаниях МССИ и охлаждаемости кориума за пределами силового корпуса. Однако, все эксперименты, за исключением M0 и ANL [5,6], были выполнены для одномерной (1-D) геометрии, в которой термически эродировало только бетонное основание. Кроме того, не была выполнена количественная оценка механизма охлаждаемости кориума, наблюдаемого в экспериментах из-за недостатка информации и сложности явления. Таким образом, МССИ и охлаждаемость кориума за пределами корпуса до сих пор остаются нерешенной проблемой безопасности ЛВР. Это явилось стимулом для начала международного совместного исследования под управлением Агентства по атомной энергии (NEA) организации экономического развития и сотрудничества (OECD) [11].

На основании вышеизложенного в рамках совместного проекта COTELS [12-16] между Корпорацией по проектированию атомной энергетики (NUPEC) Японии и Национальным ядерным центром республики Казахстан выполнены двумерные (2-D) эксперименты МССИ с подачей воды и без подачи воды на поверхность расплава. Основной задачей экспериментов COTELS МССИ являлось получение феноменологических сведений о двумерной абляции бетона

и механизме охлаждения кориума при условиях, наибольшим образом имитирующих натурные с использованием экспериментальной секции, в которой как основание, так и боковая стенка изготовлены из базальтового бетона. В NUPEC также выполняется модернизация аналитического кода COCO [17-19]. Настоящая статья обобщает результаты, полученные в процессе последних трех экспериментов COTELS MCCI и их анализ с применением модифицированного кода COCO.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ COTELS MCCI

Экспериментальная установка

Схема установки для изучения MCCI в проекте COTELS показана на рисунке 1. Установка состоит, в основном, из электроплавильной печи (ЭПП), бетонной ловушки, индукционного нагревателя, системы подачи воды и устройства приема расплава (УПР), представляющего собой силовой корпус для размещения бетонной ловушки. Смесь в составе UO_2 , ZrO_2 и металлического циркония (Zr) загружалась в ЭПП и плавилась методом индукционного нагрева в графитовом тигле. Максимальная загрузка ЭПП составляла около 60 кг. Когда температура смеси достигала заданной величины, смесь сливалась в бетонную ловушку после механического разрушения пробки в дне графитового тигля. После слива расплава в бетонную ловушку включался индукционный подогрев смеси.

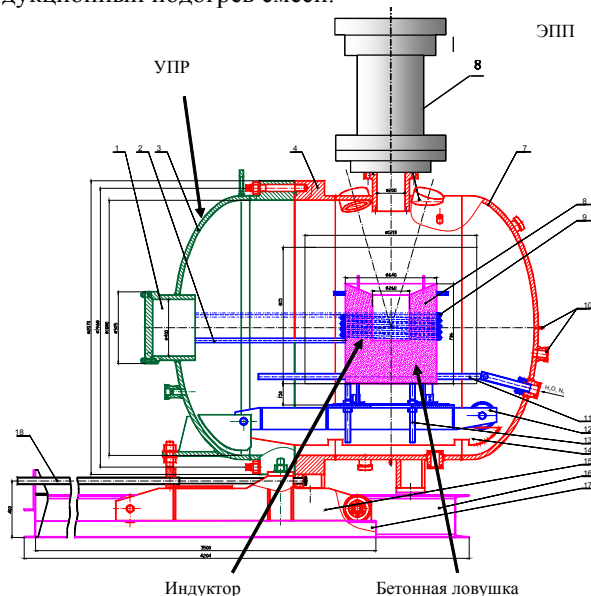


Рисунок 1. Схема установки для экспериментов MCCI COTELS

УПР представляет собой горизонтально расположенный цилиндрический сосуд, изготовленный из нержавеющей стали с внутренним диаметром 1.8 м,

длиной 2.5 м, толщиной стенки 30 мм. Внутренний объем УПР составляет около 5 м^3 . Внутренняя поверхность УПР покрыта слоем теплоизоляции для снижения утечек тепла. Перед экспериментами внутренняя полость УПР и ЭПП продувалась аргонem.

Бетонные ловушки изготавливались из базальтового бетона. Конструкция и основные размеры ловушки с координатами установки термопар, а также индуктора показаны на рисунке 2. Параллельно цилиндрической внутренней боковой поверхности ловушки устанавливался тонкостенный цилиндр из нержавеющей стали для того, чтобы при сливе расплава цилиндр плавился, создавая имитатор кориума реального состава.

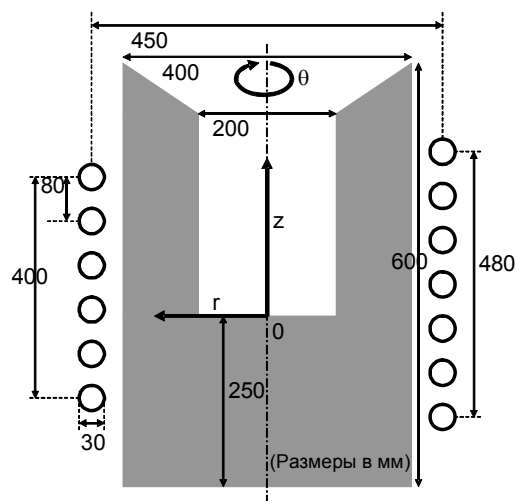


Рисунок 2. Схема и основные размеры бетонной ловушки

Индуктор бетонной ловушки перекрывает в вертикальном направлении примерно 0.2...0.25 м для того, чтобы эффективно подогревать кориум даже в случае значительного смещения кориума вниз при абляции бетонного основания. Для измерения температуры бетона и фиксации фронта абляции в бетонное основание и боковую стенку ловушки вмонтированы термопары градуировки хромель – алюминий (ХА). Координаты горячих спаев термопар приведены в таблице 1.

Параметры экспериментов

Основные параметры экспериментов сведены в таблице 2. Начальная температура кориума (перед сливом его в УПР) измерялась в ЭПП пирометром. Состав кориума выбирался на основании анализа типового BWR с применением кода МААР20. Момент начала орошения кориума водой во всех экспериментах определялся достижением фронта абляции бетонного основания глубины 20 мм.

Таблица 1. Координаты термопар в бетонной ловушке

	Позиция		
	г (мм)	z (мм)	(градусы)
E-0, 1, 2, 3, 4, 5	0	0, -10, -20, -40, -70, -100	-
F-2, 3, 4, 6	70	-20, -40, -70, -150	0
G-0, 3, 4, 5	70	0, -40, -70, -100	120
H-2, 3, 4, 6	70	-20, -40, -70, -150	240
I-0, 2, 3	100, 125, 150	60	195
J-0, 1, 2, 3, 4	100, 110, 125, 150, 180	20	195
K-2, 3, 4	125, 150, 180	-40	195
L-0, 1, 2, 3, 4	100, 110, 125, 150, 180	-20	315

Таблица 2. Основные параметры экспериментов MCCI COTELS

		Эксперименты		
		D-11	D-12	D-13
Состав кориума (% масс)	UO ₂	56		57
	ZrO ₂	5		5
	Zr	26		26
	SS ¹⁾	13		12
Масса кориума (кг)		46	45	50
Начальная температура кориума ²⁾ (К)		2930	3140	3000
Тип бетона		базальтовый		
Внутренний диаметр ловушки, (м)		0.2		
Электрическая мощность индуктора (кВт)		140	75 ³⁾	37.5
Условия подачи воды	Способ	Струя		
	Задержка	При абляции основания 2 см		
	Расход (кг/с)	0.039-0.017	0.038-0.03	0.036
	Температура (К)	293	289	290

1) Нержавеющая сталь; 2) Измерено пирометром; 3) Приблизительно 140 кВт в начальной стадии

Эффективность индукционного нагрева оценивалась методом, аналогичным экспериментам SURC и SWISS в CHJ [21-23]. А именно, цилиндр, аналогичный по размерам слитому кориуму нагревался индуктором при известной мощности. К.п.д. нагрева определялся по результатам измерения разницы температуры цилиндра до и после нагрева с учетом утечки тепла из цилиндра. Цилиндр диаметром 0.19 м и высотой 0.22 м изготавливался из графита или нержавеющей стали.

Измеренный к.п.д. индуктора приведен на графике (рисунок 3). Несмотря на то, что к.п.д. индуктора несколько снижается при увеличении мощности индуктора, результат показывает, что к.п.д. нагрева составил примерно 50% для графита и 35% для нержавеющей стали. Теоретический к.п.д. индуктора как функция удельного электрического сопротивления нагреваемого материала показан на рисунке 4. Измеренные значения к.п.д. совпадают с расчетными данными для удельных электросопротивлений графита и нержавеющей стали [24,25].



Рисунок 3. Результаты оценки к.п.д. индукционного нагрева

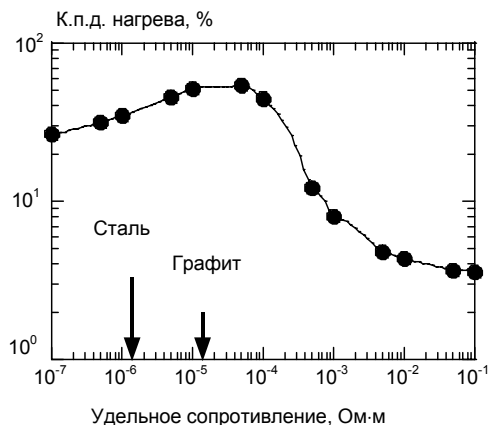


Рисунок 4. Теоретические значения к.п.д. индукционного нагрева

Учитывая, что кориум образует параллельную электрическую цепь с каждым из компонентов, а удельное электросопротивление ZrO_2 так велико, что им можно пренебречь, удельное электросопротивление кориума можно оценить из следующего соотношения:

$$\sigma_{debris} = \frac{1}{\sum_i \frac{\alpha_i}{\sigma_i}}, \quad (1)$$

где α и σ объемная доля компонента и удельное сопротивление соответственно, а индекс i обозначает каждый из компонентов кориума, за исключением ZrO_2 . Удельное сопротивление расплавленного UO_2 и расчетное значение для смеси $UO_2 + ZrO_2$ взяты из результатов исследования по проекту РАСПЛАВ [26]. Удельное сопротивление циркония и нержавеющей стали рассчитывалось для температуры плавления с использованием данных для комнатной температуры и температурной зависимости сопротивления [24,25]. Расчетное значение удельного сопротивления кориума составило около 5×10^{-6} Ом·м. С учетом этого значения и теоретического к.п.д. (рисунок 4) эффективность индукционного нагрева

кориума составила около 43%. Следует отметить, что к.п.д. индукционного нагрева изменяется при добавлении компонентов бетона в кориум и изменении геометрии кориума в ловушке.

Электрическая мощность индуктора для всех экспериментов приведена на рисунке 5. Для воспроизводимости результатов электрическая мощность индуктора в начальной стадии эксперимента D-12 установлена почти такой же, как в эксперименте D-11. Принимая во внимание электрическую мощность индуктора, к.п.д. нагрева и объем кориума, удельная мощность в кориуме в экспериментах была намного больше, чем в реальной ситуации. Удельная мощность в экспериментах была увеличена намеренно, чтобы установить постоянный тепловой поток в бетон. Средний постоянный тепловой поток может быть грубо оценен делением мощности в кориуме на площадь поверхности кориума. Используя диаметр кориума 6 м и удельное остаточное тепловыделение 1 МВт/м^3 , как типичное для реактора, в экспериментах D-11, D-12 и D-13 создан средний тепловой поток, соответствующий в масштабе реактора слою слитого кориума толщиной 0.8 м, 0.4 м и 0.2 м соответственно.

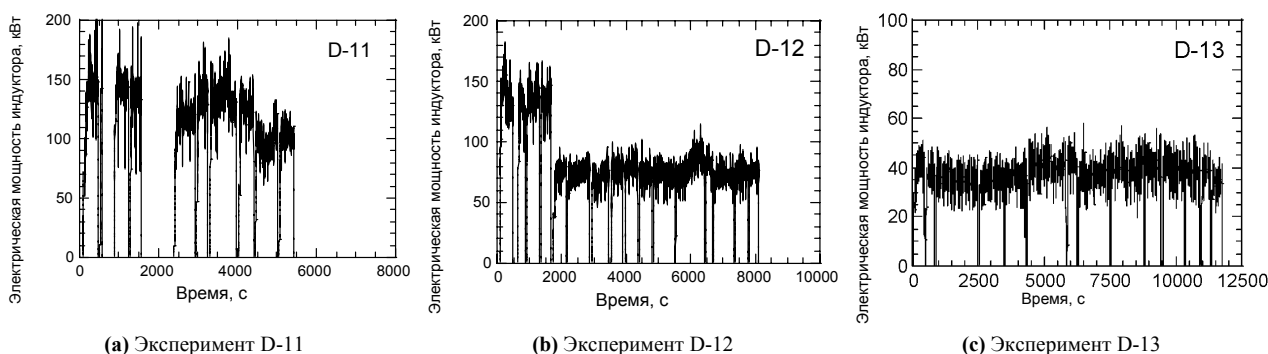


Рисунок 5. Электрическая мощность индуктора в экспериментах МСЦИ

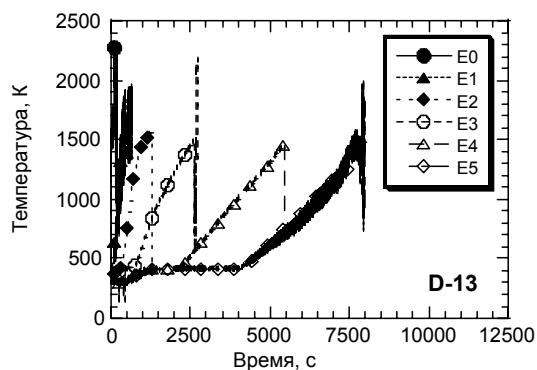
Результаты экспериментов и обсуждение

На рисунке 6 приведено типовое семейство температурных кривых в бетонном основании и боковой стенке ловушки. По мере распространения фронта абляции температура бетона возрастает, Термопары градуировки ХА разрушаются, или их показания показывают температуру выше, чем температура плавления бетона. Глубина абляции и радиус основания и боковой стенки в зависимости от времени оценивались исходя из данных по изменению температуры.

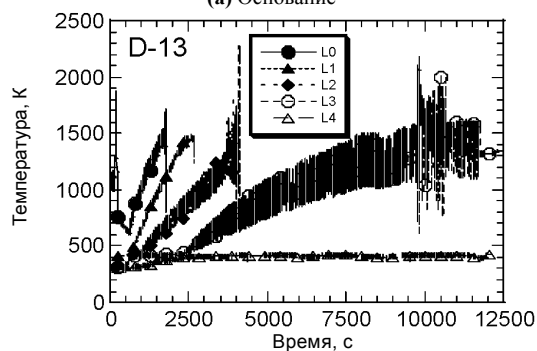
Графики глубины абляции и радиус основания и боковой стенки в зависимости от времени для эксперимента D-11 приведены на рисунке 7.

Аналогичные графики для экспериментов D-12 и D-13 представлены на рисунках 8 и 9 соответствен-

но. При построении этих графиков учитывалось, что температура плавления бетона составляет 1523 К [23]. После начала подачи воды в бетонную ловушку процесс абляции боковой стенки замедлился, особенно в верхней зоне. Перепад температуры между фронтом абляции и внешней поверхностью боковой стенки показал некоторые девиации вверх и вниз после плавного роста для всех экспериментов. На основании наблюдения за абляцией и изменением температуры высказано предположение (что было также замечено в более ранних экспериментах COTELS МСЦИ [12-16]), что вода могла проникать через термически деградированный бетон и трещины в боковой стенке.

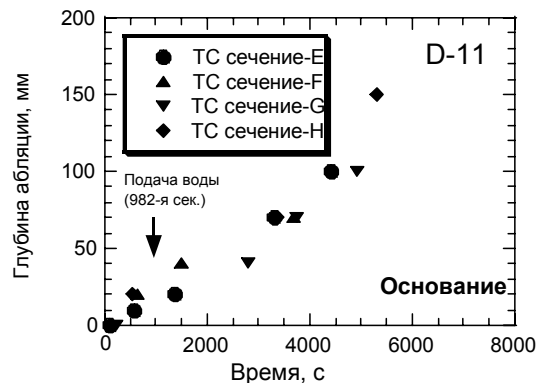


(а) Основание

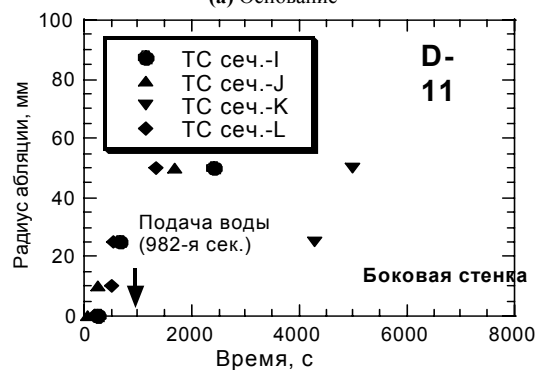


(б) Боковая стенка

Рисунок 6. Измеренное распределение температуры в бетонной ловушке в эксперименте D-13



(а) Основание



(б) Боковая стенка

Рисунок 7. Глубина абляции и радиус в зависимости от времени для эксперимента D-11

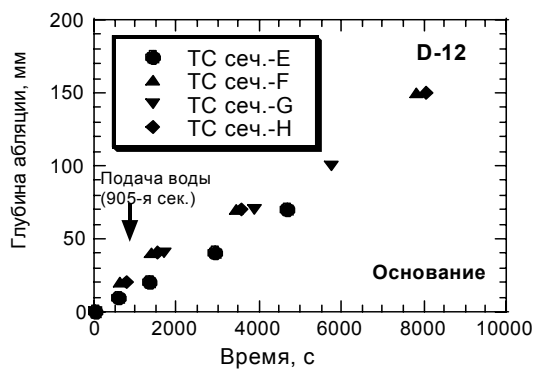


Рисунок 8. Глубина абляции и радиус в зависимости от времени для эксперимента D-12

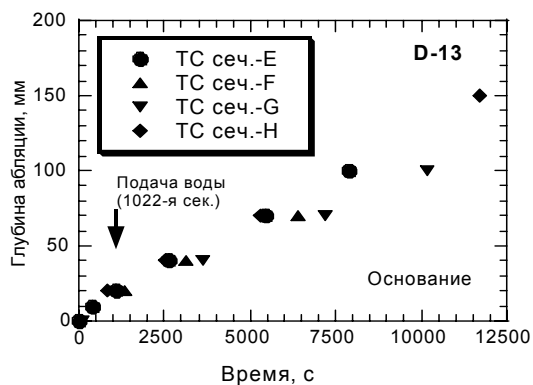
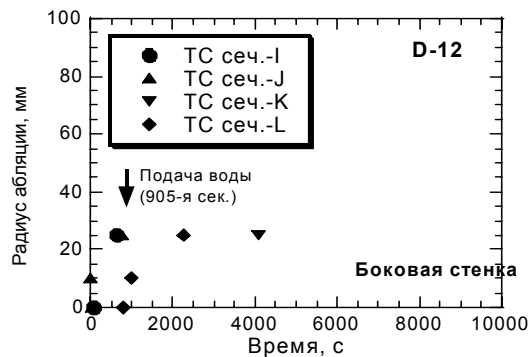
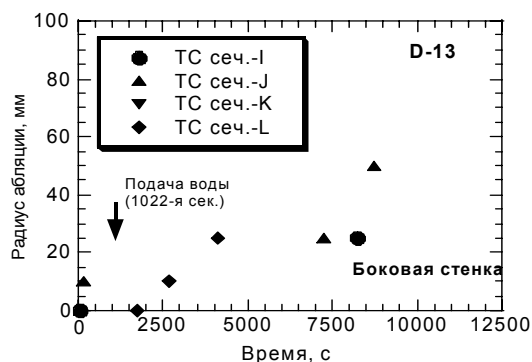


Рисунок 9. Глубина абляции и радиус в зависимости от времени для эксперимента D-13



В отличие от боковой абляции, абляция основания не подавлялась подачей воды, даже в эксперименте D-13 с пониженной мощностью индуктора. Чтобы отвести от кориума водой всю мощность, сообщаемую индуктором, тепловой поток с верхней поверхности кориума должен быть не менее 600 кВт/м^2 для эксперимента D-13. Такой тепловой поток не обеспечивался в предыдущих 1-D экспериментах с реальным имитатором кориума, поскольку формировалась верхняя корка застывшего кориума, сцепленная с тугоплавкой боковой стенкой, изолирующая лежащий под ним кориум, что привело к ослаблению теплообмена между кориумом и верхним бассейном воды [5,6]. В результате послепускового изучения продольного разреза ловушки было замечено, что в 2-D МССИ экспериментах также образовалась корка, сцепленная с боковой бетонной стенкой.

Скорость абляции бетона на ранних стадиях экспериментов приведена в таблице 3. Скорости абляции были рассчитаны методом наименьших квадратов для начальных 1500 или 2000 секунд. Причиной выбора такого временного диапазона послужило то, что оно представляется точкой изменения скорости абляции, особенно в направлении основания. Сравнивая эксперименты D-11 и D-12, в которых удельное тепловыделение на ранней стадии было почти одинаковым можно сделать вывод, что воспроизводимость поведения скорости абляции бетона была достигнута.

Таблица 3. Скорость абляции в начальной фазе

	Вниз (мм/с)	В боковую стенку (мм/с)
D-11	0.023	0.044
D-12	0.024	0.041
D-13	0.017	NA

Скорость абляции боковой стенки была почти вдвое больше, чем абляция бетонного основания. Большая скорость боковой абляции могла быть обусловлена наличием тонкостенного стального цилиндра в бетонной ловушке перед сливом кориума. Сталь плавилась под действием слитого кориума, образуя металлический слой с высокой теплопроводностью между кориумом и боковой стенкой ловушки, который разогревался индуктором. Такой нехарактерный режим прекращался после перемешивания нержавеющей стали с кориумом.

Квазистационарная скорость абляции бетона на средней и поздней фазах экспериментов приведена в таблице 4. На основе этих результатов было обнаружено, что скорость абляции почти пропорциональна мощности индуктора, а соотношение скоростей абляции в нижнем и боковом направлениях почти одинаково и не зависит от мощности индуктора. Поскольку тепловой поток от кориума в бетон можно оценить на основе скорости абляции и энтальпии, необходимой для абляции, соотношение

скоростей абляции, полученное в описываемых экспериментах может служить полезным параметром для моделирования разделения энергии. Следует отметить, за счет цилиндрической геометрии боковой стенки отношение теплового потока вниз к потоку в боковую стенку уменьшается относительно соотношения скоростей абляции на $\sim 10\%$.

Таблица 4. Скорость абляции на стадии квазистационарного режима

	Вниз (мм/с)	В боковую стенку (мм/с)
D-11	0.036	0.036 (TC Array-K)
D-12	0.017	NA
D-13	0.011	0.011 (TC Array-L)

Возможно применение следующего уравнения конвективного теплообмена кипящей жидкости [28-30] для расчета теплового потока от кориума с пузырьками газообразных продуктов разложения бетона в бетонное основание и боковую стенку, которое основано на теоретической модели Консетова, принимающей во внимание турбулентные флуктуации жидкости при движении пузырьков [31]:

$$Nu = \frac{hR_b}{\lambda} = CGr_b^{1/3} Pr^{1/3}, \quad (2)$$

$$Gr_b = \frac{g\alpha R_b^3}{\nu^2}, \quad (3)$$

где h , R_b , λ , C , Pr , g , α и ν - коэффициент теплообмена, радиус пузырьков, теплопроводность, эмпирическая константа, число Прандтля, гравитационная постоянная, пустотный коэффициент и кинематическая вязкость, соответственно. Эмпирическая константа выбрана равной 0,28 для горизонтальной поверхности и 0,37 для вертикальной. Полагая, что кориум окружен изотермической границей, разделение мощности (вниз/вбок), оцененное по уравнению (2) становится приблизительно на 20% меньше, чем соотношение скоростей абляции, полученное в настоящих экспериментах МССИ. Для дальнейшего изучения разделения мощности необходим теоретический анализ, включая ключевые процессы МССИ.

Прогноз с применением кода

Краткое описание используемого кода

Для анализа эксперимента D-13 применялась усовершенствованная версия кода СОСО, разработанного в NUPEC [17-19] для анализа МССИ. Краткий обзор усовершенствованного кода СОСО схематично изображено на рисунке 10.

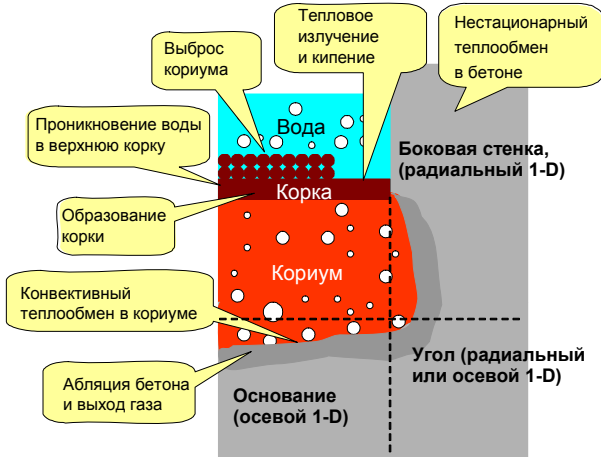


Рисунок 10. Обзор усовершенствованного кода COCO

Усовершенствованный код COCO позволяет анализировать нестационарный теплообмен в бетоне, теплообмен кориум/бетон, абляцию бетона и генерацию газообразных продуктов разложения бетона, образование корки, кипение и лучистый теплообмен с верхней поверхности кориума, проникновение воды в верхнюю корку, выброс кориума через верхнюю корку, и т.д. Нестационарный теплообмен в бетоне решается методом конечных элементов. Усовершенствованный код COCO потенциально может оперировать с осесимметричной двумерной передачей тепла. Однако, в настоящее время для упрощения, основание и боковая стенка смоделированы одномерным тепловым потоком в аксиальном и радиальном направлениях.

На рисунке 11 показана схематичная диаграмма теплообмена между кориумом и бетоном. Слой шлака (переплавленного бетона) учитывается как термическое сопротивление. Максимально возможная толщина этого слоя рассчитана по соотношению, рекомендованному Эпштейном [32] для случая отсутствия корки. Если температура в зоне взаимодействия (T_i) меньше номинальной температуры солидуса (T_{sol}) кориума и выше, чем температура ликвидуса (T_{liq}) бетона, предполагается, что образуется корка и слой шлака. Температура зоны взаимодействия на первом временном шаге рассчитывается на основании теории теплопроводности между двумя полубесконечными субслоями с переменной фазой "жидкость – твердое тело" [33]. Эта температура восстанавливается на последующем временном шаге, чтобы удовлетворить непрерывности теплообмена в зоне взаимодействия.

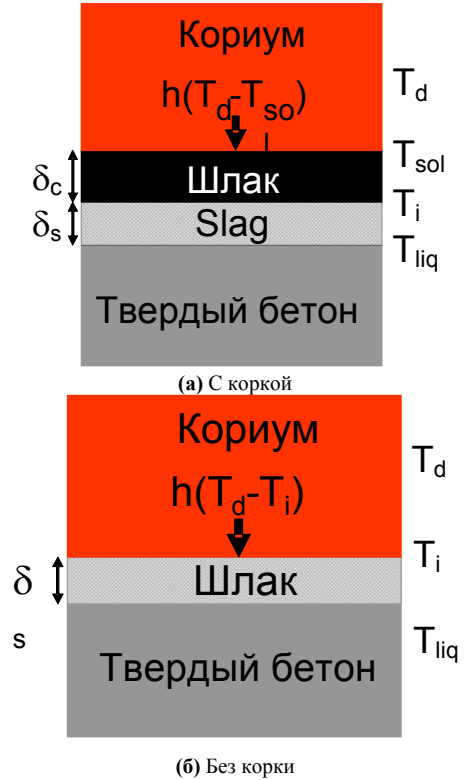


Рисунок 11. Теплообмен между кориумом и бетоном в усовершенствованном коде COCO

Скорости роста слоя шлака до максимально возможной толщины и корки рассчитано по следующим уравнениям:

$$\rho_s \Delta h_{abl} \frac{d\delta_s}{dt} = \lambda_s \left(\frac{\partial T_s}{\partial x} \right)_{x=-\delta_s} - \lambda_{sc} \left(\frac{\partial T_{sc}}{\partial x} \right)_{x=-\delta_s} \quad (4)$$

$$\rho_c \Delta h_{sol} \frac{d\delta_c}{dt} = \lambda_c \left(\frac{\partial T_c}{\partial x} \right)_{x=\delta_c} - h(T_d - T_{sol}) \quad (5)$$

где ρ , Δh_{abl} , Δh_{sol} , δ , t , x , и T обозначают плотность, энтальпию абляции бетона, скрытую теплоту застывания кориума, толщину, время, аксиальную или радиальную координату и температуру, а индексы s , sc , c и d – слой шлака, твердый бетон, корка и кориум соответственно. Предполагается, что профиль температуры в слое шлака линейный, т.к. считается, что максимально возможная толщина слоя достаточно мала. Стационарный профиль температуры применяется для корки при внутреннем источнике тепла. Скорость абляции бетона эквивалентна решению уравнения (4). Скорости выхода газообразных продуктов разложения бетона рассчитываются по следующему соотношению:

$$m_{gas} = w_{gas} \rho_{sc} \frac{dx_{gas}}{dt}, \quad (6)$$

где, m_{gas} , w_{gas} и x_{gas} означают массу потока, массу фракции и координату при температуре выхода каждого газообразного компонента разложения бетона

(пар свободной воды, пар химически связанной воды и двуокись углерода) соответственно.

Коэффициент теплообмена в правой части уравнения (5) получен из уравнения (2) при заданных эмпирических константах для основания и боковой стенки. Если температура кориума находится в диапазоне между температурами солидуса и ликвидуса, кориум становится двухфазной смесью жидкости и твердых частиц. Учитывается увеличение вязкости кориума как функции твердой фракции и температуры кориума [7,32]. Твердая фракция кориума рассчитывается по следующему уравнению:

$$\phi = \frac{C_1(T) - C_d}{C_1(T) - C_s(T)}, \quad (7)$$

где ϕ , C_d , C_1 и C_s означают твердую фракцию, массу бетонной фракции в кориуме в равновесной жидко – твердой фазе кориума соответственно. Масса бетонной фракции в равновесных фазах табулирована в коде на основе фазовой диаграммы для смеси "кориум/бетон", построенной в АНЛ [27].

Глубина проникновения воды в верхнюю корку рассчитывается в коде из следующего уравнения:

$$\delta_w = \frac{q_{dhf} - q_{up}}{Q_v}, \quad (8)$$

где δ_w , Q_v , q_{dhf} и q_{up} – глубина проникновения воды, скорость генерации объемного тепловыделения, тепловой поток высушивания корки и тепловой поток от сухого к влажному слою корки. Тепловой поток сушки корки рассчитывается из корреляции для плотной подложки, которая трактуется слоем проникновения в качестве ключевого параметра [34,35]. Для случая корки без внутреннего источника тепла уравнение (8) преобразуется следующим образом:

$$\delta_w = \delta_c - \frac{\lambda_c (T_{ci} - T_{sat})}{q_{dhf}}, \quad (9)$$

где T_{ci} и T_{sat} – температура на нижней поверхности корки и температура насыщения соответственно. Проникновение воды начинается, когда температура верхнего слоя корки снижается до характерной температуры, при которой вода может войти в контакт с коркой. Выше этой температуры теплообмен с водой происходит через пленочное кипение на верхней поверхности кориума или корки, учитывая охлаждение воды и ее сатурирование газообразными продуктами разложения бетона [7,36,37].

Скорость выброса кориума через верхнюю корку рассчитывается по простому уравнению [38]:

$$\frac{j_e}{j_g} = E_0 \left(\frac{\rho_g}{\rho_e} \right)^{1/2}, \quad (10)$$

где j и E_0 скорость с поверхности и эмпирическая константа, а индексы g и e показывают газ и захваченные капли соответственно. Эмпирическая кон-

станта задана на основании имеющихся испытаний. Предполагается, что выброшенный кориум мгновенно охлаждается и образует легко охлаждаемый слой частиц.

Основные условия анализа и допущения

Главные условия настоящего анализа приведены в таблице 5. Основные условия базировались на результатах экспериментов. Температуры солидуса и ликвидуса для бетона были измерены для кремнистого бетона, имеющего такой же состав, как базальтовый бетон, используемый в описываемых экспериментах [25]. Температура и глубина верхнего бассейна воды в зависимости от времени не учитывались. Проницаемость корки была задана, чтобы согласовать тепловой поток испарения с тепловым потоком от кориума в воду, обнаруженным в более ранних экспериментах COTELS MCCI [13]. Эмпирическая константа E_0 в уравнении (10) была установлена такой, чтобы не было сильного противоречия в результатах анализа с полным количеством частиц, образовавшихся на поверхности слитка кориума.

Таблица 5. Основные условия анализа

Атмосфера Давление Температура	0.35 МПа 333 К
Кориум Начальная масса Начальная глубина слитого кориума Начальная температура	50 кг 0.18 м 3000 К
Бетон Тип Начальная температура Температура солидуса Температура ликвидуса	Базальтовый 293 К 1403 К 1523 К
Вода Уровень Недогрев	Верхняя кромка ловушки 40 К

Были сделаны следующие допущения усовершенствованного кода СОСО, главным образом из-за феноменологической неопределенности:

1. Верхний бассейн с водой существует с самого начала эксперимента (длительность сухого состояния слишком мала по сравнению с полной длительностью эксперимента);
2. Температура внутри кориума (температура застывания кориума) была средней между температурами солидуса и ликвидуса, т.е. существовала равновесная фаза "жидкость/твердое тело";
3. Все газообразные продукты разложения бетона, вышедшие из основания и боковой стенки, проникли в кориум, что повлияло на долю пустот и

передачу тепла от кориума в окружающие поверхности;

4. Максимально возможная толщина слоя шлака, полученная из уравнения Эпштейна, применима для корки кориума;
5. Проникновение воды в верхнюю корку начиналось, когда температура верхней поверхности снижалась до минимальной температуры пленочного кипения, полученной из уравнения Беренсона с эффектом дополнительного охлаждения [7,39,40];
6. Внутренние источники тепла в корке были пренебрежимо малы из-за высокого удельного электросопротивления корки.

Результаты анализа

Сравнение между расчетом и экспериментом для глубины абляции основания показано на рисунке 12. Расчетная скорость абляции (наклон графика) в значительной степени превышает результат эксперимента сразу после начала МСЦИ. Это разногласие частично произошло из-за неопределенности начальной температуры кориума и хорошего контакта между кориумом и бетоном. Скорость абляции в расчете снижается со временем и приобретает тенденцию, аналогичную экспериментальным результатам, означая, что уравнение (2) применимо к расчету коэффициента теплообмена вниз от кориума.

Расчетный радиус абляции боковой стенки в сравнении с экспериментальными данными для различных аксиальных координат показан на рисунке 13. В отличие от абляции основания, различие между расчетом и экспериментом весьма значительно. Тем не менее, различие в нижней точке относительно мало (термопара, ряд L), где расстояние от верхнего бассейна с водой было больше, чем в верхней точке (термопары, ряды I и J). Большое различие между расчетом и экспериментом явилось следствием недооценки отвода тепла водой от нагреваемого бетона. Предполагается, что для уточнения возможностей кода необходимо учесть двумерный отвод тепла в боковую стенку в совокупности с предполагаемой моделью проникновения воды в термически деградированный бетон.

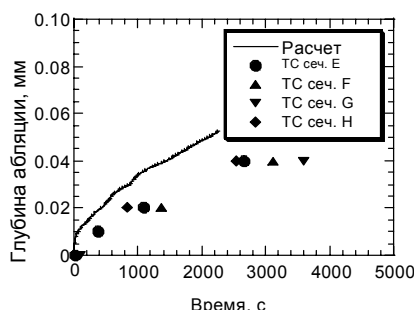
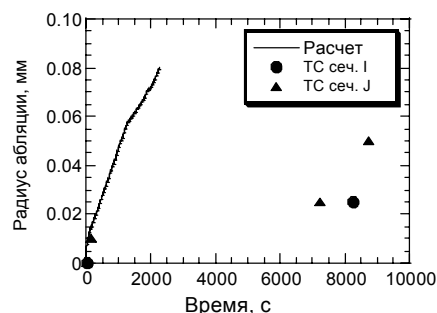
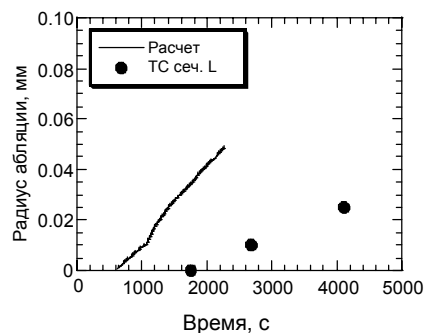


Рисунок 12. Сравнение расчета и экспериментальных результатов для глубины абляции основания



(а) Верх



(б) Низ

Рисунок 13. Сравнение расчета и экспериментальных результатов для радиуса боковой абляции

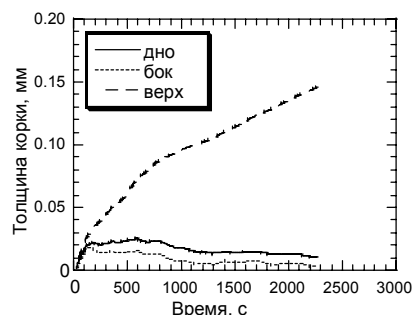


Рисунок 14. Расчет толщины корки на границе кориума

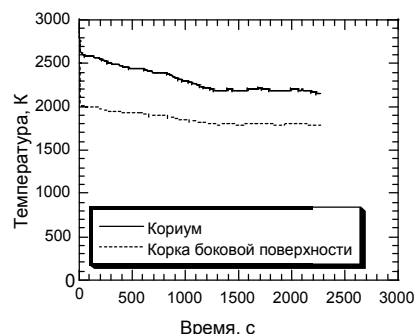


Рисунок 15. Расчет температуры кориума и внутренней поверхности корки

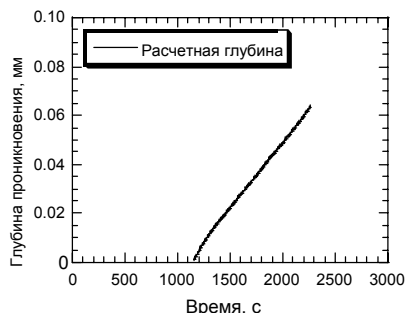


Рисунок 16. Расчет глубины проникновения воды в верхнюю корку

Расчетная толщина корки сверху, сбоку и снизу кориума показана на рисунке 14. Вскоре после начала МСЦИ кориум покрывается со всех сторон коркой, отделяясь изотермическими границами. Следовательно, разделение мощности может стать почти равным соотношению коэффициентов теплопередачи для каждого направления в случае, если взаимодействие квазистационарное. Расчетное распределение температуры для кориума и внутренней поверхности корки показано на рисунке 15. Вследствие снижения температуры солидуса и ликвидуса для кориума из-за смешивания с бетоном, температура на внутренней поверхности корки имеет тенденцию к постепенному снижению. Расчеты показывают, что температура кориума также постепенно снижается, и квазистационарный перегрев кориума становится порядка 400 К. Следует отметить, что перегрев кориума может зависеть от температуры солидуса, поскольку ее изменение влияет на вязкость кориума и, как следствие, на коэффициент теплопередачи.

Расчет глубины проникновения воды в верхнюю корку показан на рисунке 16. Рассчитано, что проникновение воды начинается, когда температура внешней поверхности верхней корки снижается до границы пленочного кипения на ~1150-й секунде. Глубина проникновения возрастает линейно во времени и в итоге достигает 60 мм от внешней поверхности верхней корки, что соответствует примерно 40% толщины корки. Поскольку заметный нагрев корки не принимался в расчет во время проникновения воды, и часть воды, проникая в корку, мгновенно остывала до температуры насыщения, возможно, что оценка скорости проникновения воды была завышена. После проникновения воды тепло-

вой поток с внешней поверхности корки поддерживался на уровне высушивающего потока, приблизительно 200 кВт/м².

Выводы

Выполнена серия экспериментов по МСЦИ в рамках проекта COTELS для получения данных по двумерной абляции бетона в процессе МСЦИ при подаче воды на поверхность кориума. Смесь UO_2 , ZrO_2 и Zr плавилась в электрической печи и сливалась в ловушку из базальтового бетона, в которой находился тонкостенный стальной цилиндр. Долговременное моделирование объемного остаточного тепловыделения выполнялось индукционным методом.

Эксперименты по МСЦИ показали, что подача воды ослабляет абляцию бетона боковой стенки. С другой стороны, абляция бетонного основания поддерживалась на постоянном уровне, даже в случае понижения мощности индуктора. Высказана гипотеза о том, что ослабление абляции боковой стенки вызвано проникновением воды в термически поврежденный бетон. Обнаружено, что образовалась верхняя корка, скрепленная с боковой стенкой, как это имело место в предыдущих экспериментах с тугоплавкой боковой стенкой, что могло привести к снижению отвода тепла верхним водным бассейном.

Оценена скорость абляции бетона, как для бокового, так и донного направления, после установления квазистационарной абляции. Оценка показала, что соотношение скоростей боковой и донной абляции, которое связано с разделением мощности, не зависело от мощности индуктора и оставалось практически постоянным.

Наряду с выполнением экспериментов по МСЦИ модифицировался код СОСО для анализа МСЦИ и охлаждаемости кориума за пределами силового корпуса. Усовершенствованная версия кода СОСО применялась для анализа выполненных экспериментов. Было подтверждено, что усовершенствованная версия кода СОСО применима для оценки скорости абляции бетонного основания. Тем не менее, необходимо дальнейшее совершенствование модели, особенно для абляции боковой стенки при условии, что вода скапливается на поверхности кориума.

Благодарность

Настоящая работа выполнена в рамках контракта между корпорацией NUPEC (Япония) и Национальным ядерным центром республики Казахстан.

ЛИТЕРАТУРА

1. R. E. Blose, et al., "SWISS : Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions with Overlying Water Pools", NUREG/CR-4727, SAND85-1546, June 1987.
2. R. E. Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools – The WETCOR-1 Test", NUREG/CR-5907, SAND92-1563, November 1993.
3. E. R. Copus, "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools", Proc. the Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, April 1-3, 1992, KfK 5108, NEA/CSNI/R(92)10, pp. 375-390, November 1992.

4. B. R. Sehgal and B. W. Spencer, "ACE Program Phase D : Melt Attack and Coolability Experiments (MACE) Program", Proc. the Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, April 1-3, 1992, KfK 5108, NEA/CSNI/R(92)10, pp. 345-356, November 1992.
5. B. W. Spencer, et al., "Results of MACE Tests M0 and M1", Proc. the Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, April 1-3, 1992, KfK 5108, NEA/CSNI/R(92)10, pp. 357-374, November 1992.
6. M. T. Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 317-331, May 2000.
7. D. R. Bradley, et al., "CORCON-MOD3 : An Integrated Computer Model for Analysis of Molten Core-Concrete Interactions", NUREG/CR-5843, SAND92-0167, October 1993.
8. J. J. Foit, et al., "The WECHSL-Mod3 Code : A Computer Program for the Interaction of a Core Melt with Concrete Including the Long Term Behavior – Model Description and User's Manual", FZKA 5522, February 1995.
9. M. T. Farmer and B. W. Spencer, "Status of the CORQUENCH Model for Calculation of Ex-Vessel Corium Coolability by an Overlying Water Layer", Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 332-344, May 2000.
10. M. T. Farmer, "Modeling of Ex-Vessel Corium Coolability with the CORQUENCH Code", Proc. the Ninth International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-9), ICONE-9696, Nice, France, April 8-12, 2001.
11. M. T. Farmer, et al., "Status and Future Direction of the Melt Attack and Coolability Experiments (MACE) Program at Argonne National Laboratory", Proc. the Ninth International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-9), ICONE-9696, Nice, France, April 8-12, 2001.
12. H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (1) : Overview of Project to Study FCI and MCCI during a Severe Accident", Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 285-292, May 2000.
13. H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3) : Ex-Vessel Debris Cooling Tests", Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 302-308, May 2000.
14. V. Zhdanov, et al., "COTELS Project (4) : Structural Investigation of Solidified Debris in MCCI", Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 309-316, May 2000.
15. Y. Maruyama, et al., "Recent Results of MCCI Studies in COTELS Project", Proc. the Third Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS3), Kyeongju, Korea, October 13-16, 2002.
16. Y. Maruyama, et al., "A Study on Concrete Degradation during Molten Core/Concrete Interactions", Nucl. Eng. Des., готовится к публикации.
17. Nuclear Power Engineering Corporation, "FY2001 Annual Report for Containment Integrity Test (in Japanese)", March 2002.
18. Nuclear Power Engineering Corporation, "FY2002 Annual Report for Containment Integrity Test (in Japanese)", March 2003.
19. Nuclear Power Engineering Corporation, "FY 2003 Semi-Annual Report for Containment Integrity Test (in Japanese)", September 2003.
20. Electric Power Research Institute, "MAAP4 : Code Structure and Theory", 1994.
21. E. R. Copus, et al., "Experimental Results of Core-Concrete Interactions Using Molten Steel with Zirconium", NUREG/CR-4794 SAND86-2638, Sandia National Laboratories, July 1990.
22. E. R. Copus, et al., "Core-Concrete Interactions Using Molten Steel with Zirconium on a Basaltic Basemat : The SURC-4 Experiment", NUREG/CR-4994 SAND87-2008, Sandia National Laboratories, April 1989.
23. R. E. Blose, et al., "SWISS : Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions with Overlying Pools", NUREG/CR-4727 SAND85-1546, Sandia National Laboratories, July 1987.
24. Japan Society of Mechanical Engineering, "JSME Data Book : Heat Transfer (in Japanese)", 4th Edition, Maruzen, Tokyo, 1986.
25. The Chemical Society of Japan, "Chemical Handbook (in Japanese)", 4th Edition, Maruzen, Tokyo, 1993.
26. A. G. Asmolov, et al., "RASPLAV Final Report : Behavior of the Corium Melt Pool in LWR Lower Head with External Cooling", Russian Research Center Kurchatov Institute, July 2000.
27. M. F. Roche, et al., "Solidus and Liquidus Temperatures of Core-Concrete Mixtures", NUREG/CR-6032 ANL/93-9, Argonne National Laboratory, 1993.
28. F. G. Blottner, "Hydrodynamics and Heat Transfer Characteristics of Liquid Pools with Bubble Agitation", NUREG/CR-0944, 1979.
29. G. L. Greene, "Heat, Mass, and Momentum Transfer in a Multifluid Bubbling Pool", Advances in Heat Transfer, Vol. 21, pp. 277-346, 1991.
30. M. R. Duignan, "Enhanced Convective and Film Boiling Heat Transfer by Surface Gas Injection", Ph. D Thesis, Department of Mechanical Engineering, State University of New York, 1989.
31. V. V. Konsetov, "Heat Transfer during Bubbling of Gas through Liquid", Int. J. Heat Mass Transfer, Vol. 9, pp. 1103-1108, 1966.
32. M. Epstein, "A Natural Convection Model of Molten Pool Penetrating into a Melting Miscible Substrate", Nucl. Eng. Des., Vol. 152, pp. 319-330, 1994.
33. M. Epstein, "Heat Conduction in the UO₂-Cladding Composite Body with Simultaneous Solidification and Melting," Nucl. Sci. Eng., Vol. 51, No. 84, pp. 84-87, 1973.
34. H. C. Hardee and R. H. Nilson, "Natural Convection in Porous Media with Heat Generation", Nucl. Sci. Eng., Vol. 63, pp. 119-132, 1977.
35. S. W. Jones, et al., "Dryout Heat Fluxes in Particulate Beds Heated through the Base", J. Heat Transfer, Vol. 106, pp. 176-183, 1984.
36. M. T. Farmer, et al., "CORQUENCH : A Model for Gas Sparging-Enhanced, Mels-Water, Film Boiling Heat Transfer", Proc. ANS Winter Meeting on Thermal Hydraulics of Severe Accidents, Washington, D.C., November 11-15, 1990.
37. M. R. Duignan, et al., "The Effect of Surface Gas Injection on Film Boiling Heat Transfer", J. Heat Transfer, Vol. 115, pp. 986-992, 1993.

38. S. M. Bonnet and J. M. Seiler, "Coolability of Corium Spread onto Concrete under Water, the PERCOLA Model", Proc. the Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, April 1-3, 1992, KfK 5108, NEA/CSNI/R(92)10, pp. 473-487, November 1992.
39. P. J. Berenson, "Film-Boiling Heat Transfer from a Horizontal Surface", J. Heat Transfer, Vol. 83, pp. 351-358, 1961.
40. P. J. Berenson, "Experiments on Pool-Boiling Heat Transfer", Int. J. Heat Mass Transfer, Vol. 5, pp. 985-999, 1962.

КОРИУМНЫҢ БЕТОНМЕН ӨЗАРА ӘСЕРІ ҮДЕРІСІНДЕГІ БЕТОННЫҢ ЕКІӨЛШЕМДІ АБЛЯЦИЯСЫ

¹Жданов В.С., ²Васильев Ю.С., ¹Колодешников А.А., ³Маруяма Ю., ³Кожима Е., ³Нагасака Х., ³Като М.

¹ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Құрчатов қаласы, Қазақстан

²Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Құрчатов қаласы

³NUPEC, Жапония

Бетонды аулағышта кориумның жоғарғы бетінің су бұрку кезіндегі екіөлшемді абляциясын зерделеу үшін МССІ тәжірибелер сериясы орындалды. Уран диоксидінен, цирконий диоксидінен, металлды цирконийден және тоттанбайтын болаттан тұратын кориум еліктеткішінің балкымасы бетонды аулағышта индуктордың көмегімен қыздырылды. Тәжірибелер нәтижелері бетонды қабырғаның бүйірлік абляциясы балкыманың жоғарғы бетіне су берілуі есебінен бәсеңдегендігін көрсетті. Тәжірибеден кейінгі зерттеулер бетонды аулағыштың бүйір қабырғасына жабысқан жоғарғы қабықтың бар екендігін анықтады, бұл бұған дейін бүйірлік қабырға бойында тығызбалқымалы цилиндрлік ендірімемен орындалған тәжірибелерде орын алған-ды. Бүйірлік абляция жылдамдығының, іс жүзінде индуктор қуатына тәуелсіз және бірлікке ұмтылатын, квазистационарлық төмендеуінің коэффициенттері бағаланды. Тәжірибелердің бірін талдау үшін СОСО модификацияланған коды МССІ және кориумның қуатты корпусан тыс сууы үшін қолданылды. Кодтың бетонды негіздеме абляциясының жылдамдығын болжау бойынша қанағаттанарлық қабілеті расталды.

TWO-DIMENSIONAL CONCRETE ABLATION DURING MOLTEN CORE/CONCRETE INTERACTIONS

¹V.S. Zhdanov, ²Y.S. Vassiliev, ¹A.A. Kolodeshnikov, ³Yu Maruyama, ³Yoshihiro Kojima, ³Hideo Nagasaka, ³Masami Kato

¹Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

²National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov

³NUPEC, Japan

A series of MCCI tests was performed to investigate two-dimensional concrete ablation with water addition onto the debris. A molten debris simulant composed of UO₂, ZrO₂, Zr and stainless steel was inductively heated in a basaltic concrete trap. The test results showed that the ablation of the side wall concrete was mitigated by the water addition. Post-test examination indicated the formation of top crust anchored by the concrete side wall as was observed in previous MCCI tests with refractory side wall. Ratios of quasi-steady downward to sideward ablation rates were evaluated, and those tended to be independent of the induction power and to become almost unity. The modified COCO code for MCCI and the ex-vessel debris coolability was applied to an analysis for one of the present MCCI tests. A good predictive capability of the code was confirmed for the ablation rate of the concrete basemat.

УДК 621.039.53.536

ИЗУЧЕНИЕ ДЕГРАДАЦИИ БЕТОНА В ПРОЦЕССЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ КОРИУМА С БЕТОНОМ (МССИ)

¹⁾Жданов В.С., ²⁾Васильев Ю.С., ¹⁾Колодешников А.А.,
³⁾Маруяма Ю., ³⁾Кожима Е., ³⁾Тахара М., ³⁾Нагасака Х., ³⁾Като М.

¹⁾Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан
²⁾Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов
³⁾NUPEC, Япония

Выполнена серия экспериментов в рамках проекта COTELS по исследованию параметров деградации бетона в процессе взаимодействия кориума с бетоном (МССИ) при подаче воды на поверхность кориума и без подачи воды. Расплав нержавеющей стали или смесь, состоящая из UO_2 , ZrO_2 , Zr и нержавеющей стали сливался в двумерную бетонную ловушку, в которой моделировалось объемное остаточное тепловыделение методом индукционного нагрева. Результаты экспериментов МССИ без орошения водой подтвердили, что абляция бетона сдерживается плавлением наполнителя бетона (гравия), если кориум покрывается коркой, а цементный раствор термически слабее наполнителя. При отсутствии стабильной корки нерасплавленные фрагменты наполнителя могут перемещаться вверх, вследствие меньшей, чем кориум плотности. Поведение бетона в условиях орошения водой показало, что вода проникает в термически поврежденный бетон. Предварительная модель миграции воды включена в расчетный код СОСО для условий нестационарного теплообмена. Расчеты в коде СОСО согласуются с термическими откликами в бетоне в условиях "сухих" и "влажных" экспериментов МССИ.

ВВЕДЕНИЕ

Расплавленные материалы активной зоны реактора (далее называемые "кориум") в процессе тяжелой аварии легководного реактора (ЛВР) скапливаются в днище силового корпуса реактора. В случае, если тепловая нагрузка на материал днища превышает предел его стойкости, днище силового корпуса разрушается и пропускает кориум в полость контейнмента. Выход кориума в контейнмент приводит к угрозе целостности контейнмента вследствие термического взаимодействия кориума с конструкционными материалами. Взаимодействие кориума с бетоном (МССИ: Molten Core/Concrete Interaction) является одним из важнейших аспектов безопасности ЛВР, поскольку МССИ может вызвать следующие события:

1. Повышение давления в контейнменте в результате длительного выхода неконденсируемых газов;
2. Абляцию бетонного основания;
3. Абляцию боковой бетонной стенки, приводящую к снижению несущей способности ее конструкции.

Одной из мер управления аварией предложена подача воды на поверхность кориума для подавления МССИ. Для оценки развития МССИ и охлаждаемости кориума подачей воды (охлаждаемость за пределами силового корпуса) необходима количественная оценка следующих явлений при различных ожидаемых событиях, сопровождающих тяжелую аварию:

1. Теплопередача от кориума в бетон вниз и в боковом направлении (разделение энергии);
2. Способность отвода тепла от кориума вверх к воде.

Экспериментальное исследование МССИ с подачей воды на поверхность кориума активно выполнялось в Сандийских Национальных лабораториях (СНЛ) [1-3] и Аргонской Национальной лаборатории (АНЛ) [4-6]. В последних экспериментах ис-

пользован наиболее реальный имитатор кориума, состоящий, главным образом, из диоксида урана (UO_2) и диоксида циркония (ZrO_2). Наряду с экспериментальным исследованием были разработаны аналитические коды, такие как CORCON [7], WECHSL [8] и CORQUENCH [9,10]. Эти исследования основываются на имеющихся знаниях МССИ и охлаждаемости кориума за пределами силового корпуса. Но все эксперименты были выполнены для одномерной (1-D) геометрии, в которой термически эродировало только бетонное основание. Кроме того, не была выполнена количественная оценка механизма охлаждаемости кориума, наблюдаемого в экспериментах из-за недостатка информации и сложности процессов. Таким образом, МССИ и охлаждаемость кориума за пределами корпуса до сих пор остаются нерешенной проблемой безопасности ЛВР. Это явилось стимулом для начала международного совместного исследования под управлением организации экономического развития и сотрудничества (OECD) [11].

В рамках совместного проекта COTELS [12-14] между Корпорацией по проектированию атомной энергетики (NUPEC) Японии и Национальным ядерным центром республики Казахстан выполнены двумерные эксперименты МССИ с подачей воды и без подачи воды на поверхность расплава. Основной задачей экспериментов COTELS МССИ являлось уточнение следующих явлений, не выясненных окончательно в настоящее время, и могущих повлиять на развитие МССИ в "сухих" и "влажных" условиях:

1. Влияние корки на нижней и боковой поверхностях кориума на термическую деградацию бетона;
2. Способность верхнего водного бассейна к подавлению термической деградации боковой стенки.

Наряду с экспериментами MCCI, моделирующими охлаждаемость боковой стенки, в NUPEC [15] разработана предварительная модель с применением кода COCO для нестационарного теплообмена. Настоящая статья обобщает данные, полученные в последних экспериментах MCCI COTELS и теоретический анализ с применением кода COCO.

ОПИСАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТОВ MCCI COTELS

Экспериментальная установка

Схема установки для экспериментов MCCI представлена на рисунке 1. Установка состоит из электроплавильной печи (ЭПП), бетонной ловушки, индукционного нагревателя, системы подачи воды и устройства приема расплава (УПР), представляющего собой силовой корпус для размещения бетонной ловушки. Смесь, состоящая из UO_2 , ZrO_2 , циркония (Zr) и нержавеющей стали (SS) (или только нержавеющей стали) загружалась в ЭПП и плавилась методом индукционного нагрева в графитовом тигле. Когда температура смеси достигала заданной величины, смесь сливалась в бетонную ловушку после механического разрушения пробки в дне графитового тигля. После слива расплава в бетонную ловушку включался индукционный подогрев смеси.

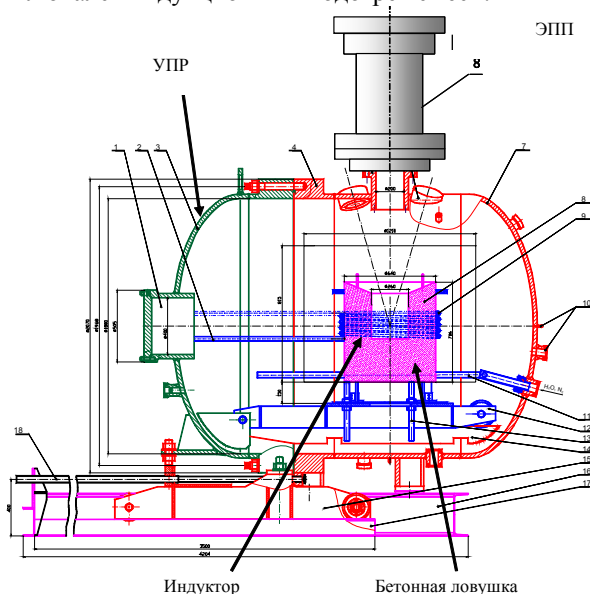


Рисунок 1. Схема установки для экспериментов MCCI COTELS

УПР представляет собой горизонтально расположенный цилиндрический сосуд, изготовленный из нержавеющей стали с внутренним диаметром 1.8 м, длиной 2.5 м, толщиной стенки 30 мм. Внутренняя поверхность УПР покрыта слоем теплоизоляции для снижения утечек тепла. Перед экспериментами внутренняя полость УПР и ЭПП продувалась аргоном.

Бетонные ловушки имели внутренний диаметр 0.26 и 0.36 м. Были подготовлены два типа ловушек,

основной из которых был изготовлен с применением базальтового наполнителя.

Конструкция и основные размеры ловушки показаны на рисунке 2. В ловушках второго типа внутренняя поверхность ловушки была изготовлена из раствора (без наполнителя). Для измерения температуры и слежения за фронтом абляции в бетонные ловушки монтировались термопары. Координаты термопар в бетонных ловушках были различные в разных экспериментах.

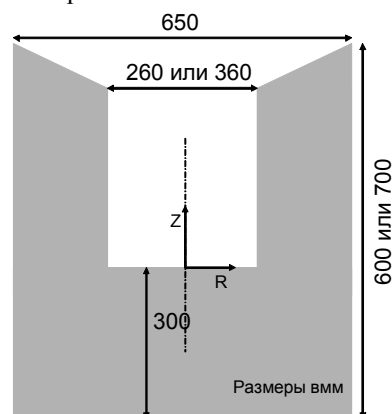


Рисунок 2. Схема и основные размеры бетонной ловушки

Условия экспериментов

Основные параметры экспериментов приведены в таблице 1. Начальная температура кориума перед его сливом в бетонную ловушку измерялась пирометром в ЭПП. Состав кориума в таблице (за исключением эксперимента D-6) моделировал ожидаемый в результате тяжелой аварии в реакторе с кипящей водой (BWR). В эксперименте D-6 в качестве имитатора кориума использована нержавеющая сталь. Подача воды на поверхность кориума не производилась (за исключением эксперимента D-2) чтобы упростить феноменологию процесса. Сравнением результатов этих экспериментов может быть проверено влияние корки на поверхности кориума и подачи воды на термическую деградацию бетона.

Эффективность индукционного нагрева для экспериментов D-2, D-8a и D-9 оценивалась в пределах 10...25% на основе результатов предыдущих экспериментов MCCI COTELS [13], в которых MCCI было подавлено подачей воды, и был измерен тепловой поток от кориума в верхний водный бассейн. То есть, почти вся мощность индуктора, сообщаемая кориуму в этих экспериментах, была отведена верхним водным бассейном. В отдельном калибровочном эксперименте индукционным нагревателем нагревался стальной блок, к.п.д индуктора для эксперимента D-6 составил приблизительно 30%.

Таблица 1. Основные параметры экспериментов МССІ

		Эксперимент			
		D-2	D-6	D-8a	D-9
Состав кориума (% масс)	UO ₂	55	0	55	
	ZrO ₂	5	0	5	
	Zr	25	0	25	
	SS ¹⁾	15	100	15	
Масса кориума (кг)		48	59	54	57
Глубина слитого кориума ²⁾ (м)		0.121	0.089	0.136	0.143
Начальная температура кориума ³⁾ (K)		3120	2170	3270	2620
Тип бетона		Базальтовый бетон			Раствор
Внутренний диаметр ловушки (м)		0.26	0.36		0.26
Электрическая мощность индуктора (кВт)		90	80	75	50
Начальное давление в УПР (МПа)		0.3			
Условия подачи воды	Способ	Струя	Нет подачи воды		
	Задержка орошения (мин.)	9	-		
	Расход (кг/с)	0.03	-		
	Температура (K)	298	-		

1) Нержавеющая сталь 2) Кажущаяся плотность : 6500 кг/м³ (D-6), 7500 кг/м³ (другие эксперименты) 3) Измерена пирометром

ОБСУЖДЕНИЕ РЕЗУЛЬТАТОВ ЭКСПЕРИМЕНТОВ

Сравнение глубины абляции основания в экспериментах D-8a и D-9 приведено на рисунке 3. Из-за различия в электрической мощности, подводимой к кориуму индуктором в этих экспериментах, на горизонтальной оси откладывалась интегральная мощность, добавляемая к начальной мощности (соответствующей снижению температуры от начальной до температуры застывания бетона, принятой 1500 K). Большая глубина абляции наблюдалась в эксперименте D-9, в котором внутренняя поверхность ловушки была покрыта цементным раствором.

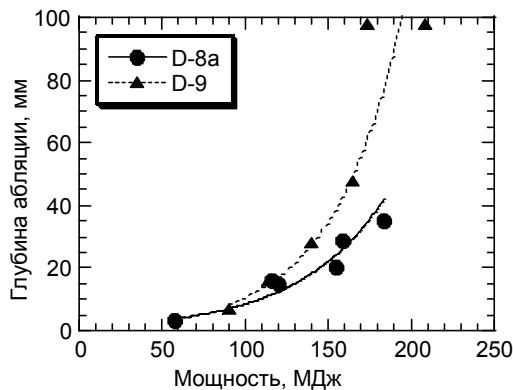


Рисунок 3. Сравнение глубины абляции основания в экспериментах D-8a и D-9

Вид плоскости продольного разреза бетонной ловушки после эксперимента D-8a показан на рисунке 4. Выявлено, что под слитком кориума сформировался слой деградированного бетона, включающий в себя переплавленные компоненты бетона, как это наблюдалось в предыдущих экспериментах МССІ COTELS [13,14].



Рисунок 4. Вертикальный разрез ловушки после эксперимента D-8a

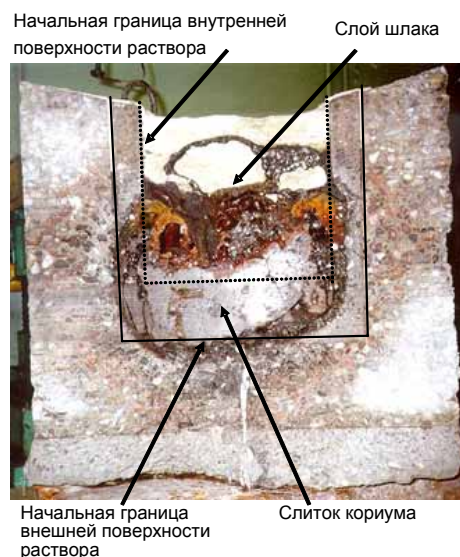


Рисунок 5. Вертикальный разрез ловушки после эксперимента D-9

Слой деградированного бетона включает в себя множество крупных и мелких фрагментов наполнителя. С другой стороны, как видно на рисунке 5 для эксперимента D-9, слой переплавленного цементного раствора с нерасплавленными фрагментами наполнителя скопился поверх слитка кориума. Это доказывает, что расплавленный цементный раствор был вытолкнут кориумом на поверхность при наличии корки на поверхности кориума. Сравнение экспериментов D-8а и D-9 показывает, что перемещение затвердевшего кориума вниз при наличии крупных фрагментов наполнителя может иметь место при плавлении этих фрагментов, когда наполнитель термически более стойкий, чем цементный раствор.

Для количественной оценки различия температуры плавления цементного раствора и фрагментов наполнителя выполнены отдельные маломасштабные эксперименты. В этих экспериментах образцы бетона нагревались до температуры 1723 К. В результате, цементный раствор был полностью расплавлен, а фрагменты наполнителя остались в твердом состоянии.

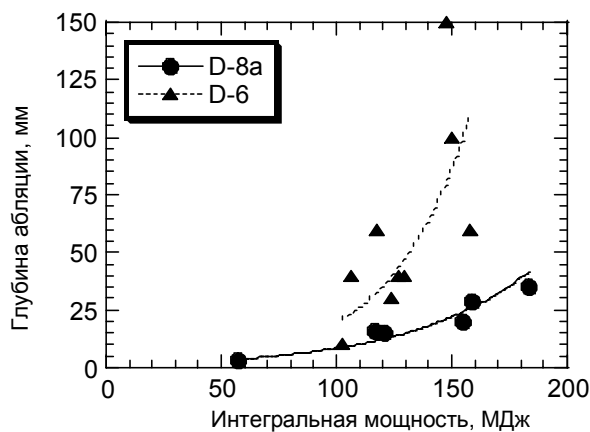


Рисунок 6. Сравнение глубины абляции основания в экспериментах D-6 и D-8а

Сравнение глубины абляции основания для экспериментов D-6 и D-8а приведено на рисунке 6. Большую глубину абляции в эксперименте D-6, в котором не сформировалась стабильная корка, можно объяснить большей теплопроводностью и более низкой температурой плавления нержавеющей стали по сравнению с кориумом в эксперименте D-8а. Ожидается, что в случае отсутствия корки нерасплавленные фрагменты наполнителя могут легко перемещаться вверх за счет разницы в плотностях, когда цементный раствор термически деградирует.

Как видно из рисунка 7, верхний слой шлака поверх нержавеющей стали в эксперименте D-6 содержит смесь большого количества нерасплавленных крупных и мелких фрагментов наполнителя.

На рисунках 8 и 9 показаны распределения температуры в боковой стенке бетонной ловушки для экспериментов D-2 и D-8а, соответственно.



Рисунок 7. Вертикальный разрез верхнего слоя шлака, сформировавшегося в эксперименте D-6

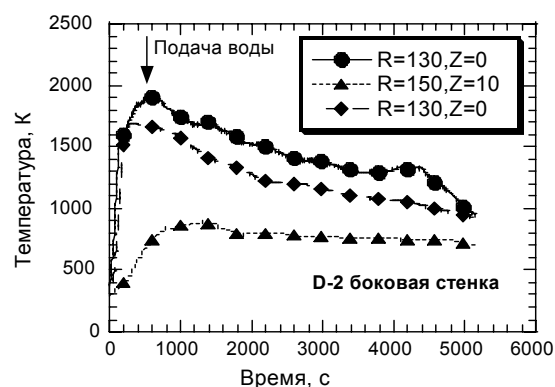


Рисунок 8. Температура боковой стенки ловушки в эксперименте D-2

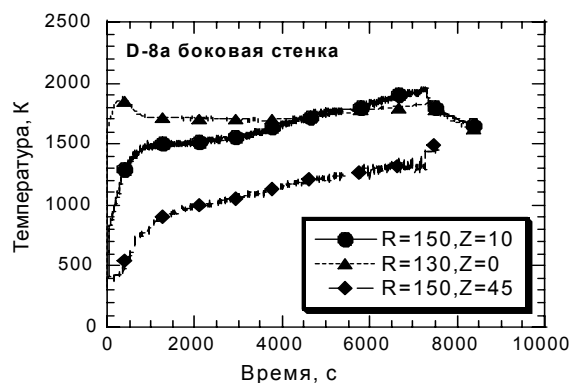


Рисунок 9. Температура боковой стенки ловушки в эксперименте D-8а

Когда на поверхность кориума (в эксперименте D-2) подавалась вода, температура боковой стенки ловушки постепенно снижалась после начального резкого подъема. Как следствие, - глубина абляции бетона в эксперименте D-2 намного меньше, чем в эксперименте D-8а. Предполагалось, что в эксперименте D-2 подаваемая вода проникла в термически деградированный бетон боковой стенки. Поводом для такого заключения послужило то, что бетон при нагреве становится пористым вследствие выхода

газообразных продуктов разложения, формируя при этом пути для потока воды.

Разработана предварительная модель для оценки влияния миграции воды в бетон, которая в совокупности с компьютерным кодом СОСО для нестационарного теплообмена в осесимметричной двумерной модели, разработанным в NUPEC [15-18], применена для анализа экспериментов МССИ COTELS. Нестационарный теплообмен в коде СОСО решается по неявной конечно - разностной схеме. Поскольку конвективный теплообмен не принимается в расчет, применение кода СОСО ограничивается только случаем, когда в кориуме присутствует твердая фракция в достаточно большом количестве. Применено множество соотношений для генерации газообразных продуктов деградации бетона, окисления металлических компонентов кориума этими продуктами, кипения и теплового излучения с верхней поверхности кориума и т.д. Температура бетона рассчитана в коде СОСО с использованием температурной зависимости теплопроводности бетона и эффективной теплопроводности уплотненной подложки по уравнениям Кунии и Смита [19]. В настоящем анализе теплопроводность бетона основывалась на модели Миссенарда [20] а для областей бетона, температура которых превышала температуру солидуса, использовались соотношения Кунии и Смита.

Модель миграции воды схематично показана на рисунке 10. Модель одномерная и основана на явлении ограничения встречного потока (CCFL) для двухфазного потока "газ – жидкость" в пористый слой. Глубина проникновения воды рассчитана для каждого временного шага, соблюдая уравнение CCFL и уравнения конверсии массы и энергии на входе в пористый слой [21,22]. В результате анализа сделан вывод, что бетон становится пористым и вода может проникнуть в бетон, когда температура превышает 440 К, выше которой свободная вода выпаривается из бетона.

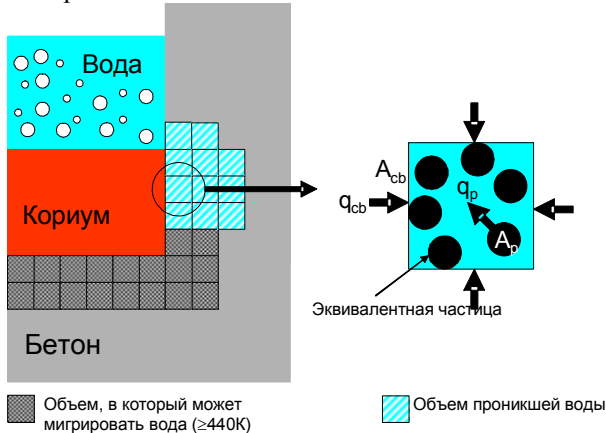


Рисунок 10. Схема предварительной модели миграции воды

Необходимо определить пористость пористого слоя. Основываясь на массовой доле воды в бетоне и разнице в плотностях бетона до и после выхода из

него CO_2 , пористость базальтового бетона оценена на уровне 0.1 при температуре 440 К (испарение свободной воды), 0.13 при 700 К (испарение связанной воды) и 0.15 при 1100 К (выход CO_2). Пористость становится около 0.25, если расплавленный цементный раствор спонтанно перемещается в кориум, а наполнитель (гравий) остается в твердом состоянии (объемная доля раствора в бетоне составляла ~0.25). В представленном анализе пористость пористого слоя принималась постоянной и равной 0.1.

Пористый слой представляется в виде плотного слоя частиц, имеющих такую же пористость и удельную площадь поверхности, как пористый слой. Удельная площадь поверхности S_e оценена по следующим уравнениям (с использованием эквивалентного диаметра частиц в плотном слое D_e):

$$S_e = \frac{6f_{ht}(1-\varepsilon)}{D_e}, \quad (1)$$

$$D_e = \frac{D_{pore}(1-\varepsilon)}{\varepsilon}, \quad (2)$$

где D_{pore} и ε - диаметр пор в пористом слое и пористость, соответственно. Постоянная f_{ht} введена для учета наличия закрытых пор, в которые вода не может проникнуть. D_e и f_{ht} выбраны 0,9 мм и 0,05, соответственно. Необходимо отметить, что ε , D_e (или D_{pore}) и f_{ht} имеют значительную неопределенность и эти параметры необходимо в дальнейшем проверить для уточнения модели миграции воды.

В модели использованы следующие соотношения для CCFL и конверсии массы:

$$j_g^{*1/2} + j_l^{*1/2} = 0.775, \quad (3)$$

$$\rho_g u_g = \rho_l u_l, \quad (4)$$

где:

$$j_g^* = u_g \left[\frac{\rho_g}{g D_h (\rho_l - \rho_g)} \right]^{1/2}, \quad (5)$$

$$j_l^* = u_l \left[\frac{\rho_l}{g D_h (\rho_l - \rho_g)} \right]^{1/2}, \quad (6)$$

$$u_g = u_v + u_{cd}, \quad (7)$$

где u , g , D_h и ρ обозначены поверхностная скорость, гравитационная постоянная, эквивалентный гидравлический диаметр и плотность, а индексы g , l , v и cd означают газ, пар и газообразные продукты разложения бетона, соответственно. Эквивалентный гидравлический диаметр рассчитан по следующему соотношению:

$$D_h = \frac{2\varepsilon D_e}{3(1-\varepsilon)}. \quad (8)$$

Ожидалось, что каналы для миграции воды в термически поврежденный бетон будут узкими. Следовательно, соотношение ССФЛ можно заменить кинетическими уравнениями (закон Дарси) для жидкой и газовой фаз, используя проницаемость деградированного бетона, как физический макропараметр [23,24], если он определен.

Приповерхностная скорость пара на входе в пористый слой рассчитан суммированием скорости генерации пара в ячейке, заполненной водой:

$$\sum_{cell} \sum_{cb} (q_{cb} A_{cb}) + \sum_{cell} \sum_{particle} (q_p A_p) = F_{ent} \rho_v u_v h_{iv}, \quad (9)$$

где q , A , F и h_{iv} - тепловой поток кипения, поверхность теплообмена, поверхность потока и теплота испарения, индексы cb , p и ent означают границы ячейки, эквивалентные частицы и вход в пористый слой, соответственно. Учтена передача тепла в эквивалентных частицах, принимая их за единый объем. Не учтен теплообмен между ячейками миграции воды.

Пространственное разбиение геометрии эксперимента с координатами для позиций термопар показано на рисунке 11. Вертикальное сечение бетонной ловушки с кориумом разбито на расчетные ячейки шириной 1 см. Начальные и граничные условия, включая массу и начальную температуру кориума, мощность индуктора, температуру и давление среды в УПР, заданы в соответствии с результатами эксперимента.

Глубина абляции основания для эксперимента D-8a показана на рисунке 12. Глубина абляции определялась как точка, соответствующая подъему температуры бетона до 1500 К, которая принята за температуру абляции. Расчетные значения усреднены для основания. Максимальная расчетная глубина абляции на ~40% выше средней.

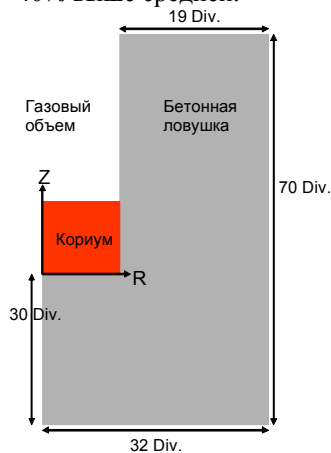


Рисунок 11. Пространственная дискретизация

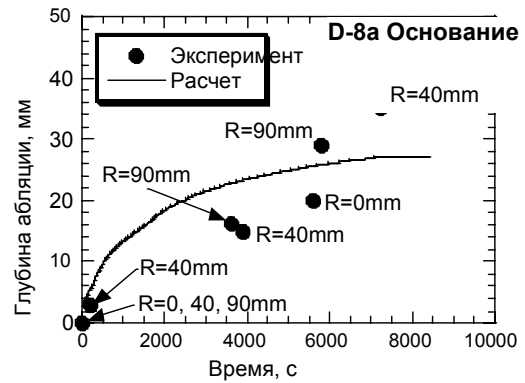


Рисунок 12. Абляция бетонного основания в эксперименте D-8a

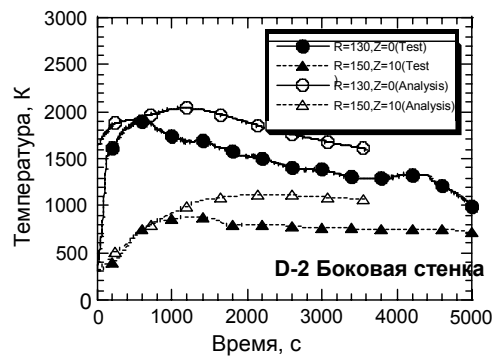


Рисунок 13. Распределение температуры боковой стенки ловушки в эксперименте D-2

Подтверждено, что код СОСО пригоден для количественной оценки абляции на начальной стадии эксперимента. Однако, по истечении ~5000 секунд код СОСО недооценивает наблюдаемую глубину абляции. Одной из возможных причин несоответствия является то, что при анализе не принималось в расчет накопление продуктов абляции бетона на поверхности кориума, что привело к переоценке утечки тепла с поверхности кориума, особенно на поздней стадии эксперимента.

Распределение температуры бетона в боковой стенке ловушки в эксперименте D-2 показано на рисунке 13. При анализе применялась модель миграции воды в деградированный бетон. Расчет с применением кода согласуется с результатами измерений температуры боковой стенки. Но обнаружено большее несоответствие между расчетом и экспериментом для температуры основания, по сравнению с температурой боковой стенки. Расчетная глубина проникновения воды в боковую стенку приведена на рисунке 14. Расчет показывает, что вода проникает в деградированный бетон на глубину ~50 мм от верхней поверхности кориума, что соответствует примерно половине высоты кориума. Учитывая различие между расчетной и измеренной температурой боковой стенки по истечении ~1000 секунд, следует ожидать, что глубина проникновения воды недооценена в расчете.

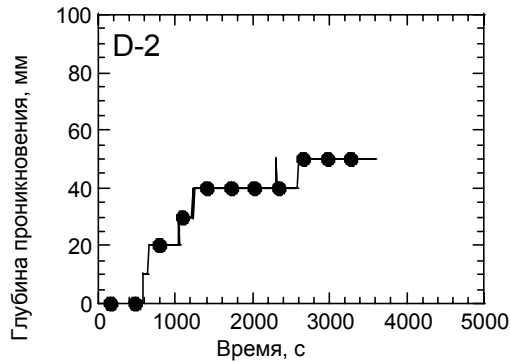


Рисунок 14. Расчетная глубина проникновения воды в пористый слой для эксперимента D-2

Выводы

Выполнена серия экспериментов МССИ в рамках проекта COTELS для изучения параметров деградации бетона в процессе МССИ с подачей воды и без подачи воды на поверхность кориума. Расплав нержавеющей стали или смеси UO_2 , ZrO_2 , Zr , нержавеющая сталь в качестве имитатора кориума сливался в бетонную ловушку. Длительное объемное остаточное тепловыделение моделировалось методом индукционного нагрева.

Скорость абляции базальтового бетона оказалась значительно меньше по сравнению с абляцией цементного раствора без наполнителя в случае, если на поверхности кориума образуется устойчивая корка. Между кориумом и бетоном сформировался слой деградированного бетона, включающий в себя крупные и мелкие фрагменты наполнителя в эксперименте с базальтовым бетоном, поскольку фраг-

менты наполнителя оказались термически более стойкими, чем цементный раствор. В эксперименте с нержавеющей сталью в качестве имитатора кориума подтверждено, что более легкий наполнитель всплывает нерасплавленным. Всплытие нерасплавленных фрагментов наполнителя могло произойти, если на поверхности кориума не образовалось устойчивой корки. Результаты этого эксперимента показывают, что процесс абляции бетона зависит от наличия или отсутствия стабильной корки на поверхности кориума.

Изучено влияние воды, скапливающейся на поверхности кориума сравнением двух экспериментов. В эксперименте с подачей воды было обнаружено, что боковая стенка ловушки начинает охлаждаться после начального резкого повышения температуры. Была высказана гипотеза, что вода мигрирует по каналам, образующимся в бетоне в результате термической деградации боковой стенки. Разработана первичная модель миграции воды, которая включена в код для нестационарного теплообмена. Рассчитана глубина абляции базальтового бетона при отсутствии подачи воды с применением кода СОСО. Кроме того, код СОСО оказался применимым для прогноза распределения температуры в боковой стенке, наблюдаемого в эксперименте с подачей воды.

Благодарность

Работа выполнена в рамках контракта между министерством экономики, торговли и промышленности Японии, корпорацией NUPEC и Национальным ядерным центром республики Казахстан.

Литература

1. R. E. Blose, et al., "SWISS : Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions with Overlying Water Pools", NUREG/CR-4727, SAND85-1546, June 1987.
2. R. E. Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools – The WETCOR-1 Test", NUREG/CR-5907, SAND92-1563, November 1993.
3. E. R. Copus, "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools", Proc. the Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, April 1-3, 1992, KfK 5108, NEA/CSNI/R(92)10, pp. 375-390, November 1992.
4. B. R. Sehgal and B. W. Spencer, "ACE Program Phase D : Melt Attack and Coolability Experiments (MACE) Program", Proc. the Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, April 1-3, 1992, KfK 5108, NEA/CSNI/R(92)10, pp. 345-356, November 1992.
5. B. W. Spencer, et al., "Results of MACE Tests M0 and M1", Proc. the Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, April 1-3, 1992, KfK 5108, NEA/CSNI/R(92)10, pp. 357-374, November 1992.
6. M. T. Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments", Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 317-331, May 2000.
7. D. R. Bradley, et al., "CORCON-MOD3 : An Integrated Computer Model for Analysis of Molten Core-Concrete Interactions", NUREG/CR-5843, SAND92-0167, October 1993.
8. J. J. Foit, et al., "The WECHSL-Mod3 Code : A Computer Program for the Interaction of a Core Melt with Concrete Including the Long Term Behavior – Model Description and User's Manual", FZKA 5522, February 1995.
9. M. T. Farmer and B. W. Spencer, "Status of the CORQUENCH Model for Calculation of Ex-Vessel Corium Coolability by an Overlying Water Layer", Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 332-344, May 2000.
10. M. T. Farmer, "Modeling of Ex-Vessel Corium Coolability with the CORQUENCH Code", Proc. the Ninth International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-9), ICONE-9696, Nice, France, April 8-12, 2001.

11. M. T. Farmer, et al., "Status and Future Direction of the Melt Attack and Coolability Experiments (MACE) Program at Argonne National Laboratory", Proc. the Ninth International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-9), ICONE-9696, Nice, France, April 8-12, 2001.
12. H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (1) : Overview of Project to Study FCI and MCCI during a Severe Accident", Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 285-292, May 2000.
13. H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3) : Ex-Vessel Debris Cooling Tests", Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 302-308, May 2000.
14. V. Zhdanov, et al., "COTELS Project (4) : Structural Investigation of Solidified Debris in MCCI", Proc. the OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, November 15-18, 1999, FZKA 6475, pp. 309-316, May 2000.
15. Y. Maruyama, et al., "Recent Results of MCCI Studies in COTELS Project", Proc. the Third Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS3), Kyeongju, Korea, October 13-16, 2002.
16. Nuclear Power Engineering Corporation, "FY2001 Annual Report for Containment Integrity Test (in Japanese)", March 2002.
17. Nuclear Power Engineering Corporation, "FY2002 Annual Report for Containment Integrity Test (in Japanese)", March 2003.
18. Nuclear Power Engineering Corporation, "Final Report for Containment Integrity Test (in Japanese)", March 2003.
19. D. Kunii and J. M. Smith, "Heat Transfer Characteristics of Porous Rocks", AIChE. J., Vol. 6, No. 1, p. 71, 1960.
20. A. Missenard, "Recherches Rheoriques et Experimentales sur la Conductivite Thermiquedes Betons", Annales de l'Institut du Batiment et des Travaux Publics, Nos. 211-212, pp. 950-968, 1965.
21. Y. Maruyama, et al., "Modeling for Evaluation of Debris Coolability in Lower Plenum of Reactor Pressure Vessel", J. Nucl. Sci. Technol., Vol. 40, No. 1, pp. 12-21, 2003.
22. Y. Maruyama, et al., "Results of LHI Tests and Associated Analyses on In-Vessel Debris Coolability", Proc. the Third Korea-Japan Symposium on Nuclear Thermal Hydraulics and Safety (NTHAS3), Kyeongju, Korea, October 13-16, 2002.
23. H. C. Hardee and R. H. Nilson, "Natural Convection in Porous Media with Heat Generation", Nucl. Sci. Eng., Vol. 63, pp. 119-132, 1977.
24. S. W. Jones, et al., "Dryout Heat Fluxes in Particulate Beds Heated Through the Base", J. Heat Transfer, Vol. 106, pp. 176-183, 1984.

КОРИУМНЫҢ БЕТОНМЕН (МССІ) ӨЗАРА ӘРЕКЕТІ ҮДЕРІСІНДЕ БЕТОННЫҢ УАҚТАНУЫН ЗЕРДЕЛЕУ

¹⁾Жданов В.С., ²⁾Васильев Ю.С., ¹⁾Колодешников А.А., ³⁾Маруяма Ю., ³⁾Кожима Е., ³⁾Тахара М., ³⁾Нагасака Х., ³⁾Като М.

¹⁾ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов қаласы, Қазақстан

²⁾Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов қаласы

³⁾NUPEC, Жапония

Бетонның кориум мен бетонның өзара әрекеті (МССІ) үдерісіндегі кориумның жоғарғы бетіне су берілуі кезінде және судың берілуінсіз бетонның уақтануы параметрлерін зерттеу бойынша COTELS жобасы шегіндегі тәжірибелер сериясы орындалды. Тоттанбайтын болат балқымасы немесе UO_2 , ZrO_2 , Zr тоттанбайтын болаттан тұратын қоспа ауқымды қалдық жылу бөліну модельденген екіөлшемді бетонды аулағышқа индукциялық қыздыру әдісімен құйылды. Су бүркілуінсіз жүргізілген МССІ тәжірибелерінің нәтижелері бетон абляциясы, егер кориум қабықпен қапталатын болса, бетон толықтырғышының (гравий) балқуымен ұсталатындығын, ал цементтік қоспа толықтырғыштан қарағанда термиялық нашарлау екендігін растады. Тұрақты қабықтың болмағандығы кезінде толықтырғыштың балқымай қалған фрагменттері, ізінше, тығыздық кориумына қарағанда азырақ, жоғары жылжи алады. Су бүркілуі жағдайындағы бетонның құбылуы судың термиялық зақымданған бетонға өтетіндігін көрсетті. Судың алдын ала көш-қон моделі СОСО есептік кодына стационарлық емес жылуалмасу жағдайлары үшін енгізілді. Есептер СОСО кодында бетондағы МССІ „құрғақ“ және „ылғал“ тәжірибелерінің термиялық үндесулерімен келісімделеді.

A STUDY ON CONCRETE DEGRADATION DURING MOLTEN CORE/CONCRETE INTERACTIONS

¹⁾V.S. Zhdanov, ²⁾Y.S. Vassiliev, ¹⁾A.A. Kolodeshnikov, ³⁾Yu Maruyama,

³⁾Yoshihiro Kojima, ³⁾Mika Tahara, ³⁾Hideo Nagasaka, ³⁾Masami Kato

¹⁾Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

²⁾National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov

³⁾NUPEC, Japan

A series of MCCI tests was performed in COTELS project at NUPEC to examine concrete degradation characteristics during MCCI with and without water addition onto the debris. Molten stainless steel or a mixture composed of UO_2 , ZrO_2 , Zr and stainless steel was slumped into a two-dimensional concrete trap, where volumetric decay heat generation was simulated by an induction heating technique. The results of dry MCCI tests implied that concrete ablation was

dominated by melting of aggregates when the debris was crusted and cement was thermally weaker than aggregates. Without presence of stable crust, unmolten aggregates were possible to relocate upward due to the density difference from the debris. Concrete responses under a wet condition showed a tendency that water migrated into thermally degraded concrete. A preliminary water migration model was incorporated into COCO code for transient heat conduction. The prediction by COCO code agreed with the tendency of concrete thermal responses observed in the dry and wet MCCI tests.

УДК 621.039.526:621.039.54

МЕТОДИКА РЕАКТОРНЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ЛИТИЕВОЙ КЕРАМИКИ

¹⁾Гордиенко Ю.Н., ²⁾Зверев В.В., ⁴⁾Кавамура Х., ¹⁾Кенжин Е.А.,
¹⁾Колбаенков А.Н., ³⁾Кульсартов Т.В., ³⁾Шестаков В.П., ²⁾Тажигаева И.Л.

¹⁾Институт атомной энергии НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

²⁾НИИ ЭТФ КазНУ, Алматы

³⁾Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатов

⁴⁾JAERI, Япония

В работе представлена методика длительного ресурсного облучения литиевой керамики (Li_2TiO_3) на реакторе ВВР-К. Эксперименты проводились на реакторе ИВГ.1М. В процессе создания методики были разработаны различные варианты конструкции контейнеров ампульного устройства с гелиевой системой регулирования температуры образцов. Для моделирования условий облучения на реакторе ВВР-К в центральном канале реактора ИВГ.1М установлен водоохлаждаемый чехол, на базе стенда "Лиана" создана гелиевая петля.

Проведена серия методических реакторных экспериментов по определению теплофизических характеристик ампульного устройства с образцами литиевой керамики и карбида бора. Создана система измерения выхода трития из литиевой керамики в процессе облучения. Изготовлены и переданы в ИЯФ НЯЦ РК две сборки по три ампулы в каждой с образцами литиевой керамики обогащением 95 % для проведения ресурсных испытаний на реакторе ВВР-К.

ВВЕДЕНИЕ

Исследования по проекту ИТЭР включают в себя решения множества сложных научно-технических проблем различного направления, в том числе проблемы воспроизводства трития, который в обозримом будущем рассматривается как один из незаменимых энергоносителей. В настоящее время продолжаются исследования по выбору наиболее эффективного воспроизводящего тритий материала бланкета ИТЭР для его испытаний на экспериментальных модулях.

В качестве материала керамического бридера для воспроизводства трития в составе бланкета ИТЭР рассматривается литиевая керамика Li_2TiO_3 . Предполагается, что шарики литиевой керамики диаметром ~1 мм будут прокачиваться через зону нейтронного облучения, при этом в керамике за счет ядерной реакции ${}^6\text{Li}(n,\alpha){}^3\text{H}$ образуется тритий, который затем выделяется и аккумулируется в специальных емкостях.

Важной задачей, связанной с воспроизводством трития является изучение процесса генерации и накопления трития в материалах бланкета ИТЭР, содержащих изотоп лития ${}^6\text{Li}$. В частности, в процессе работы бланкета для такого материала, как литиевая керамика, существует проблема ее радиационной стойкости. Для решения данной проблемы необходимо было разработать методику экспериментальных исследований литиевой керамики на реакторе ВВР-К НЯЦ РК, которая будет обеспечивать 20 % уровень выгорания по литию с контролем процесса выделения трития в течение всего времени облучения.

Работа выполнялась при поддержке проекта МНТЦ К-578 с участием JAERI (Япония).

Цель исследований заключается в разработке методики и создании ампульных устройств для обеспечения длительного реакторного облучения образцов литиевой керамики на реакторе ВВР-К.

Задачи:

- разработка и создание экспериментальных устройств для реакторных испытаний образцов;
- отработка методики экспериментов по обеспечению технических требований к испытаниям;
- определение теплофизических параметров ампульных устройств процессе реакторного облучения;

Объектом исследования является литиевая керамика (Li_2TiO_3) с обогащением 7 % по изотопу ${}^6\text{Li}$ в форме шариков диаметром ~1мм.

Облучение образцов проводились на реакторе ИВГ.1М.

Эксперименты проводились на стенде «Лиана» с помощью ампульного устройства "ИНЕШ", размещенного в центральном канале реактора ИВГ.1М. Время облучения (для проведения одного эксперимента) составляло от трех до шести часов, плотность потока нейтронов $\sim 1,2 \cdot 10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Задача ресурсного эксперимента на реакторе ВВР-К (ИЯФ НЯЦ РК) заключается в длительном облучении образцов литиевой керамики (обогащением 95 % по изотопу ${}^6\text{Li}$) в двух типах ампульных устройств: пассивных (Р) и активных (А). Пассивные ампульные устройства предназначены для наработки 20 % выгорания (по Li) при постоянных температурах образцов, которые в последующем будут подвергнуты послереакторным материаловедческим исследованиям. Активные ампульные устройства предназначены для определения выхода трития из облучаемых образцов в процессе всего цикла ресурсных испытаний при заданной циклограмме изменения температуры образцов. Состав и условия облучения представлены в таблице 1.

На основе результатов тепловых и нейтронно-физических расчетов, была выбрана конструкция, обеспечивающая заданные технические условия по выгоранию лития и по температуре образцов.

Таблица 1. Тип, содержание и условия облучения образцов литиевой керамики в реакторе ВВР-К

Ампула	Состав керамики	Тип и количество образцов	Температура испытаний, °С
A1	Li_2TiO_3	~2 г шариков Ø1 мм	400÷900
A2	$\text{Li}_2\text{TiO}_3+5\text{mol\% TiO}_2$	~2 г шариков Ø1 мм	400÷900
A3	$\text{Li}_2\text{TiO}_3+5\text{mol\% TiO}_2$	~2 г шариков Ø1 мм	650
P1	$\text{Li}_2\text{TiO}_3+5\text{mol\% TiO}_2$	~2 г шариков Ø1 мм + таблетки 10 штук Ø8×1 мм	400
P2	$\text{Li}_2\text{TiO}_3+5\text{mol\% TiO}_2$	~2 г шариков Ø1 мм + таблетки 10 штук Ø8×1 мм	900
P3	$\text{Li}_2\text{TiO}_3+5\text{mol\% TiO}_2$	~2 г шариков Ø1 мм + таблетки 10 штук Ø8×1 мм	650

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ

Для экспериментального определения энерговыделения в образцах литиевой керамики калориметрическим методом были проведены эксперименты на реакторе ИВГ.1М на различных стационарных уровнях тепловой мощности. В качестве образцов была использована литиевая керамика в виде шариков диаметром 2 мм с природным содержанием изотопа ^6Li (7 %). Получены температурные зависимости радиационного разогрева образцов литиевой керамики при мощности реактора 1 МВт, 2 МВт, 3 МВт и 6 МВт и измерен выход трития из образцов в процессе облучения. По результатам экспериментов определена величина энерговыделения в литиевой керамике Li_2TiO_3 с обогащением 7 % по изотопу ^6Li ($1,4 \cdot 10^7$ Вт·м³ на 1 МВт мощности реактора) и установлен характер выделения трития из образцов при экстракции его в вакуум.

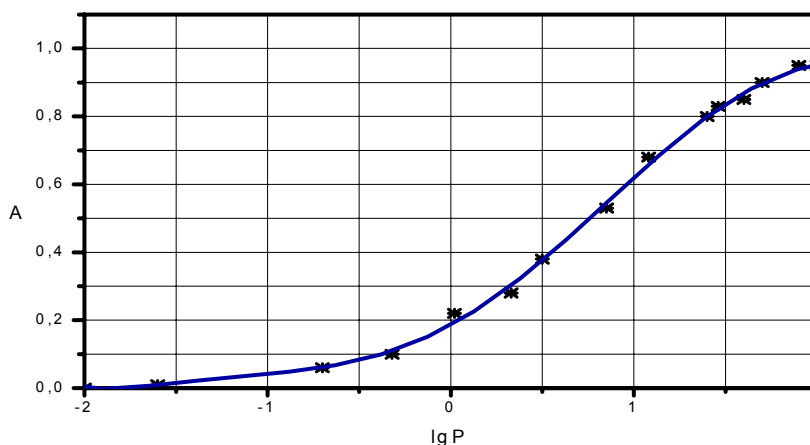
После уточнения нейтронно-физических и тепло-технических характеристик различных вариантов ампульных устройств для ресурсных испытаний образцов литиевой керамики на реакторе ВВР-К была выбрана конструкция диффузионной ячейки с гелиевой системой регулирования температуры. При этом основным критерием выбора конструкции ампульного

устройства явилось обеспечение 20 % уровня выгорания лития за время облучения 5000 часов.

Система регулирования температуры образцов основана на использовании зависимости теплопроводности гелия от давления. В ампуле создается гелиевая среда в интервале давлений от 10^{-1} Па до 10^5 Па. При давлении 10^{-1} Па (вакуум) теплопроводностью гелия можно пренебречь и учитывать только теплообмен излучением. Далее, при увеличении давления до 10^2 Па и выше, начинается существенный вклад теплопроводности гелия и осуществляется регулирование температуры образцов за счет изменения давления гелия.

По литературным данным [1], в интервале от 100 до 760 торр потери тепла в водороде увеличиваются лишь на 7 %, тогда как в области ниже 50 торр они уменьшаются почти на 100 %. Тщательные измерения показывают, что при очень низких давлениях теплопроводность уменьшается с давлением линейно.

Теплопроводность газовой смеси при вакуумировании полости ампульного устройства оценивалась с использованием литературных данных [2], представленных на рисунке 1.



P – [торр], A – отношение теплопроводности гелия при заданном давлении к теплопроводности гелия при атмосферном давлении

Рисунок 1. Зависимость теплопроводности гелия от давления

Для отбора трития из смеси газов, содержащихся в ампульном устройстве и его регистрации, разработано устройство на базе водородного фильтра из сплава палладия и серебра (PdAg), обеспечивающее условия высокого вакуума в измерительной системе и позволяющее применить метод масс-

спектрометрической регистрации выхода трития. В процессе реакторного эксперимента смесь гелия и выделяющегося трития распределяется по всему объему ампулы и попадает на разогретую поверхность фильтра, при этом тритий проникает через трубку

фильтра в вакуумный измерительный тракт к датчику масс-спектрометра и магниторазрядный насос.

Устройство представляет собой тонкостенную трубку $\varnothing 2 \times 0,1$ мм, по которой прокачивается смесь газов из ампулы, при этом с наружной стороны трубки производится отбор проникающего сквозь трубку трития и по линии вакуумной откачки тритий попадает на масс-спектрометрический датчик. Для обеспечения высокой эффективности процесса отбора трития трубка фильтра прогревается до температуры не ниже 500°C . Схема фильтра представлена на рисунке 2.

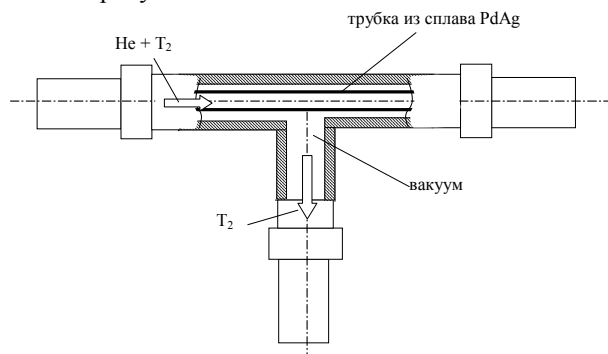


Рисунок 2. Схема фильтра для отбора трития из гелиевой петли

Для реакторной отработки новой конструкции ампульного устройства на базе экспериментальной установки напуска водорода стенда «Лиана» создана система подачи и откачки гелия в облучаемое ампульное устройство – гелиевая петля (рисунок 3). Гелиевая петля позволяет плавно напускать и откачивать, а так-

же поддерживать давление гелия в интервале от 10^{-1} до 10^5 Па в ампульном устройстве, при этом поток гелия проходит через трубку фильтра, с наружной стенки которого производится отбор трития.

Для обеспечения механизма охлаждения ампулы за счет теплопроводности гелия потребовалось разработать контур водяного охлаждения ампульного устройства, размещенного в центральном канале реактора ИВГ.1М. Такое устройство позволило смоделировать условия облучения на реакторе ВВР-К. С этой целью были разработаны два варианта чехлов с водяным охлаждением: с беспроточной и проточной схемой охлаждения. При использовании схемы беспроточного охлаждения в качестве охлаждающей жидкости возможно использование тяжелой воды, которая позволит увеличить поток тепловых нейтронов и снизить влияние экспериментального устройства на реактивность реактора. Однако реакторный эксперимент показал, что объем охлаждающей жидкости при беспроточной схеме оказался недостаточным для обеспечения охлаждения ампульного устройства. Поэтому была реализована проточная схема охлаждения. Схема чехла проточного водяного охлаждения представлена на рисунке 4. Ампульное устройство «ИНЕШ» с чехлом водяного охлаждения (рисунок 5) размещается в корпусе ФКЭ (физический экспериментальный канал) центральной сборки 72.000 реактора ИВГ.1М. В качестве образцов использовали шарики литевой керамики диаметром ~1 мм с обогащением 7 % по изотопу ^6Li .

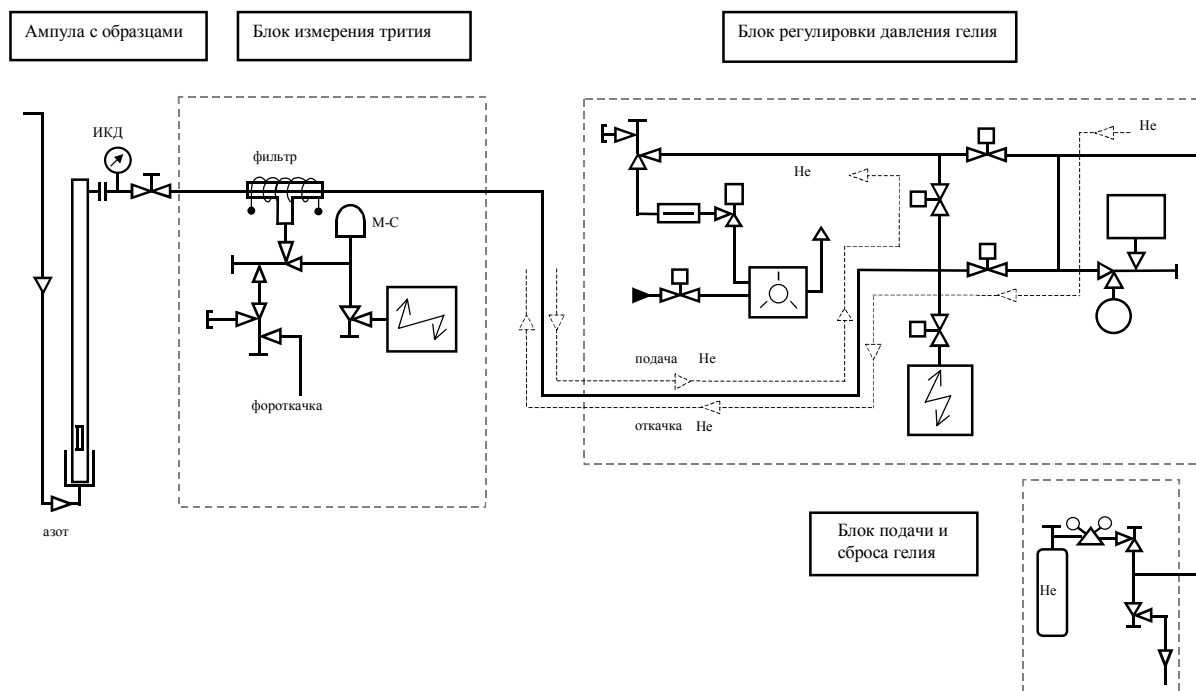
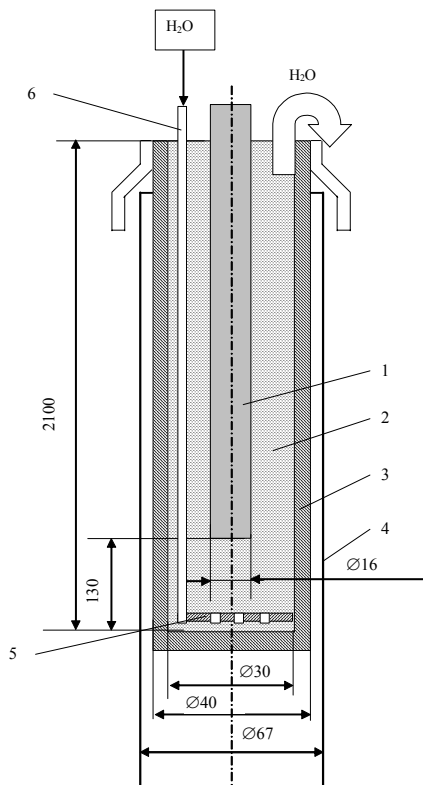
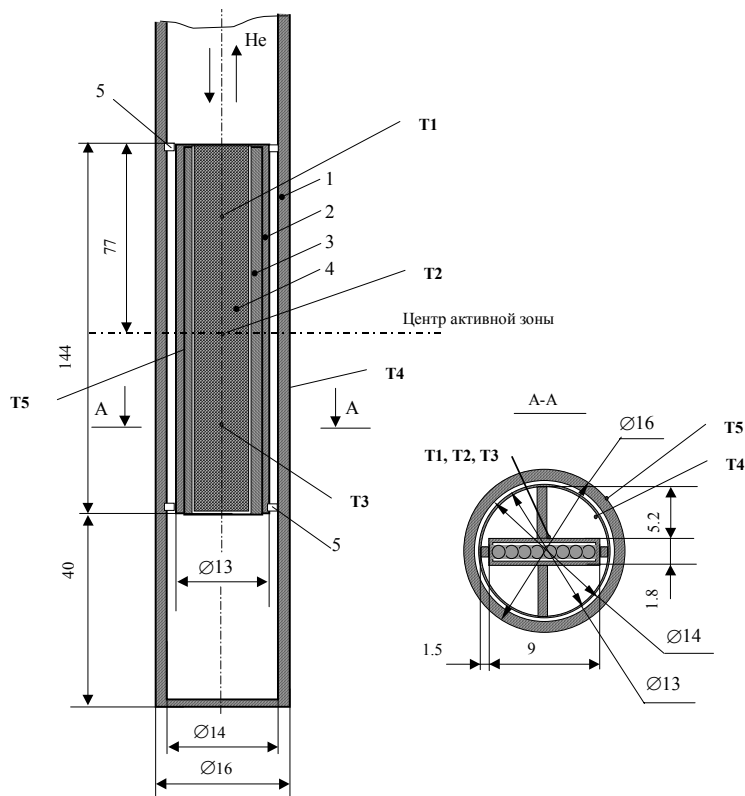


Рисунок 3. Схема стенда «Лиана» с гелиевой петлей



1 – ампула «ИНЕШ»; 2 – вода; 3 – чехол водяного охлаждения; 4 – корпус ФКЭ; 5 – решетка для распределения воды; 6 – трубка (Ø6×1 мм) подачи воды охлаждения

Рисунок 4. Чехол водяного охлаждения с проточной схемой



1 – корпус ампульного устройства «ИНЕШ»; 2 – тепловой экран; 3 – ребра теплопередачи; 4 – контейнер с образцами; 5 – керамические вставки; T1, T2, T3 – термопары на контейнере с образцами; T4 – термопара на корпусе ампулы; T5 – термопара на тепловом экране

Рисунок 5. Схема конструкции контейнера с образцами в ампуле «ИНЕШ»

Конструкция, размеры контейнера с образцами и схема размещения термопар приведены на рисунке 5. Контейнер для размещения образцов представляет собой емкость прямоугольного сечения, изготовленную из листа нержавеющей стали толщиной 0,5 мм. Образцы общим весом ~2 г засыпаются в контейнер. Контейнер закреплен в тепловом экране из нержавеющей трубки Ø13×0,5 мм, на внутренней боковой поверхности которого по всей длине экрана с помощью аргоно-дуговой сварки закреплены четыре ребра толщиной 1,0 мм, необходимые для повышения теплопередачи от контейнера к экрану. Тепловой экран с контейнером располагается соосно корпусу ампулы и имеет кольцевой зазор с корпусом ~0,5 мм, который обеспечивается керамическими вставками. Корпус ампулы представляет собой трубку Ø16×1 мм, которая размещается в чехле водяного охлаждения.

Чехол водяного охлаждения из алюминиевого сплава Д16 закреплен в корпусе ФКЭ и представляет собой «стакан» с охлаждением проточной водой, подаваемой снизу по трубке Ø6×1 мм через рассекатель с расходом 100 г/с.

Температура образцов регулировалась изменением давления гелия в гелиевой петле. Снаружи корпус ампулы охлаждался проточной водой из штатной системы охлаждения реактора.

Максимальная температура при использовании образцов литиевой керамики с обогащением 7 % по изотопу ${}^6\text{Li}$ по оценкам составила величину не более 300°C. Этого недостаточно для проверки соответствия расчетов и испытываемой конструкции ампулы техническим требованиям. Поэтому было решено смоделировать энерговыделение образцов литиевой керамики с обогащением 95 % по изотопу ${}^6\text{Li}$ использованием другого материала – карбида бора B_4C (с обогащением по изотопу ${}^{10}\text{B}$ ~90,8 %). Для этого в контейнер ампульного устройства был засыпан карбид бора. Образец карбида бора B_4C представляет собой мелкодисперсный порошок плотностью 0,35 г/см³. Вес загруженного в контейнер порошка составил 0,5 г. При этом, по расчетам, моделируется 90 % от энерговыделения образцов литиевой керамики с обогащением 95 % по изотопу ${}^6\text{Li}$. Было проведено два реакторных эксперимента. В первом определялся температурный интервал образцов и возможность плавного регулирования температуры изменением давления гелия. Во втором изучалась возможность поддержания температуры образцов при постоянном давлении гелия в ампуле и исследовалась зависимость температуры образцов от давления гелия. Результаты экспериментов представлены на рисунках 6 и 7.

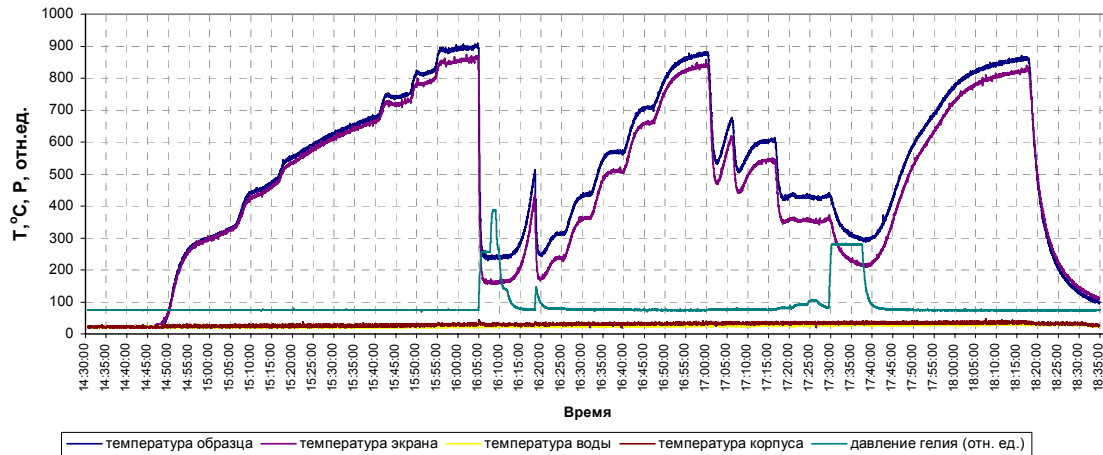


Рисунок 6. Параметры элементов ампульного устройства и давление гелия в процессе облучения на первом пуске – пуск П-03-2, 09.04.2003 г. (1 отн.ед. = 0,4 торр)

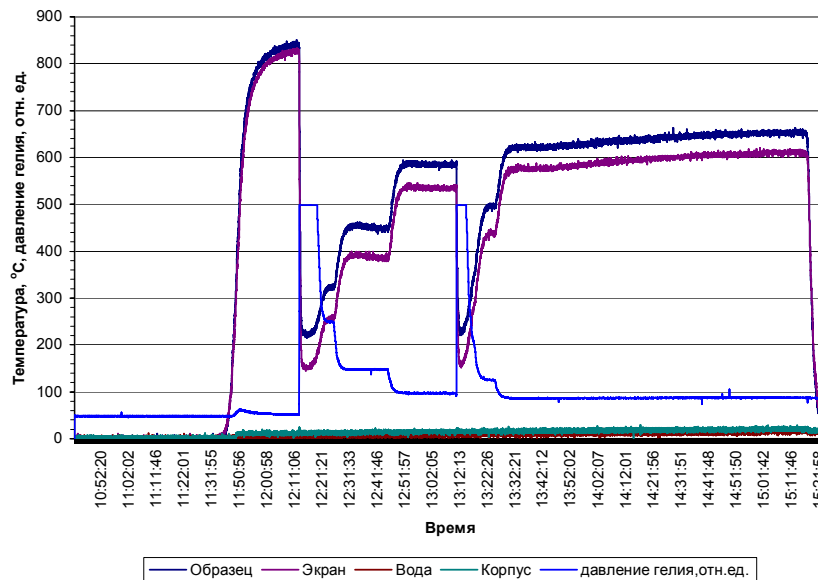


Рисунок 7. Параметры эксперимента в процессе облучения на втором пуске – П-03-3, 23.04.2003 г. (1 отн.ед. = 0,4 торр)

По результатам реакторных испытаний в эксперименте установлена максимальная температура образцов 900°C, что соответствует техническому требованию и получена при давлении гелия менее 6 мм рт.ст.

Для завершения испытаний контейнера с модельным материалом – карбидом бора – необходимо, во-первых, определить возможность длительного удержания заданной температуры контейнера с образцами регулированием давления гелия в ампуле, во-вторых, уточнить зависимость температуры образцов от давления гелия в ампуле для интервала температур от 400°C до 900°C.

По результатам обработки экспериментальных данных получили зависимость температуры образцов от давления гелия в ампульном устройстве, представленную на рисунке 8. Диапазон регулирования давления гелия находится в пределах от 0,5 мм рт. ст. до 5 мм рт. ст., что соответствует изменению температуры образца от 900°C до 400°C.

Во втором пуске получены следующие результаты:

- установлено, что максимальная температура контейнера с карбидом бора при тепловой мощности реактора 6 МВт составила 850°C, это соответствует температуре контейнера в конце прошлого эксперимента;
- градиент температуры между контейнером и тепловым экраном при быстром напуске гелия (охлаждении) увеличивается до 50°C, но в процессе стабилизации температуры градиент снижается до 20°C;
- уточнен диапазон регулирования давления гелия для задания температуры образцов в пределах от 400°C до 850°C – от 0,5 мм рт.ст. до 5 мм рт.ст.;
- обнаружено, что за время удержания (в течение полутора часов) температуры контейнера с образцами на уровне 620°C в процессе облучения произошло увеличение температуры до 650°C при росте давления в ампуле на 0,025 мм рт. ст.

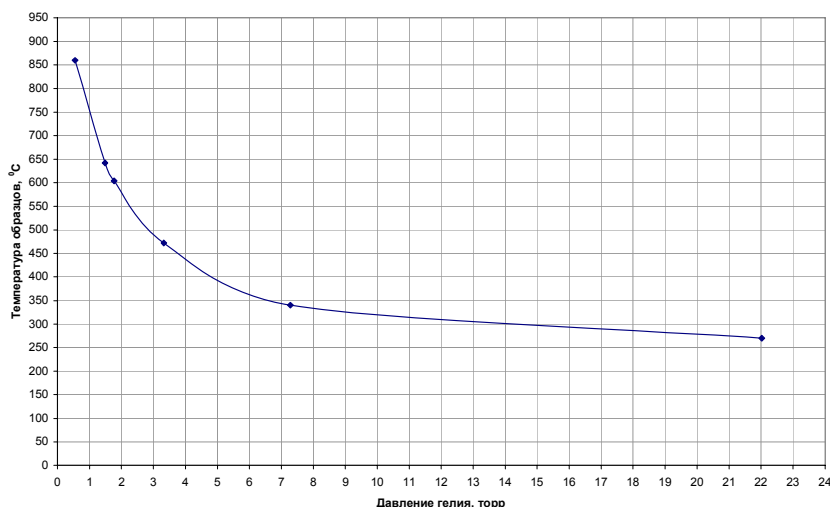


Рисунок 8. Зависимость температуры образцов от давления гелия в ампульном устройстве



Рисунок 9. Сборка с ампулами для ресурсных испытаний образцов литиевой керамики на реакторе ВВР-К ИЯФ НЯЦ РК

Таким образом, установлено, что в процессе облучения можно легко изменять и устанавливать любую температуру контейнера в заданном интервале.

Анализ экспериментальных данных показал, что изменение температуры контейнера в процессе удержания на заданном уровне связано не с ростом давления гелия, а с выделением технологических газов (CO , CO_2 и H_2O) из материалов ампулы. Механизм этого процесса заключается в следующем: эти технологические газы способны поглощать и излучать лучистую энергию [3], т.е. эти газы образуют в смеси с гелием как бы «экран» для потока лучистого теплообмена с некоторым коэффициентом «прозрачности», который и определяет рост температуры контейнера, тогда как такие газы как гелий и водород являются прозрачными для излучения и не влияют на лучистый теплообмен.

Для устранения этого явления необходимо длительное (не менее суток) высокотемпературное обезгаживание ампульных устройств как до облучения, так и в начале процесса облучения.

На рисунке 9 представлен общий вид сборки с ампулами, содержащими образцы литиевой керамики.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В процессе создания методики были разработаны различные варианты контейнеров для облучения образцов литиевой керамики, проведены их реакторные испытания в составе ампульного устройства "ИНЕШ" в интервале температуры от 100°C до 900°C . Температура образцов в процессе облучения регулировалась изменением давления гелия внутри ампулы при охлаждении корпуса ампулы проточной

водой. Для моделирования энерговыделения в образцах литиевой керамики с обогащением 95 % по изотопу ^6Li использовали порошок карбида бора B_4C с обогащением 90 % по изотопу ^{10}B .

Разработана, изготовлена и испытана в условиях облучения на реакторе ИВГ.1М конструкция ампульного устройства, позволяющая изменением давления гелия надежно регулировать температуру образцов в заданном интервале в соответствии с техническими требованиями для обеспечения ресурсных испытаний литиевой керамики. Установлен интервал давлений гелия для регулирования температуры образцов от 400°C до 900°C .

Разработан, изготовлен и испытан фильтр для отбора и измерения количества трития из потока гелия с использованием тонкостенной трубки из сплава палладий-серебро с рабочей температурой $\sim 500^\circ\text{C}$. В процессе реакторного эксперимента смесь гелия и выделяющегося трития распределяется по всему объему ампулы и попадает на разогретую поверхность фильтра, при этом тритий проникает через трубку фильтра в вакуумный измерительный тракт к датчику масс-спектрометра и магниторазрядный насос.

В соответствии с техническими требованиями (таблица 1) изготовлены две ампульные сборки по три ампулы в каждой с образцами литиевой керамики (обогащение 95 % по изотопу ^6Li). Ампульные сборки с необходимой сопроводительной документацией переданы в ИЯФ НЯЦ РК для проведения ресурсных испытаний.

ЛИТЕРАТУРА

1. Дэшман С. Научные основы вакуумной техники. Издательство Мир, 1964.
2. Евсиков А.С., Макеев А.А., Любимова Л.Л. и др. Термическое сопротивление гелия в зазоре при изменении давления. УДК 536.24 Томский политехнический институт, 1986г
3. Михеев М.А., Михеева И.М. Основы теплопередачи. Изд. 2-е стереотип. М., "Энергия", 1977.

ЛИТИЙЛІК КЕРАМИКАНЫ ЗЕРТТЕУ БОЙЫНША РЕАКТОРЛЫҚ ТӘЖІРИБЕЛЕР ӘДІСТЕМЕСІ

¹⁾Гордиенко Ю.Н., ²⁾Зверев В.В., ⁴⁾Кавамура Х., ¹⁾Кенжин Е.А.,
¹⁾Колбаенков А.Н., ³⁾Кульсартов Т.В., ³⁾Шестаков В.П., ²⁾Тажибаева И.Л.

¹⁾ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов қаласы, Қазақстан

²⁾ҚазҒБ ЭТФ ФЗИ, Алматы

³⁾Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов қаласы

⁴⁾JAERI, Жапония

Жұмыста литийлік керамиканың (Li_2TiO_3) ВВР-К реакторында ұзақ уақыт ресурсты сәулелендірілуінің әдістемесі ұсынылған. Тәжірибелер ИВГ.1М реакторында жүргізілді. Әдістеме жасау үдерісінде үлгілер температурасын реттеудің гелий жүйелі ампулалық құрылғы контейнерлері құрылмасының түрлі нұсқалары әзірлемеленді. ВВР-К реакторындағы сәулелендіру жағдайларын модельдеу үшін ИВГ.1М реакторының орталық арнасына сусутушы қаптама орнатылды, „Лиана“ текшесінің базасында гелийлі ілгек жасалды.

Литийлік керамика мен бор карбиді үлгілерімен ампулалық құрылғының жылуфизикалық сипаттамаларын анықтау бойынша әдістемелік реакторлық тәжірибелер сериясы жүргізілді. Сәулелену үдерісінде тритийдің литийлік керамикадан шығуын өлшеу жүйесі жасалды. ҚР ҰЯО ЯФИ-на әрқайсысында 95% байытылған литийлі керамика үлгілерімен үш-үштен ампулалары бар екі құрама ВВР-К реакторында ресурсты сынақтар жүргізу үшін берілді.

REACTOR EXPERIMENTS FOR LITHIUM CERAMICS INVESTIGATION METHODOLOGY

¹⁾Yu.N. Gordiyenko, ²⁾V.V. Zverev, ⁴⁾H. Kawamura, ¹⁾E.A. Kenzhin,
¹⁾A.N. Kolbayenkov, ³⁾T.V. Kulsaratov, ³⁾V.P. Shestakov, ²⁾I.L. Tazhibayeva

¹⁾Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

²⁾SRI ETP KazNU, Almaty

³⁾National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov

⁴⁾JAERI, Japan

The work represents a methodology of long-duration resource exposure to radiation of lithium ceramics (Li_2TiO_3) at WWR-K reactor. The experiments were conducted at IVG.1M reactor. In the process of approaching to the methodology different options of the design of ampoule device tanks' with helium system for sample control were developed. There was installed a water-cooled casing in the central channel of IVG.1M reactor and was designed a helium loop on the base of "Liana" stand to model the conditions of exposure to radiation at WWR-K reactor.

There was performed a series of methodical reactor experiments to determine the thermal characteristics of the ampoule device with lithium ceramics and boron carbide samples. It was designed a measurement system for tritium outlet from lithium ceramics in the course of exposure to radiation. The two assemblies with three ampoules each consisting of 95% enriched lithium ceramics samples to perform resource experiments at WWR-K reactor were manufactured and sent to INP NNC RK.

УДК 621.039.526:621.039.54

**НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ ТЕМПЕРАТУРЫ РАСПЛАВА
ТУГОПЛАВКИХ КОМПОНЕНТОВ В ТИГЛЕ ЭЛЕКТРОПЛАВИЛЬНОЙ ПЕЧИ
В ИССЛЕДОВАНИЯХ БЕЗОПАСНОСТИ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ****Шаповалов Г.В.***Институт атомной энергии НАЦ РК, Курчатов, Казахстан*

Исследования по безопасности ядерных реакторов проводятся на экспериментальной установке с применением электроплавильной печи для получения расплавов тугоплавких компонентов на основе UO_2 . Из-за высоких температур и агрессивной среды в тигле электроплавильной печи невозможно применить стандартные средства измерения температуры расплава. В статье рассматривается разработанное для этих целей специальное устройство на основе ИК-датчика M78 производства MIKRON INSTRUMENT COMPANY, Inc. – датчик температуры расплава (ДТР). Приводятся примененные в экспериментах схемы измерений температуры расплава ДТР, представлены некоторые результаты измерений температуры расплава ДТР, описаны некоторые результаты изучения влияния потока аргона на погрешность измерений ДТР. Сделан вывод о применимости разработанной конструкции ДТР в условиях сверхвысоких температурах (до $3600^\circ C$) и агрессивной (оксидной) среды.

ВВЕДЕНИЕ

При проведении экспериментальных исследований безопасности ядерных реакторов осуществляется плавление тугоплавких компонентов (оксидов урана, циркония) в тигле электроплавильной печи (ЭПП). Измерения температуры расплава в процессе эксперимента является важной задачей, которая не может быть решена с помощью традиционных датчиков-термопар [1]. Высокая температура и оксидная среда, а также относительно большие времена нагрева тигля ЭПП, приводят к разрушению оболочек и электрической изоляции даже самых стойких термопар намного раньше, чем происходит плавление материала в тигле. Из-за большого выделения газов, дыма и образования паров металлов и аэрозолей при плавлении тугоплавких оксидов также невозможно эффективно применить бесконтактные методы, использующие измерения теплового излучения с поверхности расплава.

Поэтому за основу методики измерения температуры расплава был принят метод, в котором применяется пирометр и термовелл [2]. В таком варианте термовелл находится внутри тигля и контактирует с агрессивной средой своими внешними стенками. Термовелл нагревается тепловыми потоками, действующими внутри тигля, а пирометр измеряет температуру донной части термовелла, являющейся моделью черного тела. При этом, аэрозоли, газы и агрессивная среда внутри тигля не должны иметь доступа во внутреннюю часть термовелла, так как может быть недопустимо уменьшена прозрачность оптического канала пирометра внутри термовелла. Важно отметить, что температура расплава может быть измерена только при погружении термовелла в расплав. Если же установить чувствительную часть (донную часть) термовелла непосредственно над поверхностью расплава, то будет измеряться температура стенок тигля, расположенных вблизи чувствительной части термовелла. Это связано с неодно-

родностью потоков теплового излучения в тигле (а, как известно, нагрев тел при температурах более $2000^\circ C$ определяется в основном тепловым излучением). Так тепловое излучение с поверхности расплава, нагревающее термовелл, значительно меньше, чем с поверхности стенок тигля, так как стенки тигля имеют площадь поверхности излучения намного больше, чем расплав, и температуру на $100-150^\circ C$ выше температуры расплава. С другой стороны, даже при погружении чувствительной части термовелла в расплав, часть термовелла над расплавом будет в значительной степени нагреваться тепловым излучением от стенок тигля, что приведет к дополнительному нагреву донной части термовелла и, как следствие, к погрешности измерения температуры расплава. Поэтому для уменьшения погрешности измерения температуры расплава должны быть приняты меры, снижающие отрицательное влияние тепловых потоков от стенок тигля. В то же время, при погружении в расплав термовелл должен выдерживать воздействие высокотемпературной и агрессивной среды в течение необходимого времени, определяемого задачами эксперимента.

Применение выпускаемых промышленностью пирометров с термовеллом, предлагаемых современными фирмами, неприемлемо из-за существенных особенностей нестандартной конструкции тигля и ЭПП и, как следствие, вытекающих отсюда ряда дополнительных требований к конструкции присоединительного устройства для термовелла и пирометра, а также из-за стандартной конструкции термовелла, не учитывающей особенностей условий среды в данном тигле.

Итак, с учетом отмеченных выше проблем для решения задачи измерения температуры расплава при плавлении тугоплавких компонентов в тигле ЭПП был разработан датчик температуры расплава (ДТР) с новой конструкцией термовелла и монтажного (присоединительного) устройства. В качестве

пирометра был применен ИК-датчик типа M78 фирмы MIKRON INSTRUMENT COMPANY, Inc. В конструкции ДТР были учтены следующие специальные требования:

- технологичность монтажа на крышке ЭПП и в тигле;
- прочность монтажного устройства с защитным окном, как части корпуса экспериментальной установки, рассчитанного на внутреннее давление 50 атм.
- герметичность соединений монтажного устройства с защитным окном и с крышкой ЭПП;
- возможность юстировки оптической сборки пирометра на дно термовелла;
- надежность фиксации в заданном положении сборки термовелла соосно с оптической сборкой пирометра во время всего эксперимента;
- возможность охлаждения стальных элементов крепежного устройства термовелла;
- достаточность стойкости термовелла к высокотемпературной и химически активной среде в тигле ЭПП;
- измерение температуры только донной (чувствительной) части термовелла;
- достаточная прозрачность оптического канала пирометра внутри термовелла и монтажного устройства.

Кроме того, выбор ИК-датчика M78 был обусловлен тем, что этот тип датчика имеет большой диапазон измерения температур (1200-3600°C), малую инструментальную погрешность измерения (не более 0.75%), высокую помехозащищенность из-за использования оптоволоконного кабеля.

На экспериментах серии UTD проводились измерения температуры в тигле ЭПП с использованием ДТР. В данной статье представлены схемы вариантов измерений температуры расплава ДТР, некоторые результаты измерений температуры расплава в тигле ЭПП с помощью ДТР, которые демонстрируют диагностический потенциал разработанного устройства, экспериментальное изучение некоторых вопросов методической погрешности измерений ДТР.

СХЕМЫ ИЗМЕРЕНИЙ ТЕМПЕРАТУРЫ ДТР В ТИГЛЕ ЭПП

Схема устройства ДТР при различных вариантах схем измерений имеет одинаковые основные элементы. На рисунке 1 видно, что ДТР состоит из следующих основных элементов:

- оптическая сборка - оптическая часть ИК датчика M78, совмещенная с защитным кварцевым стеклом и имеющая систему оптической юстировки на дно термовелла;
- монтажное устройство – стальной цилиндрический корпус с системой водяного охлаждения и внутренним оптическим каналом, который в высокотемпературной зоне продолжается в виде графитовой трубки;

- защитный графитовый чехол, закрепленный на крышке тигля, и имеющий упорное кольцо на внутреннем диаметре в своей нижней части;
- подвижный графитовый термовелл, свободно скользящий по графитовой трубке, присоединенной к стальному монтажному корпусу, и имеющий упорное кольцо на внешнем диаметре в своей верхней части.

Для предохранения защитного окна и оптического канала внутри монтажного устройства и термовелла в верхнюю часть монтажного устройства подается аргон под давлением через критическое сопло, обеспечивающее постоянство расхода. Так как внутренняя полость ДТР негерметична, то аргон выходит через существующие щели, попадая частично в пространство над крышкой тигля и в тигель. Давление аргона выбирается таким, чтобы в процессе эксперимента давление внутри ДТР превышало давление газов в тигле. В таком случае газы из тигля не проникают внутрь ДТР и не оказывают отрицательного влияния на оптический канал ИК датчика.

На экспериментах серии UTD применялась схема измерений двух видов. Первый вид, рисунки 1,2 – это телескопическая схема. По этой схеме в исходном положении нижний торец подвижного термовелла опирается на твердую поверхность диоксида урана (верхнюю плоскость загрузочной кассеты тигля). В процессе нагрева тигля и плавления кассеты подвижный термовелл выдвигается, следуя за перемещающейся вниз опорой, и измеряется температура в разных местах тигля по ходу движения термовелла. То есть в каждый момент времени измеряется температура в месте текущего расположения донной части термовелла. Эта температура определяется действием тепловых потоков от элементов тигля, кассеты и расплава на донную часть термовелла. В тоже время, соосность подвижного термовелла и оптической сборки ИК-датчика обеспечивается малым зазором между термовеллом и фиксированной в стальном монтажном устройстве графитовой трубкой. В выдвинутом положении термовелл фиксируется упорным кольцом защитного чехла и погружается в расплав своей донной частью, рисунок 2.

Второй вид, рисунки 3,4 – это схема с фиксацией термовелла в выдвинутом положении на всех этапах эксперимента, начиная с исходного. По этой схеме по оси загрузочной кассеты предусматривается отверстие для размещения выдвинутого термовелла. В исходном состоянии термовелл находится в выдвинутом и зафиксированном положении и во время эксперимента температура измеряется только в одном месте тигля – в месте расположения донной части термовелла.

Внешний вид ДТР и его основных элементов показан на фотографиях, рисунки 5-7.

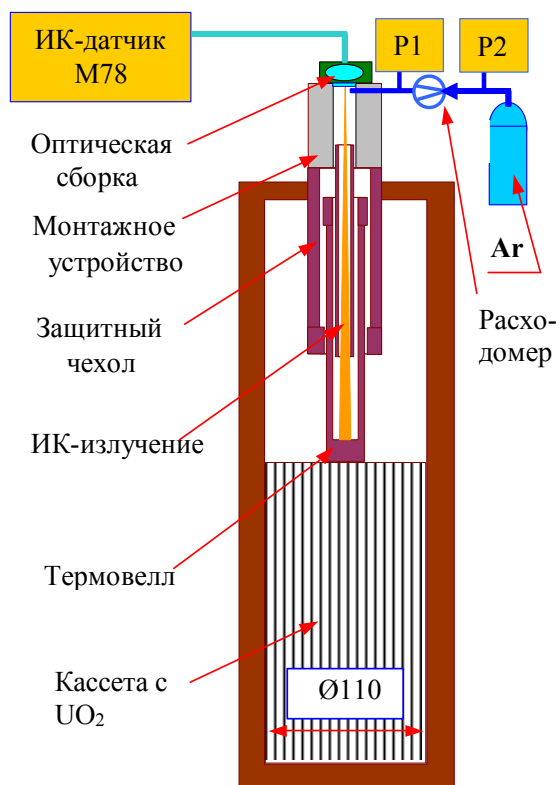


Рисунок 1. Схема положения телескопического термовелла ДТР в тигле ЭПП (перед экспериментом)

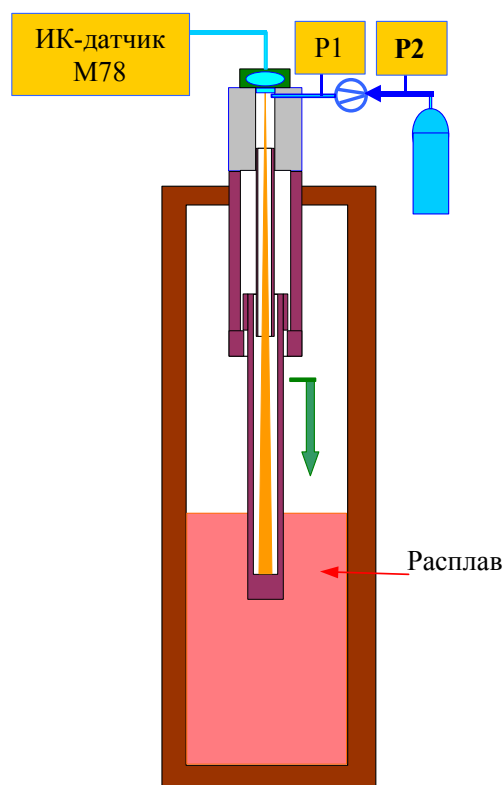


Рисунок 2. Схема измерения температуры расплава в тигле ЭПП с использованием телескопического термовелла

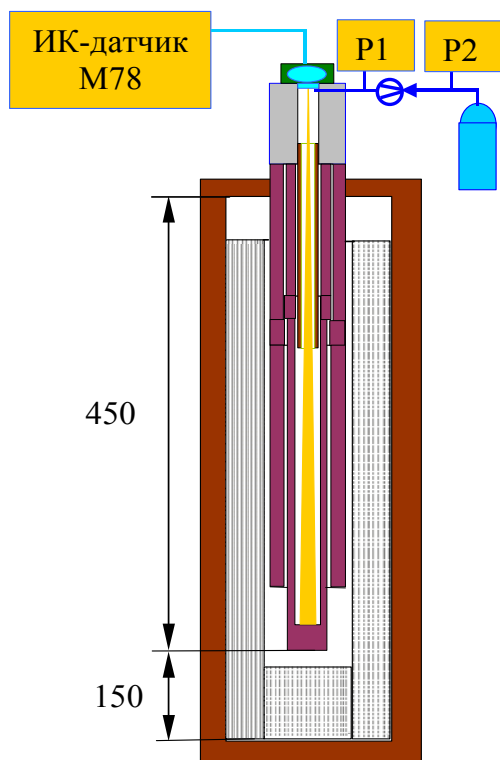


Рисунок 3. Схема исходного положения фиксированного термовелла.

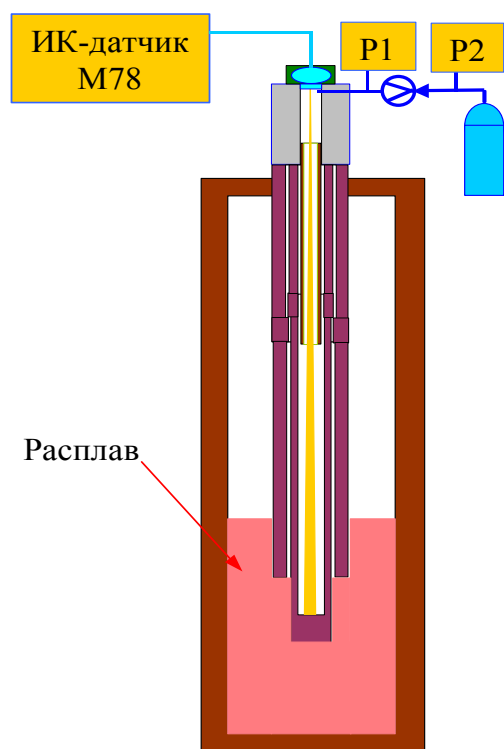


Рисунок 4. Схема измерения температуры расплава с использованием фиксированного термовелла.



Рисунок 5. ДТР, включая монтажное устройство с фиксированной на нем графитовой трубкой и элементы термовелла и графитового чехла в разобранном виде



Рисунок 6. Блоки электронных преобразователей ИК-датчика M78



Рисунок 7. Оптическая сборка ИК-датчика M78, присоединенная к монтажному устройству ДТР

НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗМЕРЕНИЙ ТЕМПЕРАТУРЫ РАСПЛАВА ДТР

В процессе проведения исследований на экспериментальной установке измерения температуры в тигле электроплавильной печи выполнялись сначала по телескопической схеме, а затем по схеме с фиксированным термовеллом. Такой порядок определялся, с одной стороны, конструктивными ограничениями размеров загружаемой кассеты, а, с другой стороны, сложился из-за отсутствия опыта измерений температуры в достаточно сложных высокотемпературных и агрессивных условиях среды в тигле при получении расплава на основе диоксида урана. Во время экспериментов были проверены и доработаны технические решения, заложенные в конструкцию ДТР.

Прежде всего, на первых же экспериментах была показана работоспособность выбранной конструкции сборки термовелла и монтажного устройства. При подготовке к экспериментам была подтверждена технологичность сборки и закрепления монтажного устройства, установки подвижного термовелла в тигель ЭПП, надежность юстировки и фокусировки оптической сборки ИК датчика на дно термовелла. На всех экспериментах серии UTD измерения температуры в тигле ЭПП проводились ДТР без сбоев и отклонений от нормы. Были получены временные диаграммы изменения температуры в тигле ЭПП, временные диаграммы изменения давлений аргона в полости термовелла и перед расходным

соплом на подаче аргона. На рисунке 8 показана диаграмма измерений температуры в тигле ЭПП на первом эксперименте UTD-1 с помощью ДТР с использованием телескопического термовелла, рисунки 1,2. На диаграмме видно, что ИК датчик измеряет температуру на всех этапах эксперимента: начало разогрева (А), плато плавления (В), подъем температуры после окончания плавления (С), спад температуры после отключения мощности нагревателя (D). Как видно, плато плавления получено при температуре 2400°C, что ниже справочной температуры плавления расплава состава UO_2+Zr на 200-250°C. Эту погрешность можно объяснить тем, что на первом эксперименте термовелл измерял температуру стенок тигля в верхней половине тигля. На этом эксперименте длина подвижного термовелла была такой, что в выдвинутом положении донная часть термовелла была выше середины высоты тигля и не погружалась в расплав. Из-за смещенного вниз максимума распределения энерговыделения в тигле такой эффект был возможен. Кроме того, видно, что давление внутри термовелла превышает давление в печи до тех пор, пока термовелл сохраняет целостность. В сечении «Е» значения давления в печи и в полости термовелла начинают выравниваться, что говорит о появлении отверстия в стенке термовелла. Тем не менее, не наблюдается изменений в показаниях температуры, что говорит о сохранении работоспособности ДТР даже при появлении отверстия в

термовелле. К тому же вид диаграммы изменения давления внутри термовелла дает информацию о выдвигании термовелла в процессе плавления материала в тигле ЭПП. Поэтому можно утверждать, что измерения температуры с помощью ДТР с использованием телескопического термовелла работоспособно и достаточно информативно.



Рисунок 8. Диаграмма измерений температуры в тигле ЭПП на эксперименте UTD-1

На эксперименте UTD-3 проявилось характерное влияние температуры стенок тигля на измерения температуры расплава. Термовелл был длиннее на 65 мм и донная часть его сначала погружалась в расплав. Однако даже при погружении в расплав на измерения температуры значительное влияние оказала температура стенок тигля. На рисунке 9 видно, что плавление материала в тигле началось при температуре донной части термовелла 2480°C (изменился наклон диаграммы температуры). Здесь не наблюдается плато плавления, так как мощность нагрева стенок тигля значительно превышала мощность потерь на плавление. В дальнейшем, когда уровень расплава уменьшился из-за увеличения внутреннего диаметра тигля при эрозии стенок тигля, донная часть термовелла оказалась над расплавом и измерялась преимущественно температура стенок тигля. Температура в этот момент резко возросла с 3200°C до 3400°C и продолжала расти до 3600°C, что, очевидно, характерно только для температуры стенок тигля. По результатам измерений давлений в полости тигля и в печи можно сделать вывод о том, что термовелл оставался целым до конца эксперимента. Это видно, рисунок 9, по превышению давления в полости тигля над давлением в печи все время до момента окончания эксперимента. Полученный результат показал, что данная схема, рисунки 1,2, позволяет измерять некоторую среднюю температуру в тигле ЭПП, когда термовелл погружен в расплав. С другой стороны, при расположении донной части термовелла над расплавом измеряется температура стенок тигля, что само по себе является дополнительной возможностью ДТР.



Рисунок 9. Диаграмма измерения температуры в тигле ЭПП с помощью ДТР на эксперименте UTD-3

На эксперименте UTD-M3 была использована схема измерений с более длинным термовеллом, на нижней части которого (200мм) было нанесено защитное покрытие из высокотемпературных карбидов ниобия и тантала, и удлиненным защитным чехлом (экраном), рисунки 3,4. Это должно было обеспечить надежное погружение термовелла в расплав и защитить термовелл от тепловых потоков стенок тигля. На рисунке 10 показана диаграмма измерений температуры расплава ДТР на эксперименте UTD-M3. Здесь видно, что имеется два плато температуры: одно 2130°C получено при малой мощности нагревателя (15кВт), как результат баланса тепловых потоков утечек и нагревателя, а второе 2590°C – плато плавления материалов в тигле при постоянной мощности нагревателя 105 кВт. Температура, измеренная на втором плато, близка к справочной температуре плавления смеси материалов в тигле (UO_2+Zr), которая равна 2650°C. По перепаду давлений в полости термовелла и печи видно, что в корпусе термовелла начало появляться отверстие за 5.5 минут до конца эксперимента. На основе полученных результатов видно, что графитовый чехол существенно уменьшил влияние температуры стенок тигля на измерения температуры расплава. Поэтому температура расплава измерена с погрешностью порядка 2%, что уже вполне приемлемо. Однако необходимо еще увеличить стойкость термовелла для достоверного измерения температуры расплава до конца эксперимента. Для этого дополнительно необходимо нанести высокотемпературный защитный слой из карбидов ниобия и тантала на графитовый защитный экран. В таком варианте защитный экран будет играть две роли: защита термовелла от взаимодействия с расплавом и защита термовелла от тепловых потоков стенок тигля.

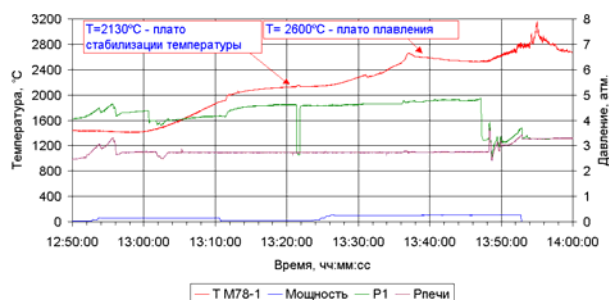


Рисунок 10. Диаграмма измерений температуры расплава ДТР на эксперименте UTD-M3

В подтверждение возможностей ДТР при получении достоверных результатов измерений температуры расплава можно привести еще один эксперимент, на котором конструкция ДТР оставалась такой же, как на UTD-M3. На рисунке 11 показана диаграмма измерений температуры на эксперименте UTD-M2C. В эксперименте был использован термовелл с покрытием из NbC и графитовый чехол, который ограничивал влияние тепловых потоков излучения от стенок тигля. На диаграмме видно плато плавления, уровень температуры которого $2050 \pm 9^\circ\text{C}$, что с точностью около 0.5% совпадает со справочной температурой плавления материала загрузки тигля: Al_2O_3 (2050°C). На диаграмме также приведены измерения температуры в тигле термопарой типа ВР, горячий спай которой находился на уровне дна термовелла. Показания термопары на участке нагрева до выхода на плато плавления, где термopара еще имела нормальную работоспособность, совпадают по темпу роста температуры и выше на 27-35 градусов по сравнению с показаниями ДТР. При подъеме на плато температуры показания термопары начинают резко флуктуировать, что говорит о ее выходе из строя. Это сравнение с показаниями термопары еще раз подчеркивает возможности получения достаточно точных и достоверных измерений ДТР.

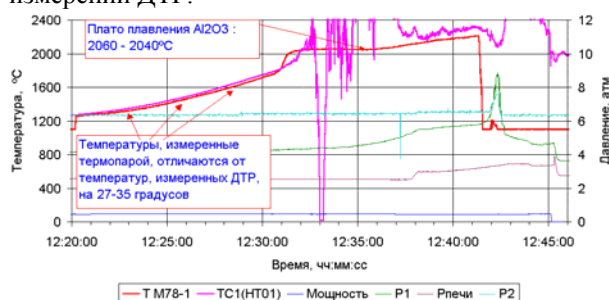


Рисунок 11. Диаграмма измерений температуры на эксперименте UTD-M2c

НЕКОТОРЫЕ РЕЗУЛЬТАТЫ ИЗУЧЕНИЯ ВЛИЯНИЯ ПОТОКА АРГОНА НА ПОГРЕШНОСТЬ ИЗМЕРЕНИЯ ДТР

К низкой инструментальной погрешности измерений ИК датчиком М78 (до 0.75%) в реальных достаточно сложных условиях измерений ДТР добавля-

ется методическая погрешность, обусловленная особенностями теплообмена в реальных условиях. Так, например, поток аргона в полость термовелла, который предназначен для защиты прозрачности оптического канала измерения температуры, может охлаждать донную часть термовелла, что может привести к дополнительной погрешности измерений ДТР. Для проверки такого влияния были выполнены методические эксперименты в процессе измерений температуры на экспериментах по плавлению материалов в тигле ЭПП. С этой целью на эксперименте UTD-3 кратковременно, на 20 секунд, перекрывалась подача аргона в термовелл, рисунок 12. За это время давление в полости термовелла Р1 не успело сравняться с давлением в печи. При этом на диаграмме не заметно изменений температуры, измеряемой ДТР. В развернутом виде, рисунок 13, также не видно существенных изменений температуры донной части термовелла. Можно только отметить кратковременную стабилизацию и даже небольшое снижение температуры после первого переключения, несмотря на постоянный темп роста температуры на данном интервале времени эксперимента. Такое снижение температуры можно объяснить некоторым кратковременным (на 10 секунд) охлаждением донной части термовелла после включения подачи аргона. Остальные изменения температуры находятся в пределах незначительных флуктуаций измерений. Данный результат говорит о том, что охлаждение донной части термовелла происходит незначительно и только во время переходного процесса после резкой подачи аргона. После отключения подачи аргона изменения температуры донной части термовелла не обнаружены. Конечно, этот результат получен только при расходе аргона порядка 1 грамма в секунду и незавершенном переходном процессе по давлению при отключении подачи аргона. Кроме того, важно отметить, что при первом переключении расхода аргона температура донной части термовелла находилась в пределах 2800°C . При более высокой температуре (второе переключение было при $\sim 3000^\circ\text{C}$) вообще не наблюдается эффект охлаждения термовелла при включении подачи аргона, что, возможно, связано с существенным влиянием более высокой температуры на предварительный нагрев аргона по ходу его движения в полости термовелла.

На следующем эксперименте UTD-M3 было изучено влияние потока аргона при более низких температурах. В этом варианте длительность отключения подачи аргона составляло 40 секунд, что обеспечило достаточно времени для завершения переходного процесса уменьшения давления в термовелле до уровня давления в печи. На рисунках 10, 14 видно, что на эксперименте UTD-M3 при отключении подачи аргона в термовелл давление в термовелле Р1 снизилось до уровня давления газа в печи, а температура термовелла возросла на 22°C .

Это говорит о том, что поток аргона охлаждает донную часть термовелла, в результате чего возникает погрешность измерения температуры ИК датчиком порядка 1 % на уровне температуры 2150°C. Необходимы дополнительные исследования на других уровнях температуры для получения более полной картины влияния потока расхода через термовелл на методическую погрешность измерений ДТР. Тем не менее, полученные результаты говорят о том, что эффект охлаждения может быть учтен и не является слишком значительным.

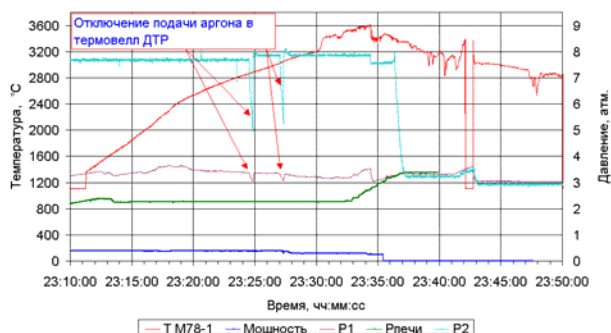


Рисунок 12. Диаграмма измерений температуры ИК датчиком М78 на эксперименте UTD-3. Кратковременное уменьшение расхода аргона через термовелл показано стрелками

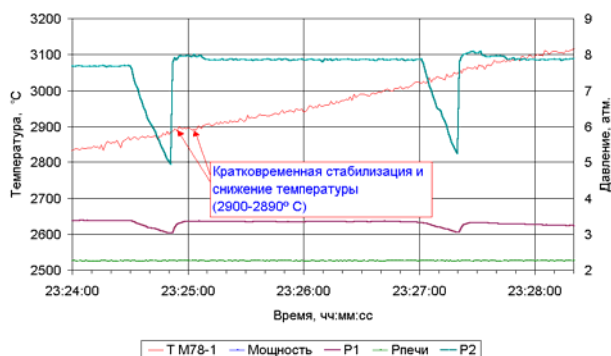


Рисунок 13. Диаграмма измерений температуры ДТР на эксперименте UTD-3 в развернутом виде



Рисунок 14. Диаграмма измерений температуры ДТР на эксперименте UTD-M3 в развернутом виде

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработанная конструкция датчика температуры (ДТР) расплава прошла предварительное тестирование при проведении исследований по безопасности ядерных реакторов. Подтверждена работоспособность выбранных схем измерений ДТР. Показаны некоторые преимущества, недостатки и возможности схем измерения с подвижным (телескопическим) и неподвижным термовеллами. Показаны возможности использования ДТР как для измерения температуры расплава, так и для измерения температуры стенок тигля. Сделаны рекомендации по увеличению стойкости термовелла путем нанесения высокотемпературных двухслойных покрытий из NbC+TaC как на термовелл, так и на защитный графитовый чехол.

Исследованы некоторые составляющие методической погрешности измерений температуры расплава ДТР, связанные с охлаждением термовелла потоком аргона через него. Установлена тенденция уменьшения погрешности измерений от влияния потока аргона с увеличением температуры от 1% при 2150°C до 0.25% при 2900°C. При температурах ~3000°C влияние не было обнаружено.

На основе результатов работы можно сделать вывод о применимости разработанной конструкции ДТР для контроля температурных режимов в тигле ЭПП и получения достоверной информации о температуре расплава в условиях сверхвысоких температур (до 3600°C) и агрессивной (окисидной) среды в тигле ЭПП.

ЛИТЕРАТУРА

1. М.И. Кабанов. «Измерения температуры», журнал «Мир измерений», №1, 2002 г.
2. Г.В. Шаповалов. Измерение температуры расплава тугоплавких компонентов (оксидов урана, циркония), «Вестник НЯЦ РК», Выпуск 1, стр. 53-55, 2002.

**ЭЛЕКТРБАЛҚЫМАЛЫ ПЕШ ОТБАҚЫРАШЫНДАҒЫ ЯДРОЛЫҚ ҚАУІПСІЗДІКТІ
ЗЕРТТЕУЛЕРДЕГІ ТЫҒЫЗ БАЛҚЫМАЛЫ КОМПОНЕНТТЕР БАЛҚЫМАСЫНЫҢ
ТЕМПЕРАТУРАСЫН ӨЛШЕУДІҢ КЕЙБІР НӘТИЖЕЛЕРІ**

Шаповалов Г.В.

ҚР ҰЯО Атом энергиясы институты, Курчатов каласы, Қазақстан

Ядролық реакторлар қауіпсіздігі бойынша зерттеулер тәжірибелік қондырғыда электрбалқымалы пештің қолданылуымен UO_2 негізіндегі тығызбалқымалы компоненттер балқымаларын алу үшін жүргізіледі. Жоғары температуралар мен электрбалқымалы пештің отбақырашындағы агрессивиялы ортаның салдарынан балқыма температурасын өлшеудің стандартты құралдарын қолдану мүмкін емес. Мақалада осы мақсаттар үшін әзірленген MIKRON INSTRUMENT COMPANY, Inc өндірілген балқыма температурасының датчигі (БТД) M78 – ИК датчигі негізіндегі арнайы құрылғы қаралады. Тәжірибелерде қолданылған БТД балқымасының температурасын өлшеудің сызбалары келтірілген, БТД балқымасының температурасын өлшеудің кейбір нәтижелері ұсынылған, аргон ағынының қиыспаушылығына БТД өлшемдерінің әсерін зерделеудің кейбір нәтижелерін зерделеу сипатталған. Әзірлемеленген БТД құрылмасының аса жоғары (3600°C) температуралар жағдайында және агрессивиялы (тотықты) ортада қолданылуы туралы тұжырым жасалынды.

**SOME RESULTS OF REFRACTORY COMPONENT MELT TEMPERATURE MEASURING IN
ELECTRICAL MELTING FURNACE CRUCIBLE IN NUCLEAR REACTOR SAFETY RESEARCHES**

G.V. Shapovalov

Institute of Atomic Energy NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

Researches on safety of nuclear reactors are held on the experimental facility applying the electric-melting furnace for getting of melts of refractory components on the basis of UO_2 . It is impossible to use the standard means of melt temperature measuring due to high temperatures and aggressive medium in the crucible of the electric-melting furnace. The special device on the basis of IR-sensor M78, manufactured by MIKRON INSTRUMENT COMPANY, Inc., -melt temperature sensor (MTS) is examined in the article. The schemes of melt temperature measuring MTS, used in the experiments are given, some results of MTS melt temperature measurements are given, and some results of researching of argon flux influence on MTS measurements error are described. There was made the conclusion about the MTS developed design under the very high temperatures conditions (to 3600°C) and aggressive (oxide) medium.

УДК 621.039.522.536

ГОМОГЕННЫЙ ЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР

Такибаев Ж.С.

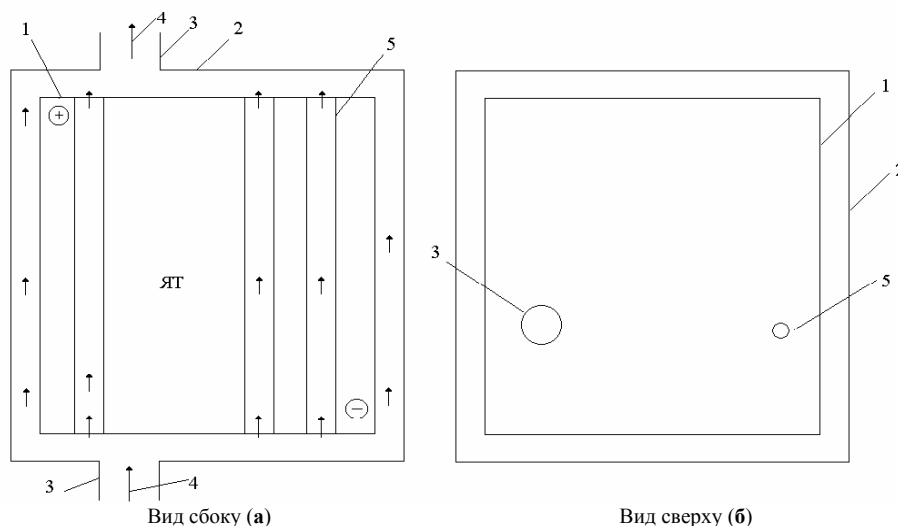
Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Алматы

В работе предлагается новая конструкция гомогенного ядерного реактора, работающего на быстрых нейтронах, где, во-первых, будет значительно проще активная зона; во-вторых, снята проблема увеличения глубины выгорания топлива; в третьих, существенно повышена эффективность использования урано-ториевого топлива.

Перспективы развития ядерной энергетики связываются со степенью разработки реакторов на быстрых нейтронах, в том числе гомогенных ядерных реакторов, работающих на быстрых нейтронах [1-3]. Проблема еще до конца не разрешена, несмотря на то, что в мире над проблемой быстрых реакторов работают крупные силы, представляющие собой раз-

личные центры, университеты, институты и лаборатории.

В предлагаемой работе рекомендуется рассмотреть новую конструкцию гомогенного ядерного реактора, работающего и на быстрых нейтронах. Конкретная схема такого реактора показана на рисунке 1 (а, б)



1 – основной топливный бак; 2 – корпус реактора; 3 – главная труба теплоносителя; 4 – поток теплоносителя; 5 – внутренние трубы, по которым проходит теплоноситель, расположенные в топливном бассейне; ЯТ – бассейн с ядерным топливом; ⊕, ⊖ – вход и выход ядерного топлива.

Рисунок 1.

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО

Ядерным топливом (ЯТ) реактора является взвесь, состоящая из UO_2 в виде тонкого твердого порошка и металлической жидкости (сплав): $[Bi(52,5\%) + Pb(32\%) + Sn(15,5\%)]$ с температурой плавления $96^\circ C$. Плотность ρ этой жидкости $10,20 \text{ г/см}^3$ и почти совпадает с плотностью UO_2 , которая равна $10,96 \text{ г/см}^3$. Это обстоятельство очень важно, так как уменьшаются различные эффекты осаждения, расслоения и скапливания порошка. На рисунке 2 даны изменения плотностей среды и порошкообразного топлива в зависимости от температуры. Из хода этих кривых можно сделать вывод, что в указанных пределах температуры сильного различия плотности среды ($Bi + Pb + Sn$) и топлива UO_2 в виде порошка не наблюдается. Это обстоятельство обнадеживает нас на совместимость топлива и среды в пределах указанных температур. И, тем не менее, без перемешивания не обойтись, чтобы

избежать пространственной неоднородности распределения или расслоения порошкового топлива в активной зоне реактора, точнее в топливном баке.

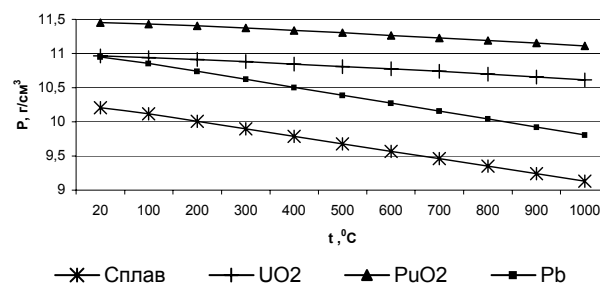


Рисунок 2. Изменения плотности сплава $[Bi(52,5\%) + Pb(32\%) + Sn(15,5\%)]$, Pb , UO_2 , PuO_2 в зависимости от температуры

Из зависимости ρ от T видно, что в случае применения в качестве среды свинца намечается благопри-

ятное условие, однако все эти предварительные расчеты необходимо проверить еще на эксперименте.

Свойства суспензии (эмульсии) определяются степенью дисперсности. Другими словами свойства их определяются размерами частиц во взвеси. Вопросы расслоения, прилипания частиц к стенке, скопление в комки и т.д. следует изучать после выбора конкретного порошкового топлива. Что же касается жидкосолевых топлив, то об их свойствах много написано в литературе, например [4]. Однако в жидкосолевых топливах возможность увеличения концентрации ядерного топлива ограничена. Например, растворимость урана в висмуте меньше 3% даже при температуре 700-800°C. Чтобы сохранить хотя бы такую растворимость топлива в растворе необходимо температуру жидкосолевого топлива доводить до высоких температур, т.е. нужно иметь для этой цели в период старта реактора дополнительный источник тепла.

В случае применения порошковой эмульсии концентрацию топлива можно создавать почти по своему усмотрению. Второе очень важное преимущество порошковой жидкой эмульсии, во всяком случае в предлагаемом варианте, - это ее низкая (~100°C) температура плавления. Другие менее важные преимущества рассматриваемой конструкции будут отмечаться по ходу выполнения работы и в дальнейших исследованиях по ее усовершенствованию.

Основной топливный бак (1) является очень важным звеном в схеме на рис.1. Этот бак должен быть коррозионно стойким в условиях большой тепловой нагрузки и высокой активности нейтронного излучения, воздействия осколков деления и других излучений. Поэтому материал стенки бака (1) может быть изготовлен по особой технологии путем создания нескольких слоев, содержащих такие элементы, как Ве, слишком большое присутствие которого может смягчить спектр нейтронов, что естественно неприемлемо в случае быстрого реактора. Ввиду того, что этот вопрос является весьма специфическим, требующим повышенного внимания специалистов материаловедов, мы вернемся к нему несколько позже в другой статье, посвященной вопросу создания многослойного материала для конструкции основного топливного котла (бака).

Корпус реактора (2) может быть изготовлен обычным путем, т.е. из материалов, применяемых в настоящее время в качестве конструктивных. Это различные типы стали, хастеллой-Н и т.д. Главная труба (3) и многочисленные трубы (5), по которым протекает теплоноситель (4) изготавливаются из тех же материалов, которые применяются для таких же целей, например, в проектируемом быстром реакторе БРЕСТ [5].

Ядерное топливо поступает ($\oplus$) в основной бак (1) и выливается, выходит ($\ominus$) в соответствии с заданным режимом. Циркуляция жидкого ядерного топлива (ЯТ) необходима для различных совершенно необходимых операций: обновление топлива,

выделение продуктов деления (ПД), общий контроль состояния топлива и т.д. и, наконец, постоянное перемешивание содержимого, т.е. состава топлива. Здесь следует напомнить, что довольно серьезным вопросом является вопрос устойчивости состава металлической жидкости в условиях высокого ядерного излучения. Тяжелые элементы Pb, Bi и Sn по разному реагируют на сложный состав ядерного излучения (n , γ и осколки деления) в активной зоне. Предварительный расчет показывает серьезность вопроса и поэтому окончательный ответ следует ожидать от экспериментальных наблюдений при анализе жидкой суспензии в процессе работы самого реактора в будущем или хотя бы при компьютерном моделировании, задавая режим еще не существующей физической установки.

ТЕПЛОНОСИТЕЛЬ (ПЕРВЫЙ КОНТУР)

Первым кандидатом может быть, как бы это не было удивительным, обыкновенная вода. Ведь вода является замедлителем нейтронов, и поэтому реактор будет работать в режиме промежуточных энергий нейтронов. Вместе с тем ни в коем случае нельзя забывать, что легководные реакторы (LWR) оказались, как показал опыт их эксплуатации во всех странах мира в течение полувека, наиболее безопасными и легко управляемыми при условии, если не увлекаться слишком большим реактором, как болезнью гигантизма. При таком разумном подходе вода может оказаться наиболее подходящим теплоносителем.

Вторым кандидатом, конечно, будет жидкий натрий, оправдавший себя в качестве теплоносителя во всех экспериментальных и полупромышленных быстрых реакторах мира. В этом случае предлагаемая схема реактора будет работать в режиме быстрых реакторов, так как не происходит какого-либо смягчения спектра энергии нейтронов.

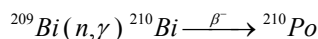
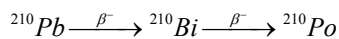
В качестве третьего кандидата можно использовать одно из жидкометаллических веществ сложного состава. Теплоъем осуществляется металлической жидкостью: [Bi(52,5%) + Pb(32%) + Sn(15,5%)], которая применяется обычно в качестве металлической ванны. Она одновременно используется как жидкая среда, в которой плавают порошки из UO_2 , т.е. среда, наполненная ядерным топливом. Как известно, высокая температура (выше 700°C) плавления солевых теплоносителей сильно усложняет условия пуска и эксплуатации ядерного реактора, т.е. в целом ядерно-энергетических установок. В предлагаемом реакторе температура плавления теплоносителя около 100°C, что является его большим преимуществом. И в этом случае энергетический спектр нейтронов остается жестким, поэтому реактор будет работать с использованием быстрых нейтронов.

На рисунке 1 (а,б) изображена схема взаимного расположения ядерного топлива и теплоносителя предлагаемого реактора. Теплоноситель проходит в пространстве между внутренним основным топлив-

ным баком и наружным баком (баком реактора). Теплоноситель, таким образом, проходит, омывая всю наружную поверхность основного топливного бака (1) и одновременно по всем внутренним трубам (5), расположенным в топливном бассейне (ЯТ). Теплосъем осуществляется по всей наружной поверхности топливного бака (1) и внешней поверхности многочисленных труб (5), проложенных внутри топливного бассейна. В случае использования металлической жидкости

[Bi(52,5%) + Pb(32%) + Sn(15,5%)], она одновременно в определенной степени может служить отражающим нейтроны слоем, окружающим активную зону, так как у этого вещества макроскопическое сечение рассеяния Σ_s достаточно большое, а макроскопическое сечение поглощения Σ_a мало.

Во многих конструкциях гомогенного реактора топливо выполняет одновременно и функцию теплоносителя, что приведет к разносу радиоактивности по трассе, во всяком случае, первого контура. В предлагаемом варианте ядерное топливо «ЯТ» изолировано от теплоносителя «4», радиоактивность которого ограничивается лишь наведенной активностью. Эта активность может оказаться достаточно умеренной, даже небольшой. Второй особенностью предлагаемого варианта - ядерное топливо «ЯТ» со всех сторон омывается теплоносителем «4», который оказывается под защитой внешнего бака (корпуса реактора «2»). Что же касается коррозионного действия на конструкционные материалы, наведенную радиоактивность и трудности передвижения из-за большой плотности предлагаемого теплоносителя, то все эти недостатки, по-видимому меньше, чем у чистого свинца в реакторе Брест, однако, температура плавления у нашего теплоносителя меньше, чем у свинца, это уже преимущество. Кроме того, существует определенная надежда, что образование изотопа ^{240}Po в реакциях



в предлагаемом теплоносителе, будет не больше чем в чисто свинцовом теплоносителе реактора Брест из-за низкого значения температуры плавления 100°C .

Очевидно, так как топливо не выполняет функцию теплоносителя, запаздывающие нейтроны используются полностью в нейтронном балансе реактора.

ЛИТЕРАТУРА

1. Белая книга атомной энергетики. Под редакцией проф. Е.О.Адамова. Москва, 2001 г.
2. Такибаев Ж.С. Атомная энергия – разрушающая и созидаящая. Алматы, 2002, 220 с.
3. Adamov E.O., Orlov V.V. et all. The Next generation of fast reactor. – Nuclear Engineering and Design. Vol.173, 1997, p.143-150.
4. Новиков В.М., Игнатьев В.В., Федулов В.И., Чередников В.М. Жидкосолевые ядерноэнергетические установки (ЯЭУ). - Ядерная энергетика. Перспективы и проблемы. Физика и техника ядерных реакторов. Энергоатомиздат, 1990 г.

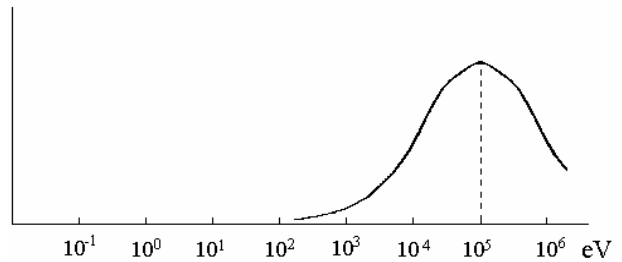


Рисунок 3. Спектр быстрых нейтронов в активной зоне реактора

Энергетический спектр нейтронов в активной зоне будет довольно жестким. Это вытекает из состава ядерного топлива и теплоносителя, где в основном представлены тяжелые элементы (Pb и Bi).

При желании можно слегка смягчить спектр нейтронов (рисунок 3) с наиболее вероятным значением энергии порядка 0,1 МэВ, если заменить предполагаемый теплоноситель из тяжелых элементов на жидкосолевые теплоносители на основе LiF, NaF, BeF₂, как это рекомендуется в работе [6]. В этом случае, к сожалению, возникнет проблема трития ^3H согласно реакции $^6\text{Li} + n \rightarrow ^4\text{He} + ^3\text{H}$ и $^7\text{Li} + n \rightarrow ^4\text{He} + ^3\text{H} + n$ и кроме того, реактор будет работать при высокой температуре (выше 400°C), поэтому будет необходимо, чтобы температура плавления теплоносителя тоже была существенно выше. Это означает, что отмеченное выше преимущество предлагаемого реактора с рабочей температурой порядка 100°C будет потеряно. Но, все равно, этот вариант имеет право на существование и дальнейшее обсуждение.

В заключение полезно еще раз напомнить, что конечной целью настоящей работы является создание такого реактора, где, во-первых, будет значительно проще активная зона; во-вторых, снята проблема увеличения глубины выгорания топлива; в третьих, существенно повышена эффективность использования урано-ториевого топлива ([2], с. 186 и далее), если будет приемлем предлагаемый вариант реактора на тепловых и промежуточных нейтронах, например, с топливом $^7\text{LiF} - \text{BeF}_2 - ^{232}\text{ThF}_4 - ^{233}\text{UF}_4$. В этом случае тритий ^3H появляется лишь в результате тройного деления ^{233}U , но его количество будет мало.

5. Быстрый реактор естественной безопасности со свинцовым теплоносителем для крупномасштабной энергетики. Под редакцией Адамова Е.О., Орлова В.В. Москва, 2002 г.
6. Алексеев П.Н., Белов И.А., Пономарев-Степной Н.Н. и др. Микротопливный реактор с жидкосолевым теплоносителем МАРС для малой энергетики. - Атомная энергия, т.93, вып.1, 2002, с.3.

ГОМОГЕНДІ ЯДРОЛЫҚ РЕАКТОР

Тәкібаев Ж.С.

Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Алматы қаласы

Бұл жұмыста жылдам нейтрондармен жұмыс істейтін гомогенді ядролық реактордың жаңа конструкторы ұсынылады, онда, біріншіден, белсенді аймақ айтарлықтай жеңіл болады; екіншіден, топливаның жану тереңдігінің үлкендеу мәселесі алынды; үшіншіден урано-ториевалы топливаның тиымды қолданылуы маңызды дәрежеге көтерілді.

HOMOGENEOUS NUCLEAR REACTOR

Zh.S. Takibaev

National Nuclear Centre of the Republic of Kazakhstan, Almaty

In work the new design homogeneous nuclear reactor, working on fast neutrons is offered, where an active zone, first, will be much easier; secondly, the problem of increase of depth of burning out of fuel is removed; in third, the efficiency of use U-Th of fuel is essentially increased.

УДК 621.039.516.4

**МЕТОДИКА ОЦЕНКИ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ СВОЙСТВ
МНОГОКОМПОНЕНТНЫХ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИХ СИСТЕМ**

Такибаев Ж.С., Потребеников Г.К., Спицына С.А., Такибаев А.Ж., Павлова Н.Н.

Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Алматы

Предложена методика прогнозирования теплофизических характеристик жидкометаллических многокомпонентных сплавов при отсутствии экспериментальной информации об их свойствах.

В настоящее время жидкие металлы находят все более широкое применение в реакторной и химической технологиях, в металлургии [1-6]. Оптимальным вариантом рабочих тел соответствующих установок являются бинарные и многокомпонентные жидкометаллические системы, обладающие комплексом уникальных тепло- и ядерно-физических свойств. Естественно, экспериментальный путь создания, а, затем обмеривания свойств композитов – наиболее точный, однако он очень дорогой и трудоемкий [7]. В связи с этим важное значение приобретает прогнозирование свойств малоизученных и неизученных систем.

За основу можно принять один из известных методов расчета теплофизических характеристик многокомпонентных систем: статистической физики, аддитивности и термодинамического подобия.

Авторы данной работы сделали попытку обобщить имеющиеся в различных литературных источниках данные по расчету теплофизических характеристик жидких металлов и применить их для прогнозирования свойств жидкометаллических сплавов, как расплавов однокомпонентного металла с атомной массой (M), усредненной по всем n - составляющим сплава с учетом их массовых долей:

$$(X_i): M = \sum M_i X_i \quad (1)$$

Любой теплофизический расчет по методу подобия начинается с определения группы подобия, для чего находятся парахор ($P, \text{Дж}^{1/4} \text{см}^{5/2} \text{моль}^{-1}$), фактор сложности межмолекулярного взаимодействия (Ψ -фактор) и приведенная температура (Θ).

РАСЧЕТ ПАРАХОРА

Парахор – конститутивная величина, характеризующая жидкое вещество и вводимая в рассмотрение формулой $P = M(\sigma)^{1/4} / (\rho_{\text{жидк}} - \rho_{\text{пар}})$ [7], где σ – поверхностное натяжение жидкости. Парахор практически не зависит от температуры, значение его определяется с погрешностью до 4,5% аддитивно, суммированием составляющих его долей атомов, групп и связей:

$$P = \sum P_i X_i - 0,338(n-1) \quad (2)$$

где n – число компонентов, для которых считается усредненный парахор, P_i определяется из расчетных таблиц [7], X_i – массовые доли компонентов сплава.

**ФАКТОР СЛОЖНОСТИ МЕЖМОЛЕКУЛЯРНОГО
ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ (Ψ -ФАКТОР)**

В [8] предложен параметр, характеризующий для конкретного вещества отклонение от наиболее простого межмолекулярного взаимодействия, реализуемого в одноатомных, неполярных, сферически симметричных молекулах. Этот параметр (Ψ -фактор) устанавливается из сопоставления температуры ($T_{\text{кип}}$) и молярного объема при температуре кипения ($V_{\text{кип}}$). Для простого межмолекулярного взаимодействия

$$0,1 \ln T_{\text{кип}} = 0,122 \ln V_{\text{кип}} - 0,006,$$

отклонение от этого уравнения для конкретного вещества рассматривается как мера сложности его межмолекулярного взаимодействия:

$$\Psi = 0,1 \ln T_{\text{кип}} - 0,122 \ln V_{\text{кип}} + 0,006.$$

Для расчетов [3,7,8] все вещества делятся на три группы: $\Psi < 0,05$, $\Psi = 0,05-0,1$, или $\Psi > 0,1$. Принадлежность исследуемого соединения к одной из трех групп можно определить, сопоставляя температуру кипения вещества с его парахором. Показано [7]: $T_{\text{кип}} < 110P$ для $\Psi < 0,05$, $110P < T_{\text{кип}} < 144P$ для $\Psi = 0,05-0,1$, $T_{\text{кип}} > 144P$ для $\Psi > 0,1$. У всех металлов и их сплавов [7] P меньше $2 \text{ Дж}^{1/4} \text{см}^{5/2} \text{моль}^{-1}$, и, следовательно, температура кипения жидкого металла всегда будет больше $144P$, значит можем принять, что для жидкометаллических сплавов $\Psi > 0,1$.

Более точно Ψ вычисляется из следующих соображений: При определении потенциала Штокмайера используется величина ε , которая с одной стороны для однокомпонентных жидкостей (а мы предположили, что наши сплавы представляют собой, однокомпонентные жидкости с составной молекулой) определяется [7]:

$$(a) \varepsilon = \kappa(1,454 - 10,4 \times \Psi^2) T_{\text{кип}}$$

где κ – постоянная Больцмана, с другой стороны для металлов ε оценивается с погрешностью до 20%, как [9]

$$(b) \varepsilon = \kappa 1,15 T_{\text{кип}}$$

Сравнение левых частей равенств (а) и (б) дает значение $\Psi = 0,17$, что еще раз подтверждает: значение Ψ для жидкометаллических однокомпонентных расплавов относит их к группе с $\Psi > 0,1$.

ПРИВЕДЕННАЯ ТЕМПЕРАТУРА Θ

Долгое время считалось, что отношение температуры кипения вещества к его критической темпе-

ратуре есть величина постоянная и она равна 2/3. Более поздние исследования показали, что приведенная температура θ зависит от строения молекул, их поляризуемости и дипольных моментов [8]. В общем, в [7] показано, что с погрешностью до 1,5%

$$\Theta = 2 - \exp(A_1 - B_1 (D + \ln T)^{0.5}) \quad (3)$$

$A_1 = 0,45$; $B_1 = 0,065$; $D = 3,296$ (коэффициенты определялись методом подбора по исследованным экспериментально жидкостям [7]).

ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ СПЛАВОВ

Температура плавления (К). Общие методы определения температуры плавления без выполнения измерений неизвестны [8]. До сих пор попытки применить методы аддитивности и подобия к расчету температур плавления давали ошибочные результаты. Многочисленные попытки найти зависимость между строением молекулы и температурой плавления не привели к обобщениям. Единственно надежными данными по характеристикам сплавов надо считать те, которые найдены непосредственно из опыта, а не рассчитаны по формулам. Поэтому, желательно хотя бы данную характеристику определять экспериментально. Однако для предварительного прогноза (ошибка может достигнуть 50%) можно воспользоваться выражением [7]:

$$T_{пл}^{0.3} = a \cdot K_1^{-1} T^{0.2 + \epsilon}$$

где коэффициенты имеют следующие значения:

Ψ	a	b	K_1
<0,05	133,45	-1,40	27
0,05-0,1	94,42	0,60	25,87
>0,1	84,35	1,24	23,62

для жидкометаллических сплавов ($\Psi > 0,1$)

$$T_{пл}^{0.3} = 4 T^{0.2 + 1,3} \quad (5)$$

Плотность (г/см³). При отсутствии экспериментальной информации о свойствах исследуемого вещества, расчет плотности жидкости можно провести через паракор, определяя (с точностью до 6%) плотность и объем жидкости при температуре плавления [7]:

$$V_{пл} = K_2 \Pi, \text{ (см}^3\text{/моль)}, \quad (6)$$

где $K_2 = 23$ для $\Psi < 0,1$ и $K_2 = 21$ для $\Psi > 0,1$

$$\rho_{пл} = M / V_{пл} \text{ (г/см}^3\text{)} \quad (7)$$

Затем можно найти плотность и объем жидкости при температуре кипения [7]:

$$\rho_{кип} = M / (K_1 \Pi) \text{ (г/см}^3\text{)}$$

$$V_{кип} = M / \rho_{кип} \text{ (см}^3\text{/моль)},$$

где K_1 рассчитано по (4), Π – по (1), (масса – в граммах), однако здесь довольно велика ошибка (до 20%), поэтому плотность при температуре кипения определяем через плотность при любой температуре:

Если для исследуемого вещества известна температура плавления и вычислена плотность при данной температуре, для определения плотности при любой температуре от плавления до кипения

можно воспользоваться [9] упрощенным уравнением Матияса для $T_{пл}$

$$\rho = \rho_{пл} ((F+1) - FT / T_{пл}), \text{ где } F = 0,08 \quad (8)$$

Погрешность данного метода составляет до 5,5%. Тогда плотность при температуре кипения:

$$\rho_{кип} = \rho_{пл} ((F+1) - FT_{кип} / T_{пл}), \text{ где } F = 0,08 \quad (9)$$

Критические параметры. Для расчета критических параметров вещества, а, особенно для многокомпонентных смесей, вообще нет метода расчета [10]. Предлагается пользоваться методом аддитивности, однако для этого необходимо иметь экспериментальные значения критических параметров отдельных компонент. Наше предположение рассматривать ЖС как расплав однокомпонентного металла, дает возможность применить метод подобия для нахождения его критических параметров. Так по [8]

$$T_k = T_{пл} / S, \quad (10)$$

где $S = 0,15 - 0,17$, примем $S = 0,16$. Критическое давление с точностью до 7% находим по [7]

$$P_k = Z T_k / K_1 \Pi \text{ (Мпа)}, \text{ где } Z = 0,861 \quad (11)$$

Z учитывает сжатие жидкости, определяется эмпирически для разных типов жидкости и усредняется.

Температура кипения (К). По уже найденным значениям T_k и Θ довольно просто определяется температура кипения жидкостей [7,8]:

$$T_{кип} = T_k \Theta \quad (12)$$

При наличии экспериментальных данных о температурах кипения отдельных компонентов сплава, для нахождения $T_{кип}$ с успехом можно применять метод аддитивности, дающий для данной физической величины почти 100% точность. Однако мы рассматриваем возможность прогнозирования теплофизических свойств без задействования эксперимента, поэтому для оценочных расчетов принимаем формулу (13), дающую погрешность до 7,5%.

Теплота испарения при температуре кипения ($\Delta H_{кип}$ Дж/моль).

Величина теплоты испарения многокомпонентных жидкостей зависит от состава смесей и изменяется в процессе испарения. Мы считаем наш ЖС однокомпонентным, поэтому оценим общую для него теплоту испарения при известной температуре кипения.

$\Delta H_{кип}$ оценивается с точностью до 5% по правилу Трутона [7]

$$\Delta H_{кип} = RT_{кип} (\ln P_k - \ln P_{атм}) / (1 - \Theta), \text{ Дж/моль}$$

Эта формула дает хорошие результаты и получила теоретическое обоснование, однако позднее, основываясь на уточненной теории соответствующих состояний, было получено следующее уравнение [8]:

$$\Delta H_{кип} = T_{кип} (5 \lg P_k - 2,17) / (0,93 - \Theta), \text{ Дж/моль} \quad (13)$$

Давление насыщенного пара в интервале между плавлением и кипением жидкости (Р Па). При определенной постоянной температуре давление насыщенного пара над индивидуальной жидкостью определено и постоянно, жидкая и паровая фаза находятся в состоянии равновесия и подведение тепла без изменения температуры и давления вызывает переход некоторого количества вещества из жидкой фазы в газовую. Связь между мольной теплотой испарения и зависимостью давления насыщенного пара от температуры следует из уравнения Клайперона-Клаузиуса.

Оценка давления пара с погрешностью до 5% проводится [7] по найденным ранее температуре кипения ($T_{кип}$) и по теплоте испарения жидкости при температуре кипения ($\Delta H_{кип}$, Дж/моль)

$$P = \exp(-(\Delta H_{кип}/RT) + (\Delta H_{кип}/R T_{кип}) + \ln P_{атм}) \quad (14)$$

$\Delta H_{кип}$ – в Дж/моль, универсальная газовая постоянная $R=8,314$

Изобарная теплоемкость (C_p , Дж/(моль*К), удельная теплоемкость (C_p^* , КДж/(Кг*К))

До недавнего времени [7] методы приближенного расчета теплоемкости неорганических жидкостей в литературе практически отсутствовали. Далее, появились несколько корреляций, позволяющих достаточно точно оценить теплоемкость жидкостей, в которых фактор межмолекулярного взаимодействия меньше 1. И, наконец, был предложен метод расчета теплоемкости для соединений, где точность метода слабо зависит от полярности вещества, то есть и для жидкостей с $\Psi > 0,1$:

$$C_p = \Delta H_{кип}/(T_c - T_{кип}) + G_1 n - G_2$$

n – число составляющих в соединении, $G_1=16,76$, $G_2=90$. (Коэффициенты G_1 и G_2 , определяются методом подбора по известным жидкостям)

К сожалению, погрешность данного метода достаточно велика (до 30%), поэтому, желательно, данную формулу применять только в крайнем случае: то есть когда нельзя воспользоваться уравнением Неймана-Коппа (нет данных об атомных составляющих теплоемкости)

$$C_p(A_q B_r \dots) = q C_p(A) + r C_p(B) + \dots, \quad (15)$$

где $C_p(A)$, $C_p(B)$... – атомные составляющие C_p^* [7].

Удельная теплоемкость C_p^* определяется

$$C_p^* = C_p/M. \quad (16)$$

Теплопроводность (Вт/(м*К)). Методы расчета теплопроводности жидкостей связаны либо с уравнениями Бриджмена, либо определяются на основании методов аддитивности и подобия. Существуют и полностью эмпирические зависимости.

Для натрия, калия и их сплавов при расчете λ применяется метод аддитивности по известным коэффициентам теплопроводности жидких компонент:

$$\lambda = \sum \lambda_i X_i \quad (17)$$

Из имеющихся в литературе данных, наиболее точная оценка теплопроводности жидкости (кроме натрия и калия) в интервале между температурами плавления и кипения может быть произведена по следующей методике.

Сначала вычисляется теплопроводность при температуре кипения [7], затем производится пересчет на любую температуру.

Погрешность метода оценивается в 2-5,5%

$$\lambda_{кип} = (J_1 - J_2 M), \text{ (масса – в граммах)} \quad (18)$$

$$J_1 = 24, J_2 = 1,3 \cdot 10^{-2}$$

$$\lambda = \lambda_{кип} ((2 - \Theta/T_{кип})/(2 - \Theta))^{4/3}$$

или

$$\lambda = (J_1 - J_2 M) ((2 - \Theta/T_{кип})/(2 - \Theta))^{4/3} \quad (19)$$

Динамическая вязкость (Па*с). Динамический коэффициент вязкости жидкости (в технике – просто вязкость) является одной из основных величин, характеризующих очень важное для техники свойство жидкости – оказывать сопротивление перемещению одного слоя относительно другого.

Сравнительный анализ методов приближенного расчета вязкости жидкости неорганических соединений показал [8], что наиболее точный расчет температурной зависимости обеспечивает метод Бачинского:

$$\eta = E/(V - W) \quad (20),$$

V – удельный объем жидкости при данной температуре

$$V = \rho^{-1} = \rho_{nl}^{-1} ((F+1) - FT/T_{nl})^{-1},$$

где $W = Y_1/\rho_{кип}$, $Y_1 = 0,802$

$$E = 0,001 (V_{кип} - W)(0,2 T_{кип} - 25) \rho_{кип} M^{-1} = Y_2 M^{-1} (T_{кип} - Y_3),$$

где $Y_2 = 0,396 \cdot 10^{-5}$, $Y_3 = 125$, окончательно

$$\eta = Y_2 M^{-1} (T_{кип} - Y_3) / ((\rho_{nl}^{-1} ((F+1) - FT/T_{nl})^{-1} - Y_1 \rho_{кип}^{-1})) \quad (21)$$

Хотя данный способ оценки вязкости является наиболее достоверным [10], погрешность его составляет до 30%

В данной работе предложена методика, дающая возможность производить достаточно точные оценки наиболее важных для реакторной технологии теплофизических свойств многокомпонентных жидкометаллических сплавов (таблица 1). Для расплавов жидких солей данная методика также применима, только X_i и n в формулах (1, 16) означают количество атомов данного вещества и общее число атомов в молекуле соли, а для оценки сил межмолекулярного взаимодействия применимо только первое приближение.

Методика прогнозирования была успешно опробована на ряде сплавов (С-1, С-3, С-14, натриево-калиевые сплавы.). В таблице 2 представлены сравнения экспериментальных [3,11] и прогнозируемых теплофизических величин для сплава 25%Na+75%К.

Таблица 1. Основные формулы для прогнозирования свойств малоизученных соединений

Прогнозируемое свойство	Формула или метод расчета
M	$M = \sum M_i X_i$, где X_i : массовые доли компонент сплава
Π	$\Pi = \sum \Pi_i X_i - 0,338(n-1)$ где n – число элементов, для которых считается усредненный паракор, Π_i определяется из расчетных таблиц (таблица 1), X_i – массовые доли составляющих сплава
Ψ (первое приближение)	Сопоставление Π и $T_{кип}$
Ψ (уточненное значение)	Сравнение величины ε для однокомпонентных жидкостей и для жидких металлов
Θ	$\Theta = 2 - \exp(A_1 - B_1 (D + \ln \Pi)^{0,5})$, где $A_1 = 0,45$ $B_1 = 0,065$ $D = 3,296$
$T_{пл}$	$T_{пл}^{0,3} = 4 \Pi^{0,2} + 1,3$
$V_{пл}$	$V_{пл} = K_2 \Pi$
$\rho_{пл}$	$\rho_{пл} = M/V_{пл}$
P	$P = \rho_{пл}((F+1) - FT/T_{пл})$, где $F = 0,08$
T_k	$T_k = T_{пл}/S$, где $S = 0,16$
P_k	$P_k = Z T_k/K_1 \Pi$, где $Z = 0,861$
$T_{кип}$	$T_{кип} = T_k \Theta$
$P_{кип}$	$P_{кип} = \rho_{пл}((F+1) - FT_{кип}/T_{пл})$, где $F = 0,08$
$V_{кип}$	$V_{кип} = M/\rho_{кип}$
$\Delta H_{кип}$	$\Delta H_{кип} = T_{кип}(5 \lg P_k - 2,17)/(0,93 - \Theta)$
P	$P = \exp(-(\Delta H_{кип}/RT) + (\Delta H_{кип}/R T_{кип}) + \ln P_{атм})$
C_p	$C_p(A_0 B_1 \dots) = q C_p(A) + r C_p(B) + \dots$, где $C_p(A)$, $C_p(B)$... - атомные составляющие C_p (таблица 2)
C_p	$C_p = C_p/M$
λ	$\lambda = (J_1 - J_2 M) / ((2 - \Theta T/T_{кип}) / (2 - \Theta))^{4/3}$, где $J_1 = 24$, $J_2 = 1,3 \cdot 10^{-2}$
η	$\eta = Y_2 M^{-1} (T_{кип} - Y_3) / ((\rho_{пл}^{-1} ((F+1) - FT/T_{пл})^{-1} - Y_1 \rho_{кип}^{-1}))$, где $Y_1 = 0,802$, $Y_2 = 0,396 \cdot 10^{-5}$, $Y_3 = 125$

Таблица 2. Прогнозируемые представленной методикой и экспериментальные значения теплофизических величин сплава 25%Na+75%K

Теплофизическая величина	Прогнозируемое значение	Экспериментальное значение
M	30,75	30,75
Π	1,62 (Дж ^{1/4} см ^{5/2} моль ⁻¹)	
Ψ	Для жидкометаллических сплавов $\Psi > 0,1$	
Θ	0,62	
$T_{пл}$	293K (грубая оценка)	264K
$V_{пл}$	34(м ³ /кг)	
$\rho_{пл}$	892(кг/м ³)	
P (при T, K)	$P_{293} = 883$ (кг/м ³) $P_{473} = 835$ $P_{673} = 781$ $P_{973} = 701$	$P_{293} = 872$ (кг/м ³) $P_{473} = 828$ $P_{673} = 778$ $P_{973} = 704$
T_k	1800K	
P_k	$P_k = 41$ Мпа	
$T_{кип}$	1116K	1051
$\rho_{кип}$	663(кг/м ³)	
$V_{кип}$	46(м ³ /кг)	
$\Delta H_{кип}$	129кДж/моль	130кДж/моль
C_p	29,68 Дж/(Моль*К)	27,7 Дж/(Моль*К)
C_p	0,96 Кдж/(Кг*К)	0,90 Кдж/(Кг*К)
λ	$\lambda_{373} = 23$ (Вт/(м*К)) $\lambda_{573} = 25$ $\lambda_{773} = 28$	$\lambda_{373} = 23,3$ (Вт/(м*К)) $\lambda_{573} = 25,1$ $\lambda_{773} = 28,4$
η	$\eta_{373} = 7 \cdot 10^{-4}$ (Па*с) $\eta_{573} = 3,5$ $\eta_{773} = 2,2$	$\eta_{373} = 5,17 \cdot 10^{-4}$ (Па*с) $\eta_{573} = 2,94$ $\eta_{773} = 2,01$

ЛИТЕРАТУРА

1. Такибаев Ж.С. Атомная энергия – разрушающая и созидаящая. – Алматы: НИЦ «Фылым», 2002 – 220с.
2. Отчет о научно-исследовательской работе по заданию РЦНТП «Развитие атомной энергетики в Казахстане» 03.01.07. Исследование процессов, протекающих в активной зоне атомного реактора в экстремальных условиях и поиск оптимальных режимов безопасной работы при взаимодействии нейтронных, электромагнитных и тепловых полей за 2002 г
3. Четкин А. В. Высокотемпературные теплоносители. 3-е изд. М.: Энергия, 1971.—495 с
4. Чижиов Д.М. Кадмий. - М.: Наука, 1967. – 240с.
5. Щербов Д.П., Матвеев М.А. Аналитическая химия кадмия. - М.: Наука, 1973. – 254с.
6. Лариов Л.Н., Юрченко Ю.Ф. – Тепловые свойства металлов и сплавов. – Киев, 1985. – 436с.
7. Морачевский С.А., Сладков И.Б. Физико-химические свойства молекулярных неорганических соединений. – М.: Химия, 1987. – 172с.

8. Бретшнайдер С. – Свойства газов и жидкостей. Инженерные методы расчета. - М.: Химия, 1966.- 353с.
9. Швидковский Е.Г. – Некоторые вопросы вязкости расплавленных металлов. – М: Гостехиздат,1973 –198с.
10. Боришанский В.М., Кутателадзе С.С. и др. Жидкометаллические теплоносители. – М: Атомиздат,1976. – 327с.
11. П.И.Быстров, Д.Н.Коган, Г.А.Кречетова, Э.Э.Шпильрайн. – Жидкометаллические теплоносители тепловых труб и энергетических установок. – М: Наука,1988.- 263с.

ҚҰРАУШЫЛАРЫ КӨП СҰЙЫҚ МЕТАЛДЫҚ ЖҮЙЕЛЕРДІҢ ЖЫЛУ ФИЗИКАЛЫҚ ҚАСИЕТТЕРІН БАҒАЛАУ ӘДІСТЕМЕСІ

Тәкібаев Ж.С., Потребеников Г.К., Спицына С.А., Тәкібаев А.Ж., Павлова Н.Н.

Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Алматы қаласы

Сұйық металдық құраушылары көп қорытпалардық қасиеттері жайында эксперименттік ақпарат болмауына орай олардық жылу физикалық сипаттамасына болжам жасау әдістемесі ұсыналған.

TECHNIQUE OF AN ESTIMATION THERMAL PHYSICAL OF PROPERTIES MULTICOMPONENT LIQUID-METAL OF SYSTEMS

ZH.S. Takibayev, G.K. Potrebenikov, S.A. Spizina, A.ZH. Takibayev, N.N. Pavlova

National Nuclear Centre of the Republic of Kazakhstan, Almaty

The technique of forecasting thermal physical of the characteristics liquid-metal of multicomponent alloys is offered at absence of the experimental information about their properties.

УДК 621.039.9:504.054

**ВЛИЯНИЕ ГЕОЛОГО-ТЕКТОНИЧЕСКОЙ ОБСТАНОВКИ
УЧАСТКА БАЛАПАН НА МИГРАЦИЮ РАДИОНУКЛИДОВ ПО ДАННЫМ ГК И СГК**

Гринштейн Ю.А.

Институт геофизических исследований ННЦ РК, Алматы, Казахстан

Анализируются архивные данные гамма-каротажа (ГК), полученные в период проведения ядерных испытаний на площадке Балапан Семипалатинского испытательного ядерного полигона, а также результаты спектрометрического гамма-каротажа (СГК), проведенного здесь в 2001 г. Показано, что особенности геологического строения участка существенно влияют на распространение техногенных радионуклидов (^{137}Cs). Особенно большое влияние на процесс миграции оказывает тектоническое строение участка. Так, например, когда боевая и наблюдательная скважины расположены в единой тектонической зоне, по ее простираюнию повышение гамма-поля регистрируется на расстоянии до 3-х километров и более. В других случаях, когда эти скважины расположены по разные стороны от разрывных нарушений, влияния взрыва не отмечается даже на расстоянии 0,5 км. Особенно показательны данные СГК, по которым четко прослеживается миграция радиоцезия по зонам смятия. Делается вывод, что для мониторинга миграции радионуклидов из полостей, возникших в результате подземных ядерных взрывов, необходимо учитывать особенности структурно-тектонического строения участка и использовать данные ГК и СГК, что позволит определять не только направление миграционных потоков, но и скорость их перемещения, а также количество переносимого вещества.

Запрещение ядерных испытаний в атмосфере, воде и космосе позволило снизить загрязнение окружающей среды техногенными радионуклидами. Однако продолжение испытаний под землей и попытки использовать подземные ядерные взрывы в интересах народного хозяйства привели к тому, что на территории Казахстана появилось значительное количество подземных полостей, представляющих собой неконтролируемые хранилища высокоактивных отходов.

В многочисленных публикациях освещены различные аспекты последствий подземных ядерных взрывов. Так, в [1,3,5-8,11] обсуждаются результаты изучения эффектов воздействия ядерных взрывов на физико-механическое состояние геологической среды. Излагаются результаты изучения изменения структуры, проницаемости и прочностных свойств геологической среды в зависимости от расстояния до эпицентра взрыва и его мощности. В [2,4,9,10,12-16] затронуты вопросы применения взрывов в нефтедобывающей промышленности, их влияние на режим подземных вод и аспекты экологического мониторинга. Степень влияния геологического строения земной коры на распространение радионуклидов, возникших в результате ПЯВ, освещается в [17, 18], где обсуждается также роль тектоники в выходе радиоактивных газов на дневную поверхность. Здесь утверждается, что именно особенности структурно-тектонического строения ответственны за распространение радиоактивных газов на значительные расстояния по направлению к дневной поверхности и не позволяют герметизировать подземные ядерные взрывы камуфлетного действия. О влиянии структурно-тектонического строения на процесс распространения радиоактивных газовых

флюидов на глубине ядерного взрыва по латерали сведений в открытой печати не найдено.

Анализ архивных материалов гамма-каротажа скважин участка Балапан Семипалатинского испытательного полигона (СИП) позволил установить некоторые факты влияния особенностей структурно-тектонического строения среды на характер распространения радиоактивных газов, возникающих при проведении ПЯВ. В процессе анализа учтен тот факт, что подготовка скважин к ядерным испытаниям проводилась в несколько этапов. Первоначально на проектную глубину бурилась скважина малого диаметра (146-76 мм). В скважине проводились геофизические исследования, в том числе и гамма-каротаж. Затем скважина разбуривалась крупным диаметром (до 1400 мм) и в ней проводился ядерный взрыв. Разрыв во времени между каротажем скважины и ядерным взрывом обычно составлял несколько лет. Принятая методика подготовки ядерных испытаний позволяет разделить боевые скважины участка Балапан на три группы:

- первая группа - скважины, в окрестности которых (в радиусе до 2 км) до каротажа не было проведено ни одного ядерного взрыва. Гамма-активность горных пород, вскрытых этими скважинами, не испытывает влияние ядерных взрывов; и может быть принята за эталонную.
- вторая группа - скважины, в окрестности которых до каротажа был проведен хотя бы один взрыв;
- третья группа - скважины, в окрестности которых до каротажа было проведено два и более взрывов.

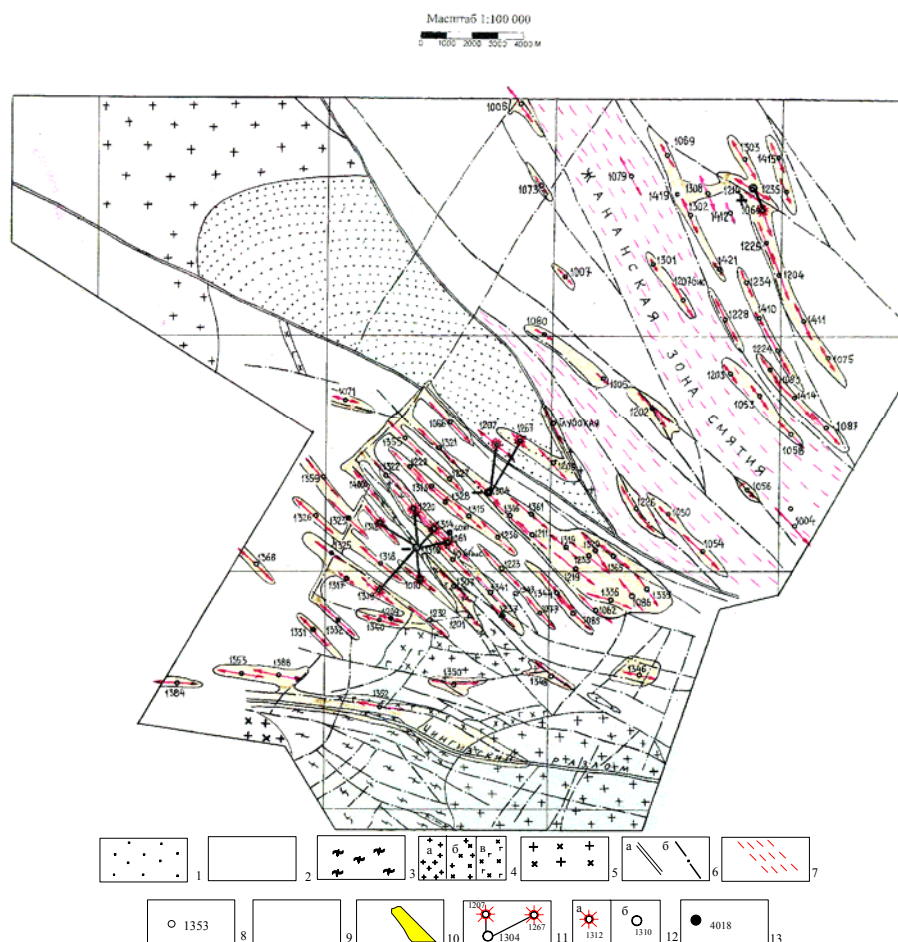
Разделение скважин участка на группы и сравнение гамма-активности горных пород в скважинах этих групп позволяет предположительно судить о путях проникновения продуктов взрыва (в основном ^{137}Cs) в окружающие горные породы.

В соответствии с изложенным подходом на площадке Балапан выделены следующие группы скважин (рисунок 1):

- первая группа (эталонная) - скважины №№ 1202, 1208, 1211, 1219, 1222, 1302 и 1400;
- вторая группа (один взрыв в окрестности) - скважины №№ 1203, 1214, 1220, 1223, 1317, 1320 и 1325;

- третья группа (два и более взрыва в окрестности) - скважины №№ 1225, 1232, 1233, 1237, 1238, 1304, 1308, 1310, 1313, 1318, 1319, 1322, 1323, 1343, 1344, 1414.

Пространственно скважины размещены в трех различных в геологическом отношении районах участка.



1. Терригенные угленосные отложения триасового и юрского возраста. 2. Терригенно-карбонатно-вулканогенные отложения каменно-угольного возраста. 3. Терригенно-вулканогенные метаморфизованные отложения кембрия. 4. Граниты (а), гранодиориты (б), габбродиориты (в) карбонового возраста. 5. Верхнесилурийские гранодиориты. 6. Разломы I (а) и II (б) порядка. 7. Зоны смятия. 8. Боевые скважины и их номера. 9. Векторы максимального действия энергии ядерных взрывов и прорыва газов в геологической среде, величиной, пропорциональной корню кубическому из мощности заряда. 10. Предполагаемые зоны прорыва газорадиоактивных флюидов по разрывным структурам и напластованию пород. 11. Группы скважин, иллюстрирующих наличие или отсутствие прорыва флюидов от полостей ПЯВ по данным ГК в зависимости от геологических условий: есть прорыв - плюс, нет прорыва - минус. 12. Боевые скважины (а), в которых взрывы проведены до проведения ГК в соседних скважинах, подготовленных для проведения ПЯВ (б). 13. Гидрогеологическая скважина, в которой проведен СГК в 2001 г.

Рисунок 1. Площадка Балапан. Схематическая геолого-тектоническая карта с предполагаемыми зонами прорыва радиоактивных газов по данным ГК

Шесть скважин - №№ 1208, 1214, 1225, 1302, 1308 и 1414 (из них эталонные - 1208 и 1302), расположены в северо-восточной части участка. Здесь распространены отложения сиректасской свиты серпуховского яруса нижнего карбона (C_{1v3-s} sr), которые представлены конгломератами, песчаниками, алевролитами, известняками, туфопесчаниками, туфами среднего и основного состава.

Две скважины - №№ 1202, 1203 (из них эталонная - 1202) размещены в центральной части участка, сложенного отложениями средней подсвиты буюньской свиты среднего карбона ($C2bk2$). Они представлены преимущественно переслаиванием конгломератов, песчаников, глинистых и углистых алевролитов с прослоями и линзами углей.

Остальные 22 скважины (эталонные - 1211, 1219, 1222 и 1400) пройдены в юго-западной части

участка в отложениях коконьской свиты нижнего карбона (C_{1v}kk), которые представлены конгломератами, песчаниками, известняками, туфопесчаниками, туфами среднего и основного состава.

Оценку возможного воздействия продуктов взрывов на горные породы начнем с северо-восточного участка. Здесь находятся эталонные скважины № 1208 и 1302, в разрезе которых отмечаются мощные (сотни метров) отложения туфов основного и среднего состава. Активность этих пород в скважине 1302 изменяется от 5,5 до 12,1 мкР/час и в среднем составляет 9,1 мкР/час. В скважине 1208 их гамма-активность находится в пределах 6,2-8,1 мкР/час и в среднем равна 7,1 мкР/час. В единственной на данном участке скважине второй группы - № 1214, в окрестности которой (скв. №

1064) был произведен один ядерный взрыв мощностью 150 кт, встречены туфы среднего состава, гамма-активность которых находится в пределах 12,4 - 32,6 мкР/час и в среднем составляет 16 мкР/час, т.е. значительно превышает гамма-активность этих же пород в эталонных скважинах. Из рисунка 1 видно, что это, вероятнее всего, связано с проникновением радионуклидов по зонам тектонических нарушений в момент взрыва, так как и боевая скважина, и скважина 1214 пройдены по тектоническим зонам дробления и брекчирования и располагаются вблизи участка пересечения двух разрывных структур северо-западного простирания.

Сведения о скважинах третьей группы (1225, 1308 и 1414), расположенных на этом участке, приведены в таблице 1.

Таблица 1. Сведения о скважинах

№№ скв.	Дата каротажа	Скважины, взорванные до каротажа			
		№ взорванной скважины	Дата взрыва	Расстояние до скв. в км.	Мощность взрыва в кт.
1225	22.12.77	1204	10.12.72	1,5	140
		1064	14.12.73.	1,2	150
		1214	29.10.77	2,2	50
1308	07.05.80	1302	04.11.78	1,0	45
		1069	04.11.73	2,2	15
		1214	19.10.77	1,7	50
		1064	14.12.73	2,2	150
1414	18.08.82	1053	19.06.68	1,3	22
		1058	27.12.74	1,5	51
		1224	28.10.79	1,7	140
		1083	12.06.80	1,4	37

Из таблицы 1 видно, что в окрестностях этих скважин, на расстоянии от 1 км до 2,2 км, взорвано от 3-х до 4-х ядерных устройства мощностью 15-150 кт. Гамма-активность туфов, пересеченных скважинами, находится в пределах 6,9-13,9 мкР/час и в среднем составляет около 8 мкР/час, т.е. находится на том же уровне, что и в эталонных скважинах. Это свидетельствует об отсутствии проникновения радионуклидов в близлежащие породы в момент взрывов. Единственное повышение гамма-активности пород до 24,7 мкР/час отмечено в скважине № 1308, где оно увязывается с одной из зон брекчирования, подсеченной на глубине 150-170 м. Возрастание гамма-активности в этом интервале можно объяснить тем, что скважина 1308 расположена на небольшом удалении от зоны разлома, к которой приурочены скважины № 1064 и 1214. Другие скважины, по-видимому, находятся в геологиче-

ской ситуации, неблагоприятной для распространения продуктов взрыва на значительные (более 1,5 км) расстояния.

Таким образом, масштабы перемещения продуктов взрывов зависят как от мощности взрывов, так и от геологической ситуации на изучаемом участке. При этом определяющим является пространственное расположение разрывных нарушений относительно боевых и наблюдательных скважин.

Перейдем к оценке изучаемых процессов в центральной части участка. Здесь имеется только одна скважина эталонной группы - № 1202 и одна скважина второй группы - № 1203 (за 4 года до ее каротажа в 1,5 км к юго-востоку взорван заряд мощностью 22 кт в скважине 1053). В обеих скважинах пересечены песчаники и аргиллиты, переслаивающиеся с песчаниками. Результаты гамма-каротажа по этим скважинам приведены в таблице 2.

Таблица 2. Результаты гамма-каротажа

№ скв.	Активность песчаников в мкР/час			Активность аргиллитов +песчаников в мкР/час		
	от	до	в среднем	от	до	в среднем
1202	19,0	34,8	26,5	19,2	31,9	20,5
1203	12,4	23,5	18,1	12,6	16,3	14,2

Из таблицы 2 видно, что гамма-активность пород в скважине 1203 ниже, чем в эталонной скважине, т.е. продукты взрыва из скважины 1053 не проникли в разрез, контролируемый этой скважиной. Между

скважинами 1203 и 1053 происходит резкое изменение литологического состава горных пород. Так, разрез по скважине 1053 до глубины 324 м (до забоя) сложен, в основном, песчаниками, переслаи-

вающимися с углистыми сланцами, конгломератами и гравелитами, а по скважине 1203 - андезитовыми порфиритами, которые с глубины 336,5 м сменяются углистыми аргиллитами, переслаивающимися с песчаниками. На этом основании можно предполагать наличие между этими скважинами локального тектонического нарушения субширотного прости-

рания, которое и препятствовало распространению продуктов взрыва.

В юго-западной части участка расположено четыре скважины первой (эталонной) группы - №№ 1211, 1219, 1222 и 1400, пять скважин второй группы и 13 скважин третьей группы, номера которых вместе с номерами окружающих их боевых скважин приведены в таблице 3.

Таблица 3. Разделение скважин юго-западной части участка Балапан по группам

№№ скв. второй группы					№№ скважин третьей группы												
1220	1223	1317	1320	1325	1232	1233	1237	1238	1304	1310	1313	1318	1319	1322	1323	1343	1344
Номера боевых скважин																	
1061	1201	1309	1205	Глуб.1	1201 1209	1062 1085	1201 1077 1223	1211 1205 1206	1267 1207	1061 1314 1220 1010 1309 1312	1222 1227 1220	1309 1010 1220	1211 1219	1400 1222 1312 1220	Глуб.1 1400 1312	1201 1223 1237 1077	1077 1085 1062 1219

Анализ фактических данных показал, что в двух скважинах второй группы - 1220 и 1317, - интенсивность гамма-излучения горных пород (алевролиты, алевролиты, переслаивающиеся с песчаниками, песчаники, диоритовые порфириды и базальтовые порфириды) практически не отличается от активности тех же пород в эталонной группе скважин. Это объясняется тем, что скважина №1220 пройдена в южной оконечности интрузии плагиогранитов с массивной текстурой, которые послужили надежной преградой на пути перемещения продуктов взрыва.

Наблюдательная скважина 1317 располагается всего в 1.6 км от боевой скважины №1309, в которой за 13 месяцев до каротажа скважины 1317 был взорван заряд мощностью 93 кт. И, хотя боевая скважина располагается "в затылок" наблюдательной по простиранию геологических структур, в скважине 1317 не отмечается повышения гамма-поля. Это, по-видимому, связано с изменением геологической ситуации при переходе от скважины 1309 к скважине 1317. Это предположение подтверждается резкой сменой состава горных пород. Так, скважина 1317 пересекает мощную (около 400 м) пачку лавобрекчий и с глубины 437 м и до забоя (600 м) проходит в аргиллитах. В то же время, скважина 1309 пересекает углистые алевролиты, вмещающие (на глубинах 318-465 м) дайку андезит-порфиров. Можно полагать, что между этими скважинами проходит тектоническое нарушения субмеридионального простирания, которое отмечается южнее описываемого участка.

В скважинах 1223 и 1320 радиоактивность песчаников, сланцев углистых, переслаивающихся с песчаниками, и сланцев почти в два раза превосходит радиоактивность аналогичных пород в скважинах первой группы, что, несомненно, связано с проникновением техногенных радионуклидов (в основном ^{137}Cs) из полостей взрывов в область расположения указанных скважин.

При изучении данных гамма-каротажа в скважинах третьей группы отмечаются следующие факты:

- гамма-активность даек диоритовых порфиров во всех скважинах третьей группы не превышает этот показатель в эталонных скважинах, что, по-видимому, связано с массивной структурой диоритовых порфиров;
- скважину 1304 и ближайшие к ней боевые скважины 1207 и 1267 разделяет крупное тектоническое нарушение. Линия, соединяющая эти скважины, проходит перпендикулярно простиранию основных структур этого района. Поэтому здесь не наблюдается миграции радиоцезия из полостей взрыва;
- в скважинах №№ 1233, 1318, 1319 и 1322 гамма-активность всех пересекаемых пород находится на уровне эталонных скважин или ниже, т.е. перемещение радионуклидов из полостей взрывов в области указанных скважин в момент каротажа не наблюдалось. Из Рис. 1 видно, что геолого-структурная обстановка не благоприятствует процессу миграции;
- в скважинах №№ 1232, 1237, 1238, 1310, 1323, 1343 и 1344 все горные породы обладают более высокой гамма-активностью, чем те же породы в эталонных скважинах, что может быть объяснено эффектом переноса техногенных радионуклидов из полостей ядерных взрывов в области указанных скважин.

Кроме данных по боевым и структурно-наблюдательным скважинам изучены результаты гамма-каротажа по гидрогеологическим скважинам, расположенным в окрестностях боевых скважин. Здесь отбирались такие скважины, в которых гамма-каротаж проводился до и после взрыва. Существенным недостатком этого материала является небольшая глубина каротажа (не более 100 м), в то время как взрывы производились на глубине 400-450 м.

Сведения об изученных гидрогеологических скважинах приведены в таблице 4.

Таблица 4. Сведения о гидрогеологических скважинах

№№ наблюдат. скважины	Дата каротажа		№ боевой скважины	Дата взрыва	Направление и расстояние в км	Мощность взрыва в кт	Средняя интенсивность гамма-поля в мкР/час	
	I	II					I	II
4045	08.09.86	03.11.88	1388	21.12.87	0,5 Ю-З	117	22.2	22.8
4042	28.07.86	21.09.88	-"	-"	0,5 С-З	-"	15.9	16.4
4043	13.08.86	14.11.88	-"	-"	0,5 С-С-В	-"	25.8	24.2
4044	26.08.86	22.09.88	-"	-"	1,2 С-С-В	-"	15.5	20.7
4039	05.05.86	20.09.88	-"	-"	1,3 С-З	-"	17.1	18.3
4041	07.07.86	20.09.88	-"	-"	1,7 С-З	-"	16.6	17.0
4038	22.05.86	19.09.88	-"	-"	3,0 С-З	-"	14.1	14.7
4054	17.08.87	21.09.88	-"	-"	1,7 Ю-З	-"	17.0	15.8
4025	13.06.85	09.10.85	1061-6	15.06.85	0,1 Ю	115	24.0	22.9
4036	02.10.85	14.08.89	1350	14.09.88	0,8 С-В	90	26.4	26.2
Средняя активность							19.5	244

Из таблицы 4 видно, что гамма-активность пород по гидрогеологическим скважинам практически остается неизменной до и после ядерного взрыва, т.е. процесса перемещения техногенных радионуклидов здесь практически не наблюдается, скорее всего, из-за малой глубины этих скважин.

Наиболее показательный материал о перемещении ^{137}Cs получен при проведении спектрометрического гамма-каротажа в гидрогеологической скважине 4018 во время ядерного взрыва (рисунок 2).

В скважине обнаружены две области с аномальным (250 - 400 Бк/кг) содержанием цезия, приуроченные к зонам смятия. Скважина 4018 расположена в 400 м на северо-восток от боевой скважины №1061 (глубина взрыва – 521 м, мощность – 160 кт). Как видно из разреза, приведенного на рисунке 3, обе скважины вскрывают углистые сланцы коконь-

ской свиты, содержащей редкие прослои песчаников и туфов.

Полость взрыва расположена в нижней части разреза, а скважина 4018 – в верхней части разреза. Выявленные аномалии расположены на глубине около 30 и 50 м. Они возникли, по-видимому, в результате проникновения в момент взрыва благородных газов, являющихся предшественниками ^{137}Cs и ^{90}Sr , по имеющимся здесь зонам смятия вдоль напластования углистых сланцев.

Таким образом, в результате проведенных исследований установлен факт внедрения радионуклидов в горные породы в момент проведения ядерного взрыва, при этом ореол рассеяния может достигать в благоприятных геолого-структурных условиях значительных размеров (более 2-3 км).

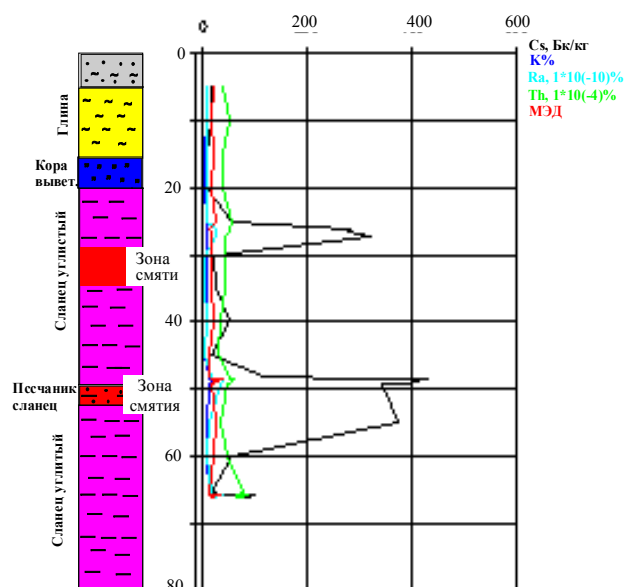
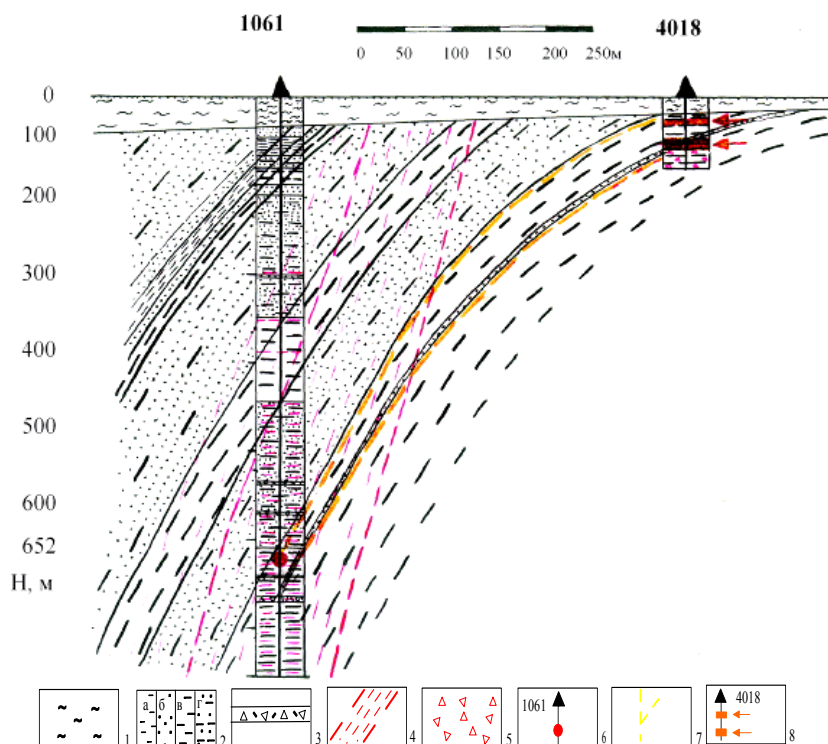


Рисунок 2. Геологическая колонка и данные ГК и СГК по скважине 4018



1. Неогеновые глины. 2. Аргиллиты (а), песчаники (б), углистые сланцы (в), переслаивание песчаников и углистых сланцев (г) коконьской свиты нижнего карбона ($C_{12}-v_{1}kk$). 3. Прослои туфов. 4. Зона тектонического рассланцевания пород, сопровождающаяся сульфидно-карбонатной минерализацией. 5. Зона брекчирования. 6. Боевая скважина 1061 и местоположение подземной ядерной полости. 7. Предполагаемые каналы прорыва высокотемпературных флюидов от подземной ядерной полости в направлении к гидрогеологической скважине 4018. 8. Местоположение интервалов с установленными по данным СГК повышенными содержаниями цезия-137 в гидрогеологической скважине 4018.

Рисунок 3. Модель прорыва высокотемпературных флюидов от подземной ядерной полости скв. 1061 в направлении скв. 4018

ЛИТЕРАТУРА

1. Радионов В.Н., Адушкин В.В. Механический эффект подземного взрыва. - М.: Недра. - 1971.
2. Применение подземных ядерных взрывов в нефтедобывающей промышленности. М.: Недра. - 1981. - 198с.
3. Спивак А.А. Изменение структуры и проницаемости геологической среды при подземном ядерном взрыве. / Геоэкология. Инженерная геология. Гидрогеология. Геокриология. - 1997. - №3.
4. Горбунова Э.М., Спивак А.А. Изменение режима подземных вод при подземных ядерных взрывах. / Геоэкология. Инженерная геология. Гидрогеология. Геокриология. - 1997. - №6.
5. Спунгин В.Г., Пантелеев Л.С. Влияние блокового строения массива горных пород на его разрушение при подземных ядерных взрывах (на примере Новоземельского полигона). / Геоэкология. Инженерная геология. Гидрогеология. Геокриология. - 1997. - №6.
6. Кедровский О.Л., Шишиц И.Ю., Ромадин Н.М. Особенности поствзрывных ядерных взрывов и перспективы их использования в горной промышленности. / Горная промышленность. - №3. - 1997.
7. Керро Н.И. О некоторых зарубежных методиках по оценке воздействия объектов на окружающую среду. / Экология промышленного производства. - 1998. - №3-4.
8. Мясников К.В., Касаткин В.В., Ахунов В.Д. Научно-технические и экологические аспекты подземных ядерных взрывов в мирных целях, проведенных на территории России. / Геоэкология. Инженерная геология. Гидрогеология. Геокриология. - 1998. - №6.
9. Михоя Э., Минагоси А., Сато Х. Система радиационного мониторинга окружающей среды. / Атомная техника за рубежом. - 1999. - №11.
10. Стобер Д. Компьютерное моделирование ядерного взрыва. / Атомная техника за рубежом. - 1999. - №11.
11. Тар Е., Лар В. Подземный "мирный атом". / Энергия. Экономика, Техника. Экология. - 1998. - №5.
12. Строгонов В.И., Саханов З.И. Математические аспекты информационного обеспечения экологического мониторинга. / Информационные технологии. - №6. - 1999.
13. Попыванов Е., Винникова Н., А. Попова. Эхо промышленных взрывов. / Ж. Нефть России. - №11. - 2000.
14. Мякинник Н. Долгая биография взрывов. / Ж. Нефть России. - №1. - 2001.
15. Бахарев П., Кирюхина Н., Шахиджанов Ю. Радиоактивное «загрязнение». / Ж. Нефть России. - №1. - 2001.
16. Бахарев П., Кирюхина Н., Шахиджанов Ю. Подземная емкость Пандоры. / Ж. Нефть России. - №6. - 2001.

17. Бахарев П., Кирюхина Н., Шахиджанов Ю. Полигон. /Ж. Нефть России. - №12. - 2001.
18. Сомов А. Контуженая держава. /Ж. Нефть России. - №8. - 2002.
19. Бахарев П., Кирюхина Н., Шахиджанов Ю. Западносибирская язва. /Ж. Нефть России. - 12. - 2002.
20. Адушкин В.В. Влияние геологических факторов на распространение радиоактивных продуктов при подземных ядерных взрывах. Труды международной конференции. - М., 24-26 апреля 2000 г, Гидрометеиздат: - 2000.
21. Лукашенко С.Н., Агеева Т.И., Солодухин В.П. Выявление возможных путей миграции радионуклидов в блоках пород, вмещающих полости подземных ядерных взрывов (ПЯВ) по геофизическим и геофизическим данным (на примере площадки Балапан и участка Лира). Сб. Ядерная и радиационная физика. Т. III. Изд. ИЯФ НЯЦ РК. - Алматы. - 2001. - С.219-226.

ГК ЖӘНЕ СГК ДЕРЕКТЕРІ БОЙЫНША РАДИОНУКЛИДТЕРІНІҢ ТАРАЛУЫНА БАЛАПАН УЧАСКЕСІНІҢ ГЕОЛОГИЯ-ТЕКТНИКАЛЫҚ ЖАҒДАЙЫНЫҢ ӘСЕРІ

Гринштейн Ю.А.

ҚР ҰАО Геофизикалық зерттеулер институты, Алматы қаласы, Қазақстан

Семей сынау полигонының Балапан учаскесінде ядролық сынаулар өткізілген кезеңінде алынған гамма-каротаждің мұрағатты деректері, сондай-ақ осында 2001 ж. өткізілген спектрметрлі гамма-каротаждің нәтижелері талдауда. Учаскенің геологиялық құрылысының ерекшеліктері техногенді радионуклидтердің (^{137}Cs) таралуына елеулі әсер етуі көрсетілген. Әсіресе жылыстау процессіне учаскенің тектоникалық құрылысы әсер етеді. Мысалы, жарылғыш заты бар ұңғыма және бақылау ұңғымасы бір тектоникалық белдеміңде болуында оның созылымы бойынша гамма-өрісінің көтерілуі 3 километр және одан да көбірек қашықтықта тіркеледі. Басқа оқиғаларда, бұл ұңғымалар айырылымды бұзылыстардың әр жақтарында болуында, жарылыстың әсері 0,5 км. қашықтықта білінбейді. Ерекше көрнекті СГК деректері, олар бойынша радиоцезийдің майыстыру белдемі бойынша таралуы анық білінеді. Жер астындағы ядролық жарылыстардың нәтижесінде пайда болған қуыстардан радионуклидтер таралуының мониторингісі үшін учаскенің құрылымды-тектоникалық ерекшеліктерін есепке алуы қажет туралы және таралу тасқындарының бағыты, олардың жылдамдылығы және таралған заттың санын белгілеуге мүмкіншілік беретін ГК мен СГК деректерін пайдалану туралы қорытынды жасалады.

INFLUENCE OF BALAPAN GEOLOGIC-TECTONIC SITUATION ON RADIONUCLIDE MIGRATION BASED ON GAMMA-RAY LOGGING AND NATURAL GAMMA-RAY SPECTROMETRY DATA

Yu.A. Grinshtein

Institute of Geophysical Research NNC RK, Almaty, Kazakhstan

An analysis of archival gamma-ray logging (GRL) data obtained from nuclear testing at the Balapan Testing Area of the Semipalatinsk Test Site and also the results of natural gamma-ray spectrometry (NGRS) conducted in 2001 is given. It is shown that Balapan's geologic peculiarities strongly influence on man-made radionuclide (^{137}Cs) spread. The site's tectonic structure has deep influence on migration process. For example, since used and observation boreholes are located in one tectonic zone, along this zone, the increase in gamma-field is recorded at the distance of 3 km and more. In other cases, when these boreholes are situated on different sides of dislocations, an explosion effect is not observed even at the distance of 0.5 km. NGRS data are very expressive where migration of radiocesium along zones of crush is distinctly seen. In conclusion we can say that for monitoring the radionuclide migration from civilities generated as a result of the underground nuclear explosions, it is necessary to take into account the tectonic structure of the site and to use GRL and NGRS data that allow to determine not only the direction of migration streams, but their speed and quantity of substances transported.

УДК 681.322

МОДЕЛЬ ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ ИНФОРМАЦИОННО-ПОИСКОВОЙ СИСТЕМЫ**Ястребков Д.И.***Национальный ядерный центр Республики Казахстан, Курчатова*

Дается краткое описание технологии поиска в крупных архивах электронной документации, ее недостатки. Предлагается решение близкое по своей сути к интеллектуальным информационно-поисковым системам.

В связи с появлением компьютерных технологий, облегчающих работу человека, автоматизация различных областей деятельности коснулась всех без исключения предприятий от мелких компаний до крупных корпораций, в части такой сферы как электронная подготовка и обработка документов. В НАЦ РК ежедневно создается, изменяется и перемещается от пользователя к пользователю масса документов, накапливается значительный объем проектной документации, технических материалов, отчетных, административных документов, информации непосредственно связанной с экспериментами. Большая часть этих материалов существует в виде компьютерных файлов различного вида и назначения.

В такой ситуации остро встает вопрос поиска релевантных (релевантность - степень адекватности результатов поиска запросу пользователя) документов среди сетевых архивов.

Наилучшим выходом из такого положения может стать организация централизованного хранилища (или распределенного с устойчивыми связями) на основе автоматизированной системы организации документооборота. Такие системы, как правило, заводят на каждый документ учетную карточку и хранят эти сведения в специальном образом организованной базе данных. Однако в этом случае организация поиска информации сводится к просмотру учетных карточек всех зарегистрированных документов. Таким образом, успех поиска полностью зависит от того, содержатся ли ключевые слова из запроса пользователя в описании нужного документа. Кроме того, область ключевых слов, по которым можно найти документ, ограничивается ключевыми словами в его описании.

В связи с этим, в системах организации хранилищ электронных документов вместе с поиском по описанию используются механизмы полнотекстового поиска. Организация этих механизмов определяет скорость и качество поиска.

УСТРОЙСТВО ИНФОРМАЦИОННО-ПОИСКОВЫХ СИСТЕМ

Очевидно, что прямой поиск по содержанию документов занял бы недопустимо много времени, даже если при этом использовались бы самые быстрые алгоритмы. Поэтому для реализации полнотекстового поиска используются так называемые информационно-поисковые системы. Основной их частью является специальным образом организо-

ванная база данных, которая хранит информацию о документе и ключевые слова, взятые из его содержания. Устройство этой базы, а также дополнительные методы оптимизации позволяют организовать достаточно точный высокоскоростной поиск необходимой информации. И хотя информационно-поисковые системы отличаются друг от друга в способе реализации, они имеют общий принцип организации компонентов системы (рисунок 1).

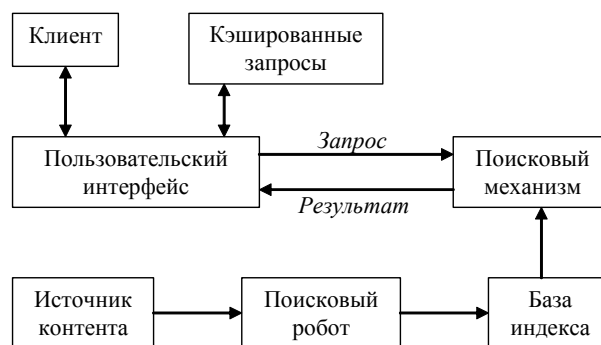


Рисунок 1. Общая схема организации информационно-поисковых систем

Клиент – это программа просмотра информационного ресурса.

Пользовательский интерфейс – программа, предоставляющая поисковую форму, формирующая запросы к поисковой машине и отображающая результаты поиска.

Поисковый механизм – специальный программный блок, формализующий запрос на информационно-поисковом языке и организующий поиск. Результаты поиска выводятся в пользовательском интерфейсе.

Кэшированные запросы – временная база данных, хранящая обработанные запросы для возможного их повторного использования. Кэширование позволяет сэкономить время поиска и снизить нагрузку на систему при повторных запросах.

База индекса – специальным образом организованная база данных. У каждой информационно-поисковой системы собственная структура хранения индекса, но он обязательно хранит адреса проиндексированных документов. В зависимости от сложности системы поисковый механизм может извлекать из базы индекса не только физический адрес документа, но и его описание или фрагмент текста.

Поисковый робот – программа, использующая специальные алгоритмы для нахождения новых до-

кументов в источнике контента и обновления информации в базе индекса о уже проиндексированных документах.

Источник контента – информационный ресурс, на котором необходимо организовать поиск документов. Это может быть файловый Интранет-сервер, WWW-сервер, FTP-сервер и т.п.

Наиболее важным элементом в этой схеме является база индекса информационно-поисковой системы. В ней реальный документ заменяется его поисковым образом, что позволяет абстрагироваться от формата документа. Таким образом, поиск в индексе ведется не по реальным документам, а их поисковым образам. Этот и другие дополнительные методы позволяют минимизировать время поиска необходимой информации.

Известно несколько методов представления документа в информационном поиске, однако наибольшее распространение получила векторная модель. Она также имеет несколько модификаций, но суть ее сводится к тому, что каждому документу ставится в соответствие массив терминов, содержащихся в документе и наиболее четко отражающих его смысл.

Закон Ципфа

Основой векторной модели стал закон Ципфа – открытая Дж. Ципфом эмпирическая закономерность распределения частоты встречаемости слов в достаточно большом тексте. По закону Ципфа график зависимости упорядоченной по убыванию частоты встречаемости слов имеет вид гиперболической лестницы, рисунок 2.

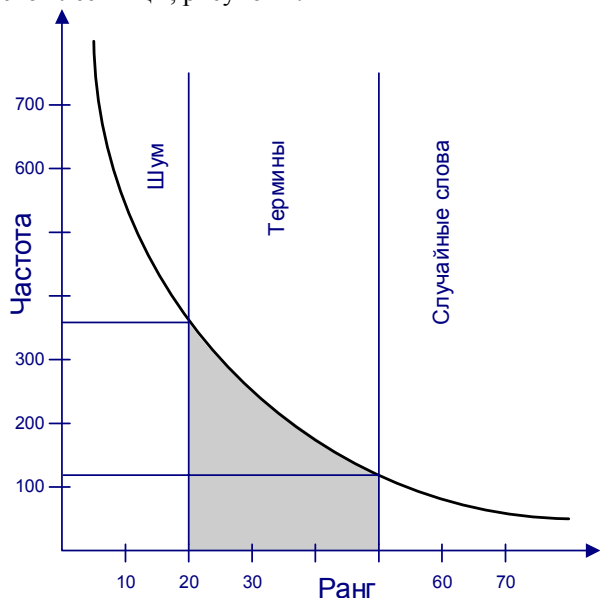


Рисунок 2. График зависимости частоты слов

На основе этого же закона Ципфа было установлено, что наиболее значимые слова (термины) лежат в средней области диаграммы. Слова за пределами этой области составляют граничные случаи: часто

встречаемые слова (слова-паразиты или шум) и редко встречаемые слова (случайные слова).

Слова-шум исключаются из поискового индекса.

ВЕКТОРНАЯ МОДЕЛЬ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ ДОКУМЕНТОВ

Теперь рассмотрим суть векторной модели представления документов. Каждому термину - значимому слову языка, на котором записан документ или запрос, ставится в соответствие единичный вектор v_i векторного пространства V . (Говоря о векторном представлении, под термином «документ» понимается «текстовый документ или информационный запрос»). Каждый документ может быть представлен в виде некоторого вектора:

$$\bar{V}^a = \{v_i^a\} = \{a_i v_i\}$$

Размерность векторного пространства определяется количеством различных терминов v_i в рассматриваемом множестве документов. Для адекватности представления, различные словоформы каждого термина приводятся к некоторой нормальной форме. Кроме того, во множество терминов не включаются так называемые «стоп-слова» (шум) – главным образом служебные, высокочастотные, неинформативные словоформы.

Существуют два основных варианта векторного представления документа. В упрощенном, булевом варианте, учитывается только наличие или отсутствие i -го термина в документе, компоненты вектора могут принимать два значения: $a_i \in \{0, 1\}$. В более точной модели учитывается вес термина, определяемый через его частоту – количество упоминаний в документе:

$$a_i \in \{0, N\}; a_i \leq N,$$

где

$$N = \sum_{i=1}^{N_a} a_i.$$

Дальнейшее уточнение модели достигается путем использования сведений о частоте употребления термина на всем множестве рассматриваемых документов.

Задачей ИПС является нахождение наиболее релевантного данному запросу документа. Оценка близости между двумя документами A и B заключается в определении расстояния между двумя точками в векторном пространстве

$$\rho(A; B) = \left| \bar{V}^a - \bar{V}^b \right|$$

Практически всегда сравнение двух векторов производится через величину угла между ними:

$$\rho(A; B) = \frac{1}{\cos \varphi} - 1;$$

$$\varphi \in \left[0; \frac{\pi}{2} \right];$$

$$\rho(A; B) = [0; \infty).$$

Коэффициент $\cos \varphi$ определяется через скалярное произведение векторов:

$$\cos \varphi = \frac{(\vec{V}^a \vec{V}^b)}{|\vec{V}^a| \cdot |\vec{V}^b|}$$

Векторы обычно нормируются на 1:

$$|\vec{V}^a| = |\vec{V}^b| = 1$$

В результате:

$$\cos \varphi = \sum_{i=1}^N a_i b_i,$$

где N – число различных терминов v_i

Учитывая тот факт, что функция $\cos \varphi$ на области определения $\varphi \in \left[0; \frac{\pi}{2} \right]$ принимает значения $[0; 1]$, неявно полагается, что для высокорелевантного документа косинус угла между двумя векторами будет стремиться к единице.

ПОВЫШЕНИЕ КАЧЕСТВА ПОИСКА

Векторная модель представления документов получила широкое распространение. Но, к сожалению, для конечного пользователя организация поиска по такой схеме не гарантирует высокой точности. Это связано с особенностями человеческого языка, когда одни и те же термины могут быть найдены в документах различной тематики. Кроме того, такой поиск можно лишь условно назвать полнотекстовым, так как при составлении индекса мы намеренно исключили из него ряд слов. При этом мы вполне вероятно могли потерять часть терминов, обозначаемых такими же словами, которые встречаются в словаре «стоп-слов».

Процесс поиска человеком необходимой информации обычно включает следующие этапы:

1. формализация поискового запроса;
2. предварительный отбор документов, имеющих признаки искомой информации;
3. лексический, морфологический, синтаксический и семантический анализ содержимого документов;
4. оценка соответствия смыслового содержания отобранных документов поисковому запросу.

Несмотря на то, что поисковые системы обеспечивают автоматическую индексацию большого количества документов, они не обладают развитыми средствами искусственного интеллекта для экспертной оценки смыслового содержания информации. Поэтому в традиционных информационно-

поисковых системах, в отличие от интеллектуальных, отсутствует семантический анализ.

Исследования в области интеллектуальной обработки текстов на естественном языке начались сравнительно давно. Однако эти разработки не получили широкого распространения из-за высоких требований к машинным ресурсам, жестких ограничений, предъявляемых к запросам, либо из-за невысокого качества распознавания фраз. Поэтому подавляющее большинство информационно-поисковых систем используют ограниченный естественный язык.

Однако некоторое повышение эффективности поиска можно достичь за счет добавления дополнительных компонент в систему, изображенную на рисунке 1. Идея метода заключается в использовании тезауруса - терминологического ресурса, реализованного в виде словаря понятий и терминов со связями между ними. Основное назначение тезауруса - помощь при информационном поиске: на основе связей тезауруса происходит расширение запроса, навигация по связям тезауруса помогает четче сформулировать сам запрос.

Учитывая направления деятельности РГП НЯЦ РК, тезаурус может быть ограничен узкой предметной областью, что непременно повысит скорость обработки.

Дополнительное уточнение поиска можно провести, применив следующие дополнительные методы:

- более глубокий лексический анализ;
- семантический анализ соответствия результатов поиска поисковому запросу пользователя.

Пополнение тезауруса и установление связей между отдельными словоформами можно автоматизировать при помощи нейросетевых технологий.

Таким образом, теоретически имеется возможность повышения качества поиска без существенного повышения расхода ресурсов сервера. Описанный метод объединяет в себе преимущества традиционных поисковых систем и систем искусственного интеллекта.

Применительно к существующим системам электронного документооборота со встроенной поисковой машиной описанный метод может быть реализован в виде препроцессора, когда все запросы предварительно обрабатываются блоком лексического и семантического анализа и оптимизируются посредством тезауруса.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

С увеличением числа документов в электронном архиве растет погрешность поиска на основе векторной модели представления информации. Создание системы экспертной оценки результатов поиска является достаточно сложной в реализации задачей и требует значительных затрат времени и ресурсов компьютера. Использование тезауруса для установления семантических связей может существенно облегчить задачу поиска и приблизить поисковую систему по своей функциональности к интеллекту-

альным информационно-поисковым системам. Данный метод призван облегчить работу конечных пользователей систем организации электронных хранилищ и документооборота. Использование описанного метода для мелких архивов документации

не дает особых преимуществ, однако в крупных хранилищах масштаба предприятия он может позволить достичь существенного повышения качества поиска информации.

МАҚАЛА ТАҚЫРЫБЫ: ИНТЕЛЛЕКТУАЛДЫ АҚПАРАТТЫҚ – ІЗДЕУ ЖҮЙЕСІНІҢ МОДЕЛІ

Ястребков Д.И.

Қазақстан Республикасының Ұлттық ядролық орталығы, Курчатов қаласы

Электронды құжаттамаларды ірі мұрағаттардан іздеу технологиясы мен оның кемшіліктері қысқаша сипатталған. Интеллектуалды ақпараттық – іздеу жүйесіне мәнісі жағынан жақын шешімдер ұсынылған.

MODEL OF INTELLIGENT INFORMATION SEARCHING SYSTEM

D.I. Yastrebkov

National Nuclear Center of the Republic of Kazakhstan, Kurchatov

A brief description of the technique to search for electronic documents in large archives as well as drawbacks is presented. A solution close to intelligent information searching systems is proposed.

СПИСОК АВТОРОВ

Абеленцев В.В., 18
Айдосова С.С., 29
Апсаликов К.Н., 54, 58
Артемов О.И., 29
Ахтаева Н.З., 29
Бакланов В.В., 75
Бауэр С., 54, 58
Васильев Ю.С., 87, 99
Ветров В.А., 14
Вурим А.Д., 63
Гетьманчук А.И., 41
Гордиенко Ю.Н., 108
Гринштейн Ю.А., 132
Гроше Б., 54, 58
Гусев Б.И., 54, 58
Жазыкбаева Л.К., 54, 58
Жданов В.С., 75, 87, 99
Зверев В.В., 108
Кавамура Х., 108
Кадырова Н.Ж., 29, 36

Като М., 87, 99
Кенжин Е.А., 108
Кожима Е., 87, 99
Колбаенков А.Н., 108
Колодешников А.А., 87, 99
Колтыгин О.В., 63
Краснов В.П., 41
Кульсартов Т.В., 108
Логачев В.А., 5
Логачева Ю.В., 63
Логачева Л.А., 5
Ляхова О.Н., 69
Малышева Е.В., 75
Маруяма Ю., 87, 99
Минкенова К.С., 36
Митяев А.В., 24
Мухитдинов Н.М., 29
Нагасака Х., 87, 99
Орлов А.А., 41
Осинцев А.Ю., 24

Павлова Н.Н., 127
Пивина Л.М., 54, 58
Потребеников Г.К., 127
Процкий А.В., 36
Раисова Г.К., 54, 58
Саматугина О., 54, 58
Севостьянов В.Н., 18
Сейсебаев А.Т., 36
Сергеев В.Ю., 69
Спицына С.А., 127
Стрильчук Ю.Г., 24
Тажибаева И.Л., 108
Такибаев А.Ж., 127
Такибаев Ж.С., 123, 127
Тахара М., 99
Шаповалов Г.В., 115
Шестаков В.П., 108
Щербакова С., 54, 58
Юшков П.И., 49
Ястребков Д.И., 139

ТРЕБОВАНИЯ К ОФОРМЛЕНИЮ СТАТЕЙ

Статьи предоставляются в виде электронной (на гибком диске или по электронной почте присоединенным (attachment) файлом) в формате MS WORD и печатной копии.

Текст печатается на листах формата А4 (210×297 мм) с полями: сверху 30 мм; снизу 30 мм; слева 25 мм; справа 15 мм, на принтере с высоким разрешением (300-600 dpi).

Используются шрифт Times New Roman высотой 10 пунктов для обычного текста и 12 пунктов для заголовков.

Текст печатается через один интервал, между абзацами 2 интервала.

В левом верхнем углу должен быть указан индекс УДК. Название статьи печатается ниже заглавными буквами. Через 3 интервала после названия, печатаются фамилии, имена, отчества авторов и полное наименование, город и страна местонахождения организации, которую они представляют. После этого, отступив 3 интервала, печатается основной текст.

При написании статей необходимо придерживаться следующих требований:

- статья должна содержать аннотации на казахском, английском и русском языках (130-150 слов) с указанием названия статьи, фамилии, имени, отчества авторов и полного названия, города и страны местонахождения организации, которую они представляют;
- ссылки на литературные источники даются в тексте статьи цифрами в квадратных [1] скобках по мере упоминания. Список литературы следует привести по ГОСТу;
- иллюстрации (графики, схемы, диаграммы) должны быть выполнены на компьютере или в виде четких чертежей, выполненных тушью на белом листе формата А4. На обороте рисунка проставляется его номер. В рукописном варианте на полях указывается место размещения рисунка;
- математические формулы в тексте должны быть набраны как объект Microsoft Equation. Химические формулы и символы должны быть набраны при помощи инструментов Microsoft Word. Следует нумеровать лишь те формулы, на которые имеются ссылки.

К статье прилагаются следующие документы:

- рецензия высококвалифицированного специалиста (доктора наук) в соответствующей отрасли науки;
- выписка из протокола заседания кафедры или методического совета с рекомендацией к печати;
- на отдельном листе автор сообщает сведения о себе: фамилия, имя, отчество, ученая степень, должность, кафедра и указывает служебный и домашний телефоны, адрес электронной почты.

Текст должен быть тщательным образом выверен и отредактирован. В конце статья должна быть подписана автором с указанием домашнего адреса и номеров служебного и домашнего телефонов, адрес электронной почты.

Статьи, оформление которых не соответствует указанным требованиям, к публикации не допускаются.

Ответственный секретарь к.ф.-м.н. М.К. Мукушева
тел. (095) 745-54-04, (322-51) 2-33-35, E-mail: MUKUSHEVA@NNC.KZ

Технический редактор А.Г. Кислухин
тел. (322-51) 2-33-33, E-mail: KISLUHIN@NNC.KZ

Адрес редакции: 490060, Казахстан, г. Курчатов, ул. Ленина, 6.

© Редакция сборника «Вестник НЯЦ РК», 2001.

Регистрационное свидетельство №1203-Ж от 15.04.2000г.
Выдано Министерством культуры, информации и общественного согласия Республики Казахстан

Тираж 300 экз.

Выпуск набран и отпечатан в типографии
Национального ядерного центра Республики Казахстан
490060, Казахстан, г. Курчатов, ул. Ленина, 6.

