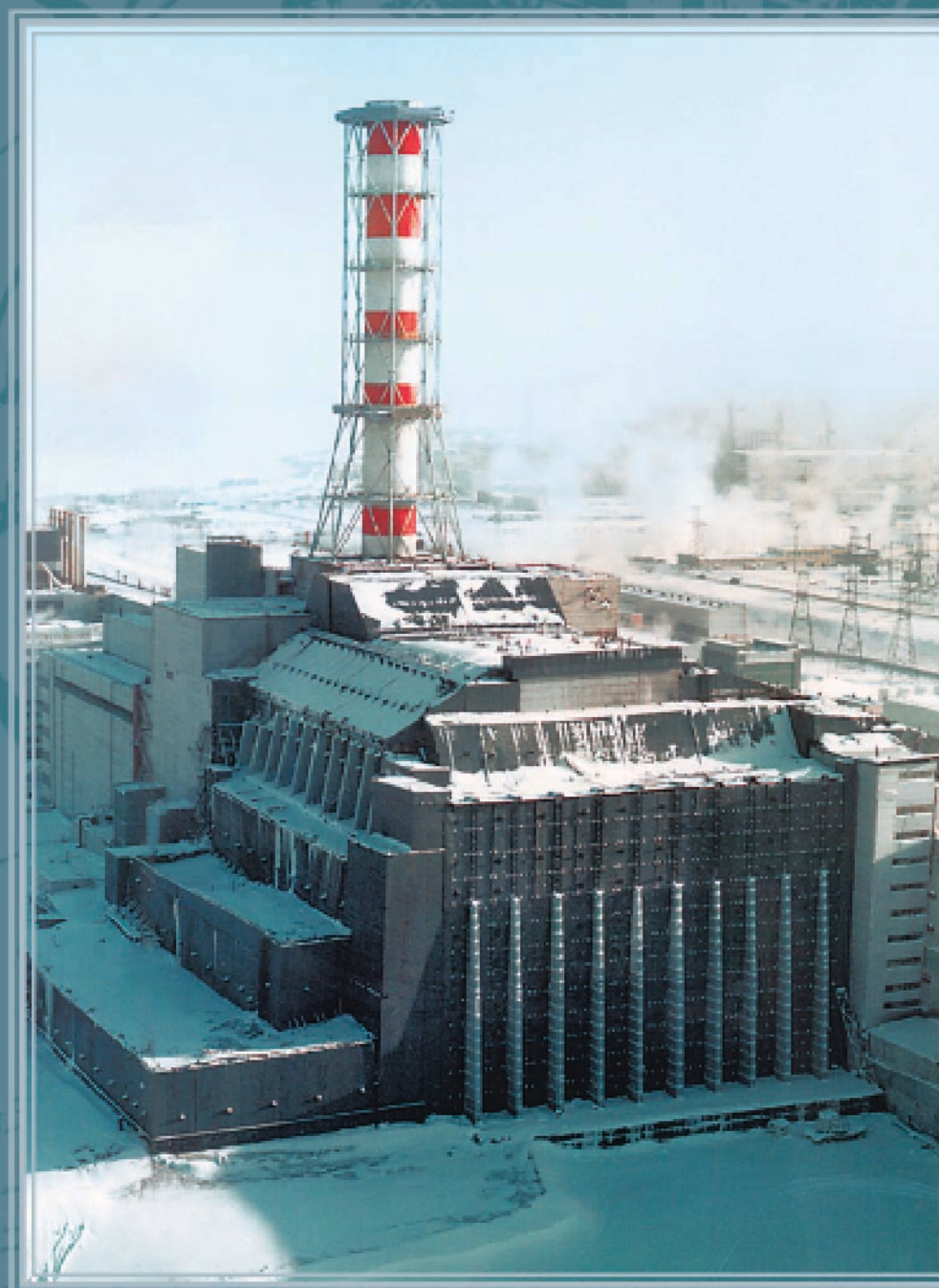


Р. В. Арутюнян, Л. А. Большов, А. А. Боровой, Е. П. Велихов, А. А. Ключников

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО В ОБЪЕКТЕ «УКРЫТИЕ» ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС



ИЗДАТЕЛЬСТВО
• НАУКА •

НАУКА

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО В ОБЪЕКТЕ «УКРЫТИЕ» ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС

Институт проблем безопасного развития
атомной энергетики РАН

Российский научный центр
«Курчатовский институт»

Р. В. Арутюнян, Л. А. Большов, А. А. Боровой, Е. П. Велихов, А. А. Ключников

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО В ОБЪЕКТЕ «УКРЫТИЕ» ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС

Москва Наука 2010

УДК 621.039.586

ББК 31.4

A79

Рецензенты:

академик РАН *А. А. Саркисов*,
доктор технических наук *С. С. Абалин*

Ядерное топливо в объекте «Укрытие» Чернобыльской АЭС / Р. В. Арутюнян, Л. А. Большов, А. А. Боровой, Е. П. Велихов, А. А. Ключников. — М. : Наука, 2010. — 240 с. : ил. — ISBN 978-5-02-037465-2 (в пер.).

Работа обобщает и систематизирует результаты многолетних исследований разрушенного ядерного топлива, находящегося в объекте «Укрытие». Дается оценка полноты и достоверности имеющихся данных. Разделы книги посвящены методам и средствам, использованным для исследования топлива в объекте «Укрытие» и в его локальной зоне, моделям его поведения в аварийных условиях 4-го блока ЧАЭС (в том числе тем, которые были разработаны и применены в 1986 г.), рассмотрению вопросов, связанных с поведением ядерного топлива при дальнейшем преобразовании объекта.

Книга предназначена для работников научно-исследовательских институтов и проектных организаций, преподавателей вузов и инженеров топливно-энергетического комплекса, а также для широкого круга читателей, интересующихся проблемами безопасности атомной энергетики.

Ключевые слова: авария на ЧАЭС, объект «Укрытие», топливосодержащие материалы, лава, преобразование объекта «Укрытие».

Nuclear fuel in the «Shelter» encasement of the Chernobyl NPP / R. V. Arutyunyan, L. A. Bolshov, A. A. Borovoi, E. P. Velikhov, A. A. Klyuchnikov. — M. : Nauka, 2010. — 240 p. : ill. — ISBN 978-5-02-037465-2 (bound).

The work generalizes and systematizes the results of multi-year studies of damaged nuclear fuel within the «Shelter» encasement. Existing data are assessed from viewpoint of completeness and validity. Methods and means for fuel studies within the «Shelter» and its local zone, models of fuel behavior in accidental conditions of the 4th Unit of the ChNPP (including the models developed and implemented in 1986) and fuel behavior during the «Shelter» transformation are presented in the book chapters.

This work is dedicated to workers of research and design institutes, lecturers of high school, engineers of power industry as well as general public interesting in safety of nuclear energy.

Keywords: NPP accident, «Shelter» encasement, fuel containing substances, lava, «Shelter» encasement transformation.

ISBN 978-5-02-037465-2

© Российский научный центр «Курчатовский институт», 2010

© Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, 2010

© Коллектив авторов, 2010

© Редакционно-издательское оформление. Издательство «Наука», 2010

СОДЕРЖАНИЕ

ПРИНЯТЫЕ СОКРАЩЕНИЯ И ОБОЗНАЧЕНИЯ	6
ВВЕДЕНИЕ	
<i>Объект «Укрытие»</i>	<i>9</i>
<i>Ядерное топливо внутри объекта «Укрытие»</i>	<i>12</i>
<i>Преобразование объекта «Укрытие» в экологически безопасное состояние</i>	<i>14</i>
<i>О настоящей работе</i>	<i>15</i>
ГЛАВА 1. ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО, НАХОДИВШЕЕСЯ ВНУТРИ 4-го БЛОКА ЧАЭС ПЕРЕД АВАРИЕЙ	
<i>1.1. Расположение и количество ядерного топлива в 4-м блоке ЧАЭС перед аварией</i>	<i>17</i>
<i>1.2. Радиационные характеристики топлива</i>	<i>20</i>
<i>Литература</i>	<i>24</i>
ГЛАВА 2. ПЕРВЫЕ ОЦЕНКИ КОЛИЧЕСТВА ТОПЛИВА, ОСТАВШЕГОСЯ В РАЗРУШЕННОМ 4-м БЛОКЕ ЧАЭС	
<i>2.1. Определение количества топлива, выброшенного из реактора на активной стадии аварии (26.04 – 06.05.1986 г.), по выпадениям топливных частиц</i>	<i>26</i>
<i>2.2. Оценки количества топлива, оставшегося в 4-м блоке ЧАЭС, теплотрическим методом (программа «Буй»)</i>	<i>30</i>
<i>2.3. Тепловые измерения во внутренних помещениях объекта «Укрытие»</i>	<i>32</i>
<i>Литература</i>	<i>33</i>
ГЛАВА 3. ИССЛЕДОВАНИЯ С ПОМОЩЬЮ СКВАЖИН СОСТОЯНИЯ ВНУТРЕННИХ КОНСТРУКЦИЙ 4-го БЛОКА ЧАЭС ПОСЛЕ АВАРИИ	
<i>3.1. Программа исследований</i>	<i>34</i>
<i>3.2. Технология исследований</i>	<i>37</i>
<i>3.3. Лабораторные анализы извлекаемых образцов</i>	<i>50</i>
<i>3.4. Состояние внутренних конструкций 4-го блока ЧАЭС после аварии</i>	<i>52</i>
<i>Литература</i>	<i>54</i>

ГЛАВА 4. МОДИФИКАЦИИ ТСМ, ОБРАЗОВАВШИЕСЯ В РЕЗУЛЬТАТЕ АВАРИИ НА ЧАЭС. ФРАГМЕНТЫ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

4.1. Модификации ТСМ, образовавшиеся в результате аварии	56
4.2. Фрагменты активной зоны	57
Литература	66

ГЛАВА 5. ГОРЯЧИЕ ТОПЛИВНЫЕ ЧАСТИЦЫ И РАДИОАКТИВНЫЕ АЭРОЗОЛИ В ОБЪЕКТЕ «УКРЫТИЕ»

5.1. Образование радиоактивных частиц при аварии	67
5.2. Изучение РАУ и горячих частиц в специальных исследовательских программах	74
Литература	84

ГЛАВА 6. ЛАВООБРАЗНЫЕ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИЕ МАТЕРИАЛЫ. ОБРАЗОВАНИЕ ЛАВЫ И ЕЕ СВОЙСТВА

6.1. Образование и растекание лавы	87
6.2. Модификации ЛТСМ	97
6.3. Физико-химические свойства ЛТСМ	101
6.4. Микроскопическое строение ЛТСМ	105
Литература	112

ГЛАВА 7. СКОПЛЕНИЯ ЛТСМ В ПОМЕЩЕНИЯХ ОБЪЕКТА «УКРЫТИЕ»

7.1. Верхние отметки	114
7.2. Средние отметки	115
7.3. Нижние отметки. Вертикальные потоки лавы	134
Литература	147

ГЛАВА 8. РАСТВОРИМЫЕ ФОРМЫ ТСМ. ТОПЛИВО В СКОПЛЕНИЯХ ВОДЫ

8.1. Растворимые формы ТСМ	149
8.2. Топливо в скоплениях воды	151
Литература	154

ГЛАВА 9. ТОПЛИВО НА ПЛОЩАДКЕ ОБЪЕКТА «УКРЫТИЕ»

9.1. Образование «активного слоя»	155
9.2. Вертолетные измерения 1986 г.	157
9.3. Исследования «активного слоя» с помощью скважин	159
Литература	161

ГЛАВА 10. ОЦЕНКА ТОПЛИВНОГО БАЛАНСА ПРИ АВАРИИ НА ЧАЭС

10.1. Общее количество топлива, оставшегося в границах объекта «Укрытие»	163
10.2. Визуальный метод и его возможные ошибки	164
10.3. Интегральные методы оценки количества топлива, оставшегося в объекте «Укрытие»	165
10.4. Выводы. Оценка топливного баланса при аварии на ЧАЭС	168
Литература	169

ГЛАВА 11. ДИНАМИКА ПОВЕДЕНИЯ ТСМ В ОБЪЕКТЕ «УКРЫТИЕ»

11.1. Поведение ТСМ до их извлечения из объекта «Укрытие».....	170
11.2. Результаты прямых наблюдений за ЛТСМ в объекте «Укрытие» и в специальных хранилищах	171
11.3. Эксперименты по исследованию скорости разрушения ТСМ	174
11.4. Измерения выбросов и сбросов радиоактивности из объекта «Укрытие» и динамика поведения ТСМ	183
11.5. Некоторые выводы	193
Литература	194

ГЛАВА 12. ДИНАМИКА ПОВЕДЕНИЯ ТСМ: НЕКОТОРЫЕ ПРОГНОЗЫ НА БУДУЩЕЕ

12.1. Влияние воды на разрушение ТСМ после создания нового безопасного конфаймента	196
12.2. Прогнозы разрушения ЛТСМ под действием собственного излучения	197
Литература	202

ЗАКЛЮЧЕНИЕ	204
------------------	-----

ОСНОВНАЯ ЛИТЕРАТУРА	205
---------------------------	-----

ПРИЛОЖЕНИЕ 1. Схема (вертикальный разрез) объекта «Укрытие»	207
---	-----

Литература	210
------------------	-----

ПРИЛОЖЕНИЕ 2. Отчет «Теоретический анализ и численное моделирование переноса тепла и миграции топлива в подстилающих грунтах и конструкциях АЭС при аварийных выбросах активной зоны»	211
---	-----

ПРИНЯТЫЕ СОКРАЩЕНИЯ И ОБОЗНАЧЕНИЯ

АД	Аэродинамический диаметр
АЗ	Активная зона реакторной установки
АЗФ	Фрагменты активной зоны
«Анализ...»	Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации
АЭС	Атомная электростанция
ББ-1	Бассейн-барботер, первый этаж
ББ-2	Бассейн-барботер, второй этаж
БВ	Бассейн выдержки отработавших тепловыделяющих сборок
БД	База данных
ВАО	Высокоактивные отходы
ВНИПИЭТ	Всероссийский научно-исследовательский и проектный институт энергетических технологий (г. Санкт-Петербург)
ВСРО	Вспомогательные системы реакторного отделения
ВТ-2	Вентиляционная труба 2-й очереди ЧАЭС
ГСП ЧАЭС	Государственное специализированное предприятие ЧАЭС
ГЦН	Главный циркуляционный насос
«Д»	Боковая биологическая (водяная) защита
ДСФ	Детектор со съемными фильтрами
«Е»	Верхняя плита биологической защиты
ЖРО	Жидкие радиоактивные отходы
ИБВ	Имитатор «блочной» воды
ИБРАЭ	Институт проблем безопасного развития атомной энергии Российской академии наук
ИПБ АЭС, ИПБ АЭС НАНУ	Институт проблем безопасности атомных электростанций Национальной академии наук Украины
КБ	Конденсаторная батарея парораспределительного коридора
КДШ	Континуальные дозиметрические шнуры
«КЖ»	Оболочка активной зоны реактора
КИП	Контрольно-измерительные приборы
КМПЦ	Контур многократной принудительной циркуляции
Курчатовский институт, КИ	Федеральное государственное учреждение Российский научный центр «Курчатовский институт»
«КЭ»	Комплексная экспедиция при Институте атомной энергии им. И.В. Курчатова

$K_{эфф}$	Эффективный коэффициент размножения нейтронов
«Л»	Боковая биологическая (водяная) защита
ЛПА	Ликвидация последствий аварии на 4-м энергоблоке ЧАЭС
ЛТСМ	Лавообразные топливосодержащие материалы
МАГАТЭ	Международное агентство по атомной энергии
Минсредмаш	Министерство среднего машиностроения СССР
МК	Метод корреляции
МНТЦ, МНТЦ «Укрытие»	Межотраслевой научно-технический центр «Укрытие» при Национальной академии наук Украины (в настоящее время — ИПБ АЭС НАНУ)
МЭД	Мощность экспозиционной дозы γ -излучения
НАНБ	Национальная академия наук Беларуси
НАНУ	Национальная академия наук Украины
НАО	Низкоактивные отходы
НБК	Новый безопасный конфайнмент
НВК	Нижние водяные коммуникации
НИКИМТ	Научно-исследовательский и конструкторский институт монтажных технологий
НИКИЭТ	Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники
НИО КЭ	Научно-исследовательский отдел КЭ
«ОР»	Нижняя плита биологической защиты
отм.	Отметка
ОУ	Объект «Укрытие»
ОЯБ	Отдел ядерной безопасности
ОЯРБ	Отделение ядерной и радиационной безопасности МНТЦ «Укрытие»
ПВК	Пароводяные коммуникации
ПК	Аварийный паросбросный клапан системы локализации аварии
ПРК	Парораспределительный коридор
ПСК	Паросбросной клапан
ПЦР	Пароциркониевая реакция
пом.	Помещение
Радиевый институт, НПО РИ	Научно-производственное объединение «Радиевый институт» им. В.Г. Хлопина (г. Санкт-Петербург)
РАО	Радиоактивные отходы
РАУ	Радиоактивные аэрозоли объекта «Укрытие»
РБМК-1000	Реактор большой мощности канальный, электрической мощностью 1000 МВт
РЗМ	Разгрузочно-загрузочная машина
РНД	Разведывательный нейтронный детектор

РП	Реакторное пространство
САО	Среднеактивные отходы
СБВ	Северный бассейн выдержки
СГО	Стандартное геометрическое отклонение
скв.	Скважина
СНД	Сторожевой нейтронный детектор
$C_{\text{л}}$	Концентрация радиоактивных аэрозолей в локальной зоне объекта «Укрытие»
$C_{\text{у}}$	Концентрация радиоактивных аэрозолей в помещениях объекта «Укрытие»
ТВС	Тепловыделяющие сборки
ТВЭЛ	Тепловыделяющий элемент
ТК	Технологический канал
ТП	Топливная пыль
TSM	Топливосодержащие материалы
ТУЭ	Трансурановые элементы
УГВ	Уровень грунтовых вод
ЦЗ	Центральный зал
ЧАЭС	Чернобыльская атомная электростанция
ЮБВ	Южный бассейн выдержки
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH (Общество технической и ядерной безопасности, Германия)
IPSN	Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (Институт защиты и ядерной безопасности, Франция)
PNL	Pacific Northwest National Laboratory (Тихоокеанская Северо-Западная национальная лаборатория, США)
RIA	Авария, связанная с вводом положительной реактивности
SIP	Shelter Implementation Plan (План осуществления мероприятий ПОМ)

ВВЕДЕНИЕ

Объект «Укрытие»

В 2010 г. отмечается двадцать четвертая годовщина с момента создания объекта «Укрытие», закрывшего разрушенный при аварии 4-й блок Чернобыльской АЭС и предотвратившего дальнейшее радиоактивное загрязнение окружающей среды.

Сооружение «Укрытия» потребовало поистине героической работы десятков тысяч людей — проектировщиков, строителей, монтажников, гражданских и военных специалистов. Научное руководство работами осуществлял Курчатовский институт при поддержке многих научных организаций Советского Союза.

Проектировать «Укрытие» начали через месяц после аварии — в конце мая 1986 г. Строительство велось круглосуточно в течение 206 дней с июня по ноябрь 1986 г.

30 ноября 1986 г. Государственная комиссия подписала «Акт о приемке на техническое обслуживание законсервированного 4-го блока Чернобыльской АЭС». Это сооружение высотой в 20-этажный дом имеет внешние размеры $\sim 200 \times 200$ м (рис. 1, 2). Внутри него находится около 1000 помещений. Часть из них сохранилась неизменной, часть была полуразрушена, часть превратилась в развалины. Десятки помещений оказались залитыми бетоном, попавшим сюда при строительстве объекта и получившим название «свежий».

Внутри «Укрытия» находится не менее 95% (> 180 т по урану) облученного ядерного топлива из разрушенного реактора 4-го блока. Даже через 25 лет после аварии его полная активность превышает $17 \cdot 10^6$ кюри.

Создание этого объекта вызывало и вызывает дискуссии. Известно, что первоначально рассматривалось 18 проектов защитного сооружения. Их можно условно разбить на две группы.

К первой относились те, в которых предполагалось соорудить над разрушенным блоком независимое, полностью герметичное здание огромных размеров — арку пролетом 230 м или купол пролетом до 120 м.

Во второй группе проектов для возведения защитной оболочки предлагалось максимально использовать сохранившиеся стены и другие конструкции 4-го блока. На эти конструкции должны были опираться вновь возводимые стены и кровля.

Проработки и технико-экономические расчеты показали, что работы по первому варианту продлятся 1,5—2 года и потребуют огромных расходов, тогда как работы по второму

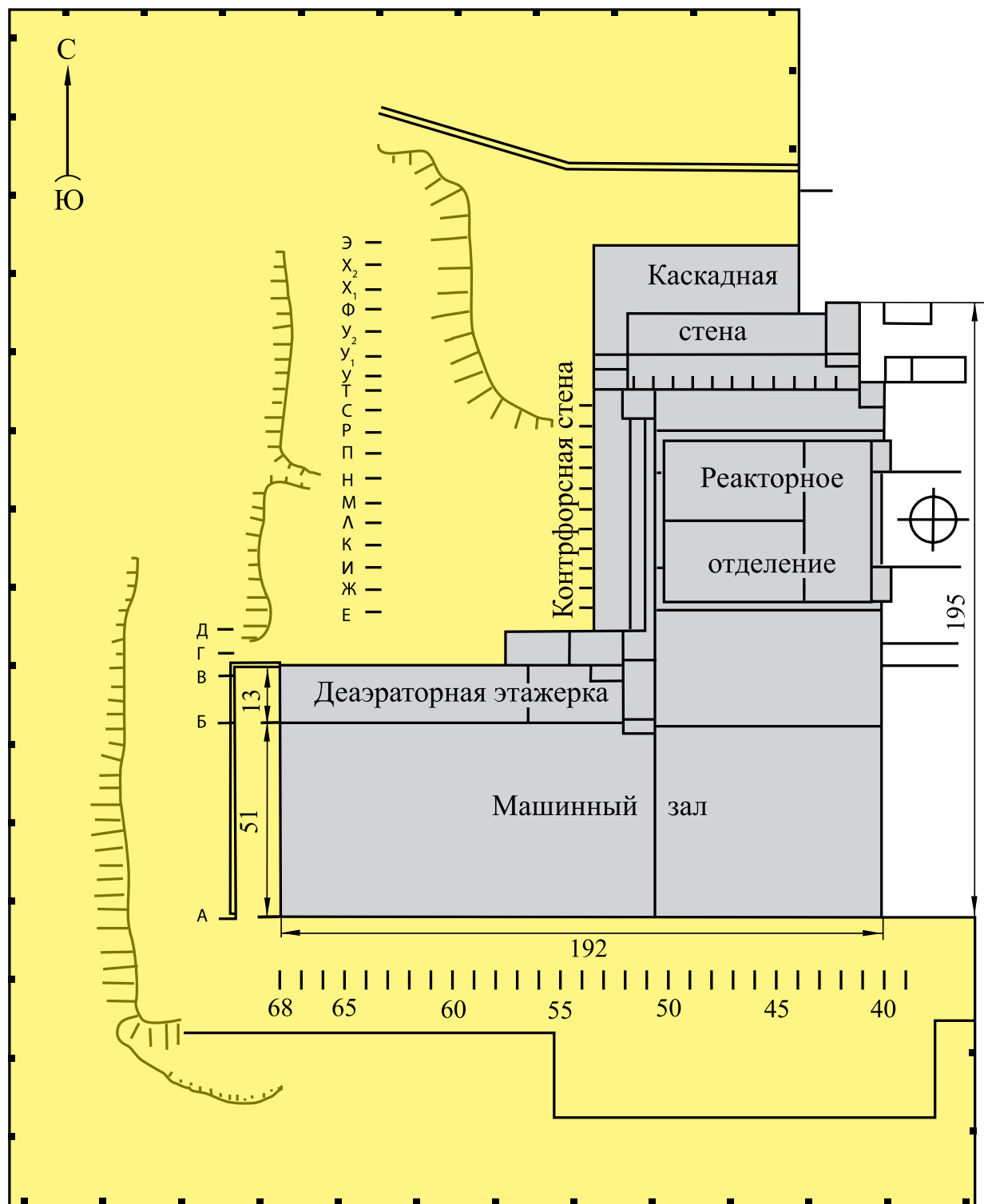


Рис. 1. Объект «Укрытие» и его локальная зона



Рис. 2. Объект «Укрытие». Вид с запада, 1995 г.

займут несколько месяцев и потребуют существенно меньших затрат. Поэтому был выбран второй подход. Платой за выигрыш стала не только огромная коллективная доза облучения, полученная строителями и монтажниками, но и принципиальные недостатки самого объекта.

Необходимость возводить новые конструкции в непосредственной близости от разрушенного блока в огромных радиационных полях заставляли применять дистанционную технику. Для соединения многих ответственных конструкций невозможно было использовать сварку, а дистанционный монтаж не позволял подгонять точно друг к другу большие металлические щиты.

Все это явилось причиной первого из крупных недостатков объекта «Укрытие» — *негерметичность, большое количество щелей* (их общая площадь, по последующим подсчетам, оценивалась в $\sim 1000 \text{ м}^2$). Через эти щели внутрь объекта проникала вода, а наружу, в случае внутренних обрушений, могла выйти радиоактивная пыль.

Кроме того, радиационные поля и завалы не позволили по всем правилам оценить прочность многих из опор — старых конструкций, подвергшихся действию взрыва и пожара. А на эти конструкции опирались главные несущие балки возводимого сооружения.

Второй недостаток — *неопределенная прочность опор, поддерживающих основные, несущие балки «Укрытия»*. Разрушение старых опорных конструкций в случае, например, сильного землетрясения могло привести к разрушению всего объекта.

Что касается вновь возводимых конструкций — несущих балок, трубного наката над центральным залом, стальных щитов покрытия и др., то они были запроектированы и выполнены в соответствии со строительными нормами и правилами, поэтому прочность самих этих конструкций сомнений не вызывала.

Со временем стали высказываться мнения, что строительство «Укрытия» было вообще бесполезным, а с учетом больших дозовых нагрузок и финансовых затрат даже вредным мероприятием. Не надо было ничего делать, просто ждать 10—20 лет, разрабатывать технологии и потом разобрать 4-й блок, а топливо захоронить. Насколько обоснованы эти высказывания?

После аварии 4-й блок представлял собой открытый источник огромной активности. На поверхности развала реактора, на разрушенных и сохранившихся конструкциях и кровлях, на внешних поверхностях зданий и площадке вокруг блока было сосредоточено множество выброшенных фрагментов активной зоны и топливной пыли. Согласно более поздним оценкам только на поверхности развала внутри блока находилось 5—10 т такой пыли. Через десять дней после аварии активность ее составляла $\sim 50 \cdot 10^6$ кюри. Ветровой перенос из открытого источника такой мощности привел бы к быстрому расползанию высокоактивного пятна и раздвижению границ зон отчуждения и отселения. Ни о каком пуске 1-го, 2-го и тем более 3-го блока не могло быть и речи.

Ежегодно на территории ЧАЭС выпадает около 600 мм осадков. Эта вода, пройдя через материалы открытого источника и сделавшись радиоактивной, рано или поздно попадает в грунт — до 10 тыс. м³ воды в год.

Строительство «Укрытия» существенно снизило вторичную миграцию радионуклидов и интенсивность загрязнения окружающей среды, позволило осуществить работы по восстановлению деятельности ЧАЭС и снизить дозовые нагрузки для людей, работающих на ЧАЭС и в прилегающей зоне.

Можно привести еще и другие аргументы, доказывающие необходимость максимально быстрого возведения «Укрытия».

Ядерное топливо внутри объекта «Укрытие»

После создания «Укрытия» наиболее важной и трудной задачей стал перевод в контролируемое состояние ядерного топлива, оставшегося в разрушенном блоке. *Необходимо было определить месторасположение основных скоплений топливосодержащих материалов, их физико-химические свойства, оценить степень их ядерной и радиационной опасности, создать системы контроля и подготовить необходимые контрмеры на случай возможных аварий.*

Работы по выполнению этой задачи начались с первых дней после аварии и шли на протяжении всех 25 последующих лет. К сожалению, несмотря на успешное решение многих отдельных вопросов, полностью все проблемы до сих пор не решены. Топливосодержащие материалы, оставшиеся в объекте «Укрытие», контролируются не полностью. Это заставляет прибегать к избыточным мерам безопасности, основывающимся на заведомо консервативных предположениях.

В настоящей работе описано, как проводились исследования ядерного топлива и приведены их главные результаты.

Решающие успехи были достигнуты в 1988—1990 гг., когда с помощью пробуренных к местам скопления топливосодержащих материалов скважин и специально разработанной аппаратуры удалось получить данные об этих скоплениях и создать систему их контроля.

Работы велись созданной в конце 1987 г. Комплексной экспедицией при ИАЭ им. И. В. Курчатова (КЭ). Во время выполнения наиболее ответственных заданий ее состав, включая военных строителей, достигал почти 3500 человек. Научный отдел состоял из нескольких десятков сотрудников, прикомандированных из Курчатовского института, ВНИПИЭТ, Радиевого института, ИПБ РАН и многих других НИИ России, Украины и Беларуси. Результаты бурения позволили наметить новые пути проникновения разведывательных групп в помещения «Укрытия».

Параллельно с работами внутри объекта начали проводиться исследования на его площадке. Основной целью этих исследований было определение влияния «Укрытия» на окружающую среду. В Чернобыле были созданы оснащенные современной аппаратурой лаборатории КЭ. В них проводились дозиметрические, спектрометрические и радиохимические исследования образцов ТСМ, проб воды, земли и воздуха. К проведению анализов привлекались научные центры Москвы, Ленинграда и Киева.

Результаты исследований тех лет были обобщены в документе «Техническое обоснование ядерной безопасности объекта "Укрытие"». Общее количество топлива, которое удалось обнаружить в помещениях «Укрытия», оценено как 135 ± 30 т.

В 1991 г. объект «Укрытие» перешел под юрисдикцию Украины. 4 февраля 1992 г. вышло Постановление Кабинета министров Украины о создании на базе КЭ, Института ядерных исследований НАНУ и Всесоюзного объединения ВНИПИЭТ Межотраслевого научно-технического центра «Укрытие» (МНТЦ) НАНУ¹. Основной задачей центра стало проведение научных и проектных работ по преобразованию объекта в экологически безопасную систему. По соглашению между НАНУ и Курчатовским институтом последний осуществлял научное руководство над Отделением ядерной и радиационной безопасности (ОЯРБ) МНТЦ. Российские специалисты ежегодно командировались в Чернобыль, где вместе с сотрудниками ОЯРБ проводили работы на объекте «Укрытие», в лабораториях в Чернобыле и в прилегающей зоне.

После 1991 г. бурение скважин внутри объекта было приостановлено. Однако продолжалась работа разведывательных групп и накапливалась информация от систем контроля и диагностики. Проводился постоянный анализ проб топливосодержащих материалов. Роботы, созданные в Курчатовском институте и усовершенствованные в МНТЦ специально для работы в «Укрытии», смогли проникнуть в недоступные помещения и взять пробы застывшей ядерной лавы.

В 1996 г. информация о топливосодержащих материалах была суммирована в работе «Анализ текущей безопасности объекта "Укрытие" и прогнозные оценки развития ситуации», которая стала одной из основных для выдачи Чернобыльской АЭС Лицензии на эксплуатацию объекта «Укрытие» и его преобразование.

В 1998 и 2001 гг. публиковались дополненные версии «Анализа ...». Сейчас работа по совершенствованию этого документа продолжается.

¹ В настоящее время — Институт проблем безопасности АЭС НАНУ.

Преобразование объекта «Укрытие» в экологически безопасное состояние

Объект «Укрытие» — потенциально опасный объект и его опасность возрастает со временем, по мере разрушения конструкций, пострадавших при аварии. Все прошедшие годы российские и украинские специалисты постоянно наблюдали за ним и предпринимали все возможные меры по снижению рисков.

Их работу следует признать успешной — за это время значения параметров, характеризующих влияние объекта «Укрытие» на окружающую среду, не выходили за контрольные уровни. В то же время необходимо отметить, что все эти годы «Укрытие» не подвергалось воздействию экстремальных внешних условий, например 5-бальному землетрясению, вероятность которого для Чернобыля оценивается, как 10^{-2} 1/год.

Консервативный подход к проблеме безопасности «Укрытия» заставил Курчатовский институт еще в 1989 г. выйти с предложением о создании объекта «Укрытие-2». В этом предложении предлагалось возвести над существующим «Укрытием» герметичное и прочное сооружение — «Укрытие-2», которое могло бы простоять многие десятилетия, а со временем создать технологии и под защитой «Укрытия-2» разобрать разрушенный блок, вывезти и захоронить топливо. Сразу же стало ясно, что такое преобразование «Укрытия» очень дорогое мероприятие и потребует международной помощи.

Понадобилась масса усилий и значительное время, прежде чем правительству Украины удалось договориться о создании международного «Чернобыльского фонда».

Для этого международной группой в 1996—1997 гг. на основе предыдущих исследований русских и украинских специалистов был разработан План проведения работ на объекте «Укрытие» (Shelter Implementation Plan, SIP). 1998 год можно считать годом начала его реализации.

Сейчас работы по обеспечению экологически безопасного состояния объекта «Укрытие» (рис. 3) развертываются на Чернобыльской АЭС при финансовой, технической и организационной помощи всего международного сообщества, в том числе и России².

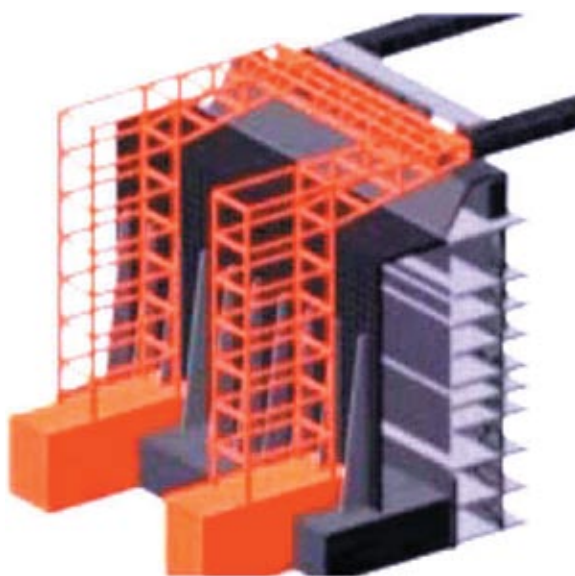
Уже выполнены меры по стабилизации строительных конструкций. На повестке дня — создание нового безопасного конфаймента — «Арки» и надвижение его на существующее «Укрытие»³, частичная разборка разрушенных конструкций.

Работы по SIP кончаются, но не заканчиваются планы преобразования объекта. Следующим, наиболее трудным шагом должно стать извлечение из «Укрытия» ядерного топлива и радиоактивных материалов и их окончательное захоронение.

По существующим оценкам подготовка и выполнение этих операций могут занять многие десятки лет. Все это время ТСМ будут «храниться» под защитой НБК.

² 24 ноября 2006 г. НАНУ и Министерством по чрезвычайным ситуациям и по делам защиты населения от последствий Чернобыльской катастрофы Украины на ИПБ АЭС возложено выполнение функций организации — научного руководителя по обеспечению безопасной эксплуатации объекта «Укрытие» и его преобразования в экологически безопасную систему.

³ Новый безопасный конфаймент — НБК («Укрытие-2»): радиус арки ~127 м; высота арки ~92 м; пролет арки ~250 м; длина НБК ~150 м; внутренний объем НБК $2,5 \cdot 10^6$ м³.



1998—2003 гг. Подготовительная стадия

2004—2008 гг. Стабилизация строительных конструкций, позволяющая в течение 10 лет гарантировать неразрушение объекта

2008—2012 гг. Проектирование и строительство нового безопасного конфаймента (НБК) в виде «Арки». Надвижение «Арки» на существующий объект «Укрытие»

2012—20... гг. Демонтаж строительных конструкций, извлечение ТСМ и РАО, их окончательное захоронение

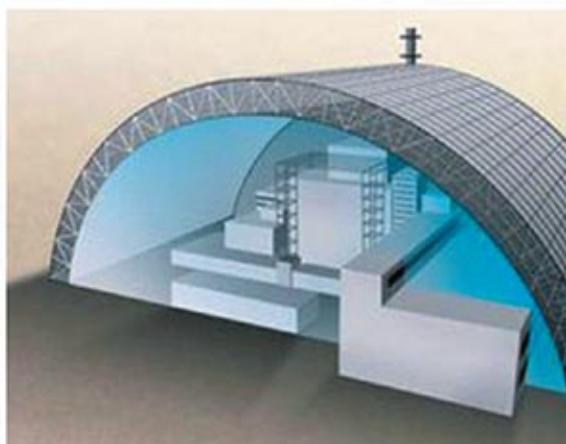


Рис. 3. Основные этапы работ по преобразованию объекта «Укрытие» в экологически безопасное состояние

О настоящей работе

Чернобыльская авария — огромная трагедия. Но одновременно — это огромный по масштабу, неповторимый эксперимент, поставленный над ядерным топливом, конструкциями реактора и т.п. Поэтому так дорого доставшиеся уроки Чернобыля должны быть поняты и полностью использованы для повышения безопасности ядерной энергетики.

Настоящая работа обобщает и систематизирует результаты многолетних исследований разрушенного ядерного топлива, выполненных на объекте «Укрытие». Кроме того, авторы попытались дать оценку полноты и достоверности имеющихся данных, исключить возможность спекуляций на эту тему, которые, к сожалению, периодически появляются в печати.

Согласно существующим представлениям после создания Нового безопасного конфаймента, который закроет существующее «Укрытие», должны будут пройти десятки лет, прежде чем ядерное топливо и радиоактивные материалы будут окончательно захоронены. И на стадии «ожидания», и особенно на стадии извлечения радиоактивных материалов из «Укрытия» собранная в книге информация должна помочь разработать оптимальные технологии преобразования «Укрытия», избежать неоправданных материальных и дозовых затрат.

Отдельные разделы книги посвящены методам и средствам, использованным для исследования скоплений топлива в «Укрытии», описанию и анализу результатов этих исследований, рассмотрению вопросов, связанных с поведением ядерного топлива при дальнейшем преобразовании объекта.

В Приложении 1 приведен схематический разрез объекта «Укрытия», созданный А. С. Лагуненко на основании всей имеющейся к настоящему времени информации. К нему читатель может обращаться по ходу знакомства с материалом книги. Про Приложение 2 сказано в главе 6.

Настоящая книга могла появиться только благодаря самоотверженному труду, высокому профессионализму, личному мужеству десятков наших товарищей, десятилетиями проводивших исследования в радиоактивных развалинах 4-го блока.

Им всем глубокий поклон!

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО, НАХОДИВШЕЕСЯ ВНУТРИ 4-го БЛОКА ЧАЭС ПЕРЕД АВАРИЕЙ

1.1. Расположение и количество ядерного топлива в 4-м блоке ЧАЭС перед аварией

1-й энергоблок Чернобыльской АЭС начал свою работу в 1977 г. Через 6 лет, 21 декабря 1983 г., был произведен энергетический пуск 4-го энергоблока, который вышел на проектную мощность (1000 МВт, электрических) в марте 1984 г. Именно на нем 26 апреля 1986 г. произошла крупнейшая в истории атомной энергетики запроектная авария.

К моменту аварии ядерное топливо находилось в четырех местах реакторного отделения блока (рис. 1.1):

- в активной зоне ядерного реактора РБМК-1000 (1);
- в бассейне выдержки кассет с отработавшим топливом (14);
- на узле подготовки топливных кассет в центральном зале (16);
- в помещении подготовки свежего топлива.

Данные по количеству топлива в этих помещениях приведены в табл. 1.1.

Таблица 1.1. Расположение и количество ядерного топлива в помещениях реакторного отделения 4-го блока перед аварией [1]

Помещение	Технологическое назначение помещения	Количество ядерного топлива по урану, т
504/2	Шахта реактора	190,2
505/3	Южный бассейн выдержки кассет	14,8*
914/2	Центральный зал	5,5*
503/2	Помещение подготовки свежего топлива	4,1*, **
Всего		214,6**

* По: Справка о количестве ядерного топлива на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС в момент аварии, утв. гл. инженером ЧАЭС 30.01.1996 г. При этом данные о количестве топлива в бассейне выдержки приводятся по журналу учета ОЯБ, а в центральном зале и пом. 503/2 — по: «Акту на списание свежего ядерного топлива 4-го блока от 26.04.1986 г.».

** Ядерное топливо из помещения подготовки (пом. 503/2) было вывезено в 1986 г. (после аварии) на склад свежего топлива ЧАЭС.

Активная зона реактора содержала 1659 тепловыделяющие кассеты, каждая из которых состояла из двух тепловыделяющих сборок с 18 ТВЭЛами (рис. 1.2, рис. 1.3), один дополнительный поглотитель и один незагруженный канал. ТВЭЛ представляет собой трубку длиной 3637 мм, с наружным диаметром 13,6 мм и толщиной стенки 0,95 мм из циркониевого сплава, герметизированную на концах и заполненную топливными таблетками диаметром 11,5 мм, высотой 12—15 мм, спрессованными из диоксида урана плотностью до $10,5 \text{ г/см}^3$, (размер зерна до 20 мкм).

Начальное обогащение топлива по ^{235}U составляло 2 %. Большая часть ТВС представляла собой сборки первой загрузки с выгоранием $(11\text{—}13) \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг (U)}$

На рис. 1.4 приводится распределение ТВС реактора 4-го блока по выгоранию в восьми-групповом приближении. Среднее выгорание по 8 группам — $10,9 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг (U)}^1$.

В зоне находилось и некоторое количество свежего топлива. Масса урана в каждой кассете составляла 0,1147 т. Таким образом, полная масса топлива, загруженного в активную зону, составляла 190,2 т.

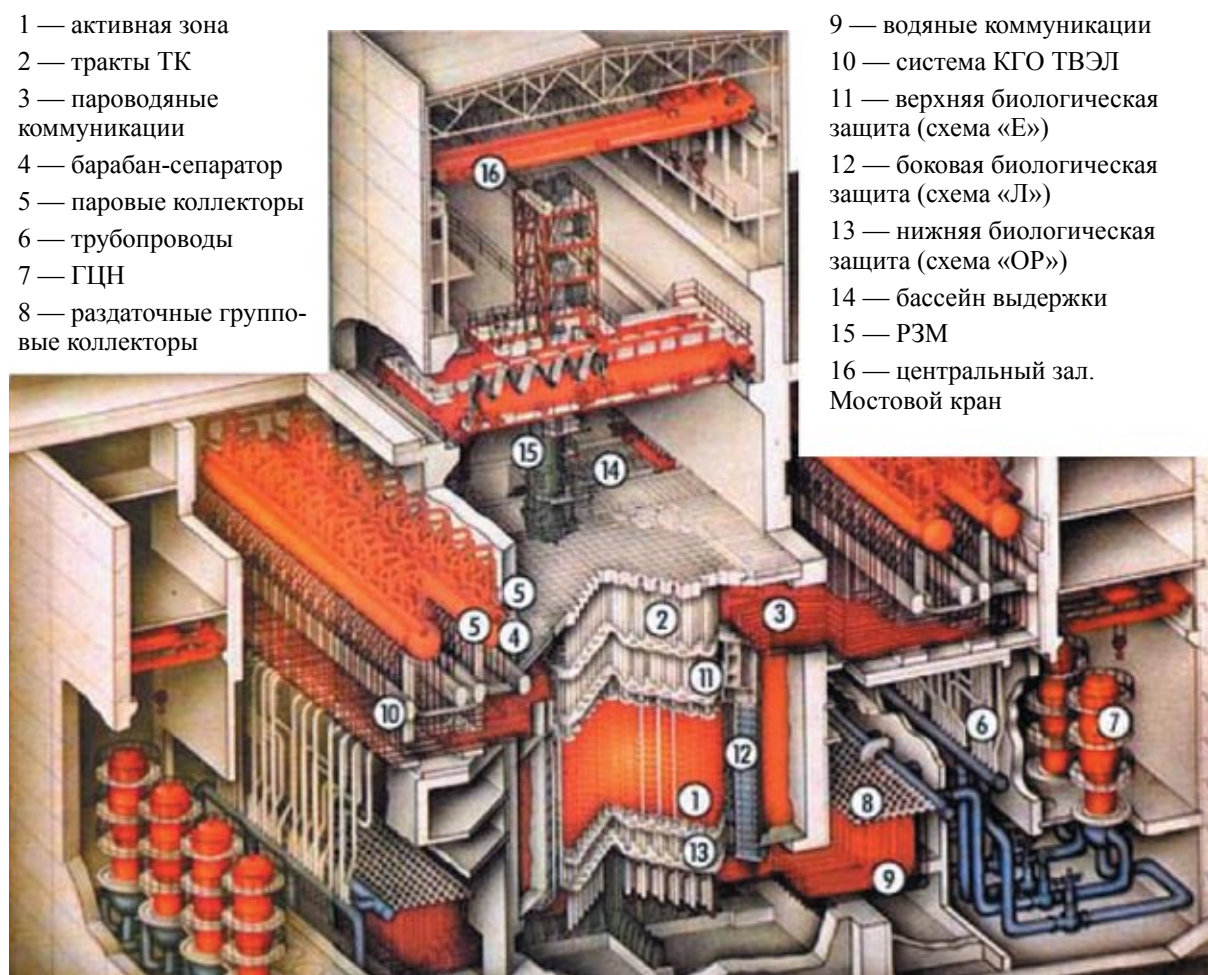


Рис. 1.1. Реакторное отделение РБМК-1000 (в разрезе)

¹ Более поздние расчеты и прямые измерения, проведенные после аварии с многочисленными образцами ЛТСМ, показали, что средняя величина выгорания составляет $12 \pm 1,5 \text{ МВт} \cdot \text{сут/кг (U)}$. Такое отличие укладывается в погрешности расчетов и измерений и мало сказывается при расчетах накопления радионуклидов в ядерном топливе 4-го блока.

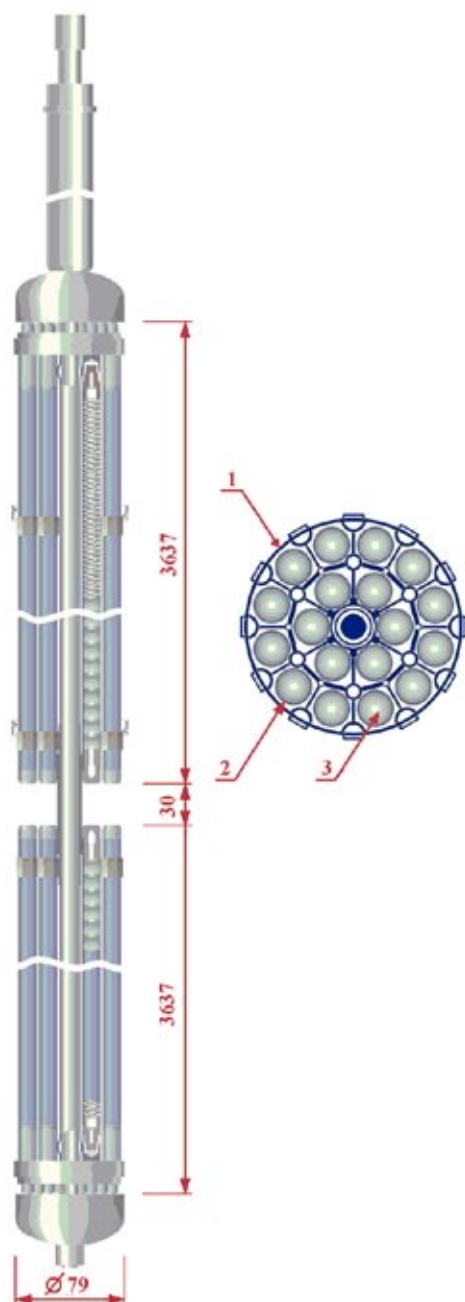


Рис. 1.2. Тепловыделяющая кассета
1 — дистанцирующая арматура;
2 — оболочка тепловыделяющего элемента
ТВЭЛа; 3 — топливная таблетка



Рис. 1.3. Тепловыделяющие сборки
РБМК-1000

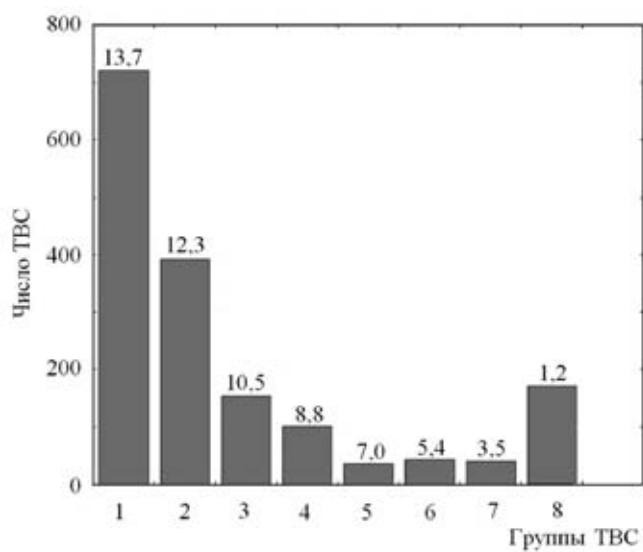


Рис. 1.4. Распределение ТВС по среднему выгоранию
топлива в восьмигрупповом приближении

1.2. Радиационные характеристики топлива

После взрыва территория ЧАЭС, непосредственно прилегающая к разрушенному блоку, была загрязнена разбросанными фрагментами активной зоны, обломками ТВЭЛов, кусками графитовой кладки, радиоактивными элементами конструкций. Они попали на крышу и внутрь машинного зала, деаэрационной этажерки, на крышу 3-го блока, на металлические опоры и т.п. Кроме того, на территорию станции, стены и кровли зданий оседала радиоактивная пыль. Уже первые измерения величины дозы вокруг разрушенного блока и на всей площадке ЧАЭС поражали своими значениями — десятки и сотни Р/ч. Это обстоятельство легло в основу долгоживущей легенды о том, что из здания 4-го блока выброшено почти все топливо. На рис. 1.5 представлена карта-схема, отражающая радиационную обстановку на территории ЧАЭС вокруг аварийного блока, сложившуюся к вечеру 26 апреля 1986 г. Схема построена на основе обобщения данных, переданных из Чернобыля в Курчатовский институт и Институт биофизики (см., например, [2]).

Сразу же обнаружилась необходимость в возможно более точных данных о количестве радионуклидов, накопленных в топливе 4-го блока до момента аварии, и об удельной активности топлива. Такие расчеты для РБМК-1000 существовали, но уже первые спектрометрические и радиохимические измерения образцов, доставленных с ЧАЭС, показали, что точность этих расчетов, особенно при определении накопления трансурановых элементов, абсолютно не достаточна. Новые расчеты были выполнены в Курчатовском институте к началу мая 1986 г. (впервые они полностью приведены в работе [3]). Впоследствии эти расчеты дополнялись и уточнялись во многих работах (см. [1], [4 — 11]).

В табл. 1.2 и табл. 1.3 приведены последние, верифицированные данные о количестве радионуклидов в топливе 4-го энергоблока [11]. На рис. 1.6 показана зависимость изменения удельного тепловыделения топлива 4-го энергоблока и его суммарной активности от времени, прошедшего после аварии.

Таблица 1.2. Характеристики основных β - и γ -активных нуклидов в топливе 4-го энергоблока перед аварией*

Радионуклид	Период полураспада	Активность общая, Бк	Активность на 1 г урана, Бк
^{89}Sr	50,5 дней	$4,0 \cdot 10^{18}$	$2,1 \cdot 10^{10}$
$^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$	28,6 лет	$2,3 \cdot 10^{17}$	$1,2 \cdot 10^9$
^{95}Zr	64 дня	$5,8 \cdot 10^{18}$	$3,05 \cdot 10^{10}$
^{95}Nb	35 дней	$5,7 \cdot 10^{18}$	$3,0 \cdot 10^{10}$
^{103}Ru	39 дней	$3,8 \cdot 10^{18}$	$2,0 \cdot 10^{10}$
$^{106}\text{Ru} + ^{106}\text{Rh}$	368 дней	$8,6 \cdot 10^{17}$	$4,5 \cdot 10^9$
^{125}Sb	2,77 лет	$1,5 \cdot 10^{16}$	$7,9 \cdot 10^7$
^{134}Cs	2,06 лет	$1,7 \cdot 10^{17}$	$8,9 \cdot 10^8$
$^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$	30 лет	$2,6 \cdot 10^{17}$	$1,37 \cdot 10^9$
$^{144}\text{Ce} + ^{144}\text{Pr}$	284 дня	$3,9 \cdot 10^{18}$	$2,1 \cdot 10^{10}$
^{154}Eu	8,8 лет	$1,4 \cdot 10^{16}$	$7,4 \cdot 10^7$

* Ряд радионуклидов с периодом полураспада меньше 10 дней и с малой интенсивностью и энергией излучения в таблицу не включены.

Рис. 1.5. Радиационная обстановка на площадке 4-го блока ЧАЭС к вечеру 26.04.1986 г. (М 1:2000)

- 50—100 Р/ч
- 100—200 Р/ч
- 200—500 Р/ч
- 500—1000 Р/ч

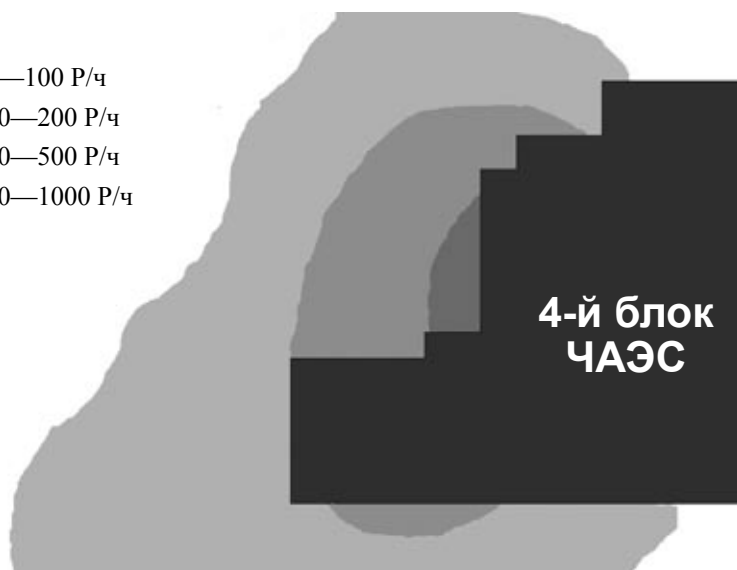
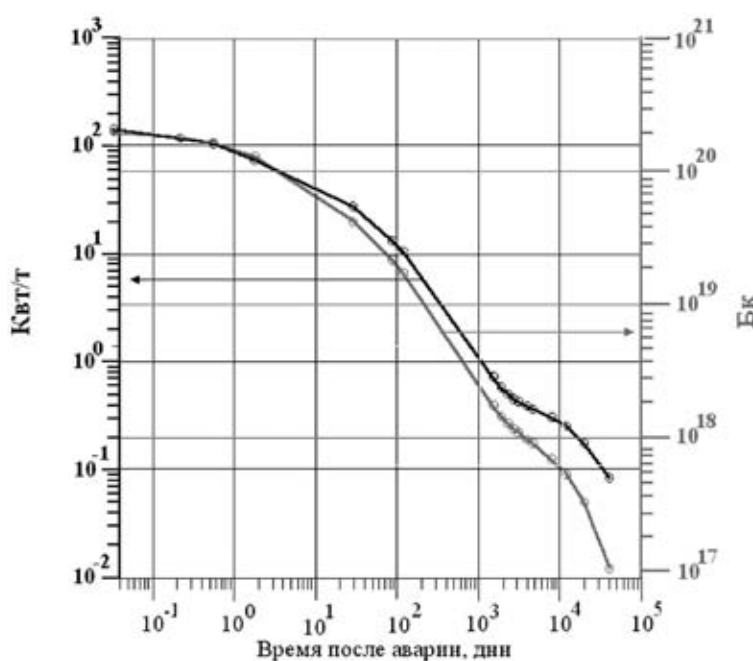


Таблица 1.3. Характеристики основных α -активных нуклидов в топливе 4-го энергоблока перед аварией

Радионуклид	Период полураспада	Активность общая, Бк	Активность на 1 г урана, Бк	Масса полная, кг
^{238}Pu	87,7 лет	$1,3 \cdot 10^{15}$	$6,8 \cdot 10^6$	2
^{239}Pu	$2,4 \cdot 10^4$ лет	$9,2 \cdot 10^{14}$	$4,8 \cdot 10^6$	412
^{240}Pu	$6,56 \cdot 10^3$ лет	$1,5 \cdot 10^{15}$	$7,8 \cdot 10^6$	185
^{241}Pu	14,4 лет	$1,8 \cdot 10^{17}$	$9,4 \cdot 10^8$	48
^{242}Pu	$3,75 \cdot 10^5$ лет	$2,9 \cdot 10^{12}$	$1,5 \cdot 10^4$	20
^{241}Am	433 лет	$1,6 \cdot 10^{14}$	$8,4 \cdot 10^5$	12
^{242}Cm	163 дня	$4,3 \cdot 10^{16}$	$2,3 \cdot 10^8$	0,35
^{244}Cm	18,1 лет	$4,0 \cdot 10^{14}$	$2,1 \cdot 10^6$	0,13

Рис. 1.6. Зависимость изменения удельного тепловыделения топлива 4-го энергоблока и его суммарной активности от времени, прошедшего после аварии



Возвращаясь к радиационным полям на площадке разрушенного блока можно было сказать, что в действительности высокие дозы были связаны с чрезвычайно высокой удельной активностью топлива. Расчеты показывали, что если на всю площадку Чернобыльской АЭС было бы выброшено равномерно $\sim 0,3\%$ полного количества топлива, то к 6 мая 1986 г. средняя мощность дозы на 1 м от земли на этой площадке должна была составлять 50 Р/ч. В действительности из-за неравномерности загрязнения наблюдаемые мощности доз колебались от десятков миллирентген в час до тысяч рентген в час. Такие большие значения наблюдались вблизи разрушенного блока у выброшенных фрагментов активной зоны (рис. 1.5).

С течением времени вклад отдельных радионуклидов в общую активность топлива и создаваемую ими дозу менялся. Среди γ -излучателей первенство все более переходит к ^{137}Cs (рис. 1.7).

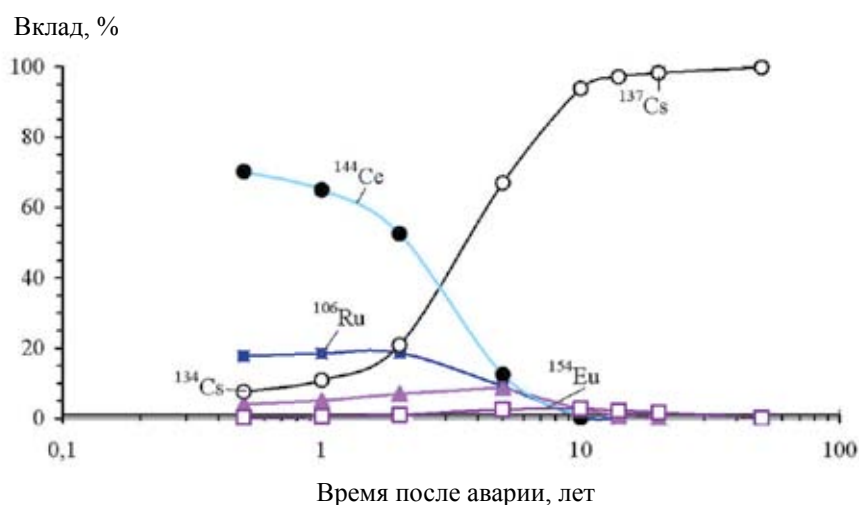


Рис. 1.7. Относительный вклад различных радионуклидов в суммарную γ -активность в зависимости от времени прошедшего после аварии

Для β -излучения определяющим становится вклад ^{137}Cs и $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ (рис. 1.8).

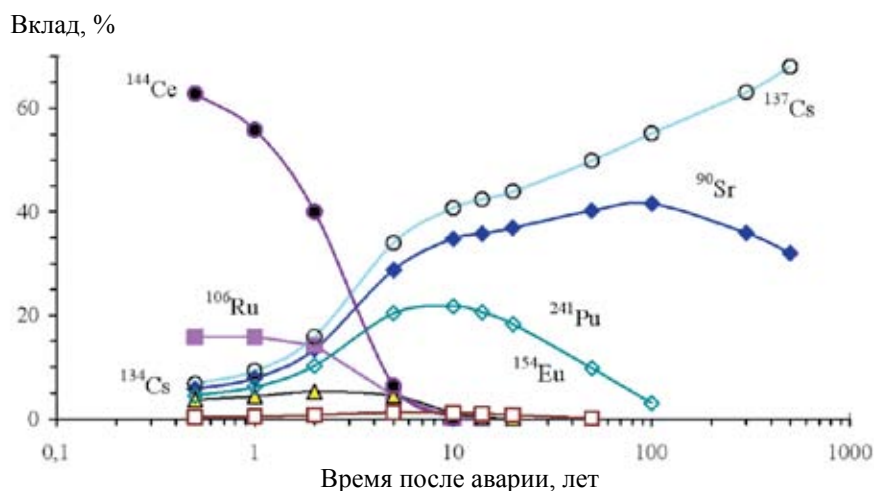


Рис. 1.8. Относительный вклад различных радионуклидов в суммарную β -активность в зависимости от времени прошедшего после аварии

На рис. 1.9 представлены зависимости удельной активности α -излучающих радионуклидов в топливе (на 1 г урана) от времени, прошедшего после аварии.

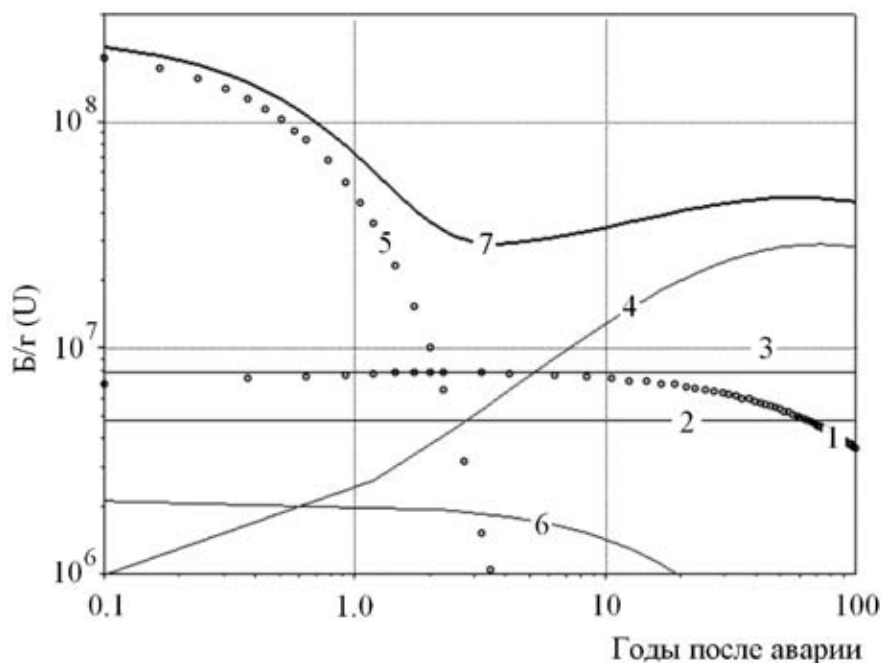


Рис. 1.9. Удельная активность α -излучающих радионуклидов в топливе в расчете на один грамм урана в зависимости от времени прошедшего после аварии
1 — ^{238}Pu , 2 — ^{239}Pu , 3 — ^{240}Pu , 4 — ^{241}Am , 5 — ^{242}Cm , 6 — ^{244}Cm , 7 — сумма радионуклидов

За счет распада ^{241}Pu и перехода его в ^{241}Am происходит накопление последнего, и он начинает играть доминирующую роль по прошествии ~ 10 лет после аварии.

Подводя итог, можно сказать, что в результате аварии основной источник нейтронов в топливе 4-го блока ЧАЭС — управляемая цепная реакция деления — прекратилась. Тем не менее образовавшиеся ТСМ продолжали излучать нейтроны, образующиеся в результате спонтанного деления урана и трансурановых элементов и в результате $(\alpha-n)$ -реакций.

В табл. 1.4, 1.5 и на рис. 1.10 приводятся данные о спонтанно делящихся изотопах, входящих в состав топлива 4-го блока [3], [7]. Максимальное число нейтронов спонтанного деления излучают такие радионуклиды, как ^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{242}Cm и ^{244}Cm .

Таблица 1.4. Основные характеристики спонтанно делящихся изотопов, находящихся в топливе 4-го блока ЧАЭС

Изотоп	Период полураспада по спонтанному делению, лет	Число нейтронов на деление
^{238}U	$8,2 \cdot 10^{15}$	1,98
^{238}Pu	$4,7 \cdot 10^{10}$	2,24
^{239}Pu	$5,5 \cdot 10^{15}$	2,30
^{240}Pu	$1,16 \cdot 10^{11}$	2,17
^{242}Pu	$6,7 \cdot 10^{10}$	2,10
^{242}Cm	$7,1 \cdot 10^6$	2,48
^{244}Cm	$1,34 \cdot 10^7$	2,69

Таблица 1.5. Число нейтронов спонтанного деления, излучаемых 1 г топлива (от изотопов ^{240}Pu , ^{242}Pu , ^{242}Cm , ^{244}Cm)

Изотоп	Время после аварии, лет					
	0	4	8	16	30	100
^{240}Pu	1,05	1,05	1,05	1,05	1,05	1,04
^{242}Pu	0,16	0,16	0,16	0,16	0,16	0,16
^{242}Cm	30	0,06	—	—	—	—
^{244}Cm	6,4	5,5	4,7	3,4	2,0	0,14
Сумма	38	6,7	5,9	4,6	3,2	1,3

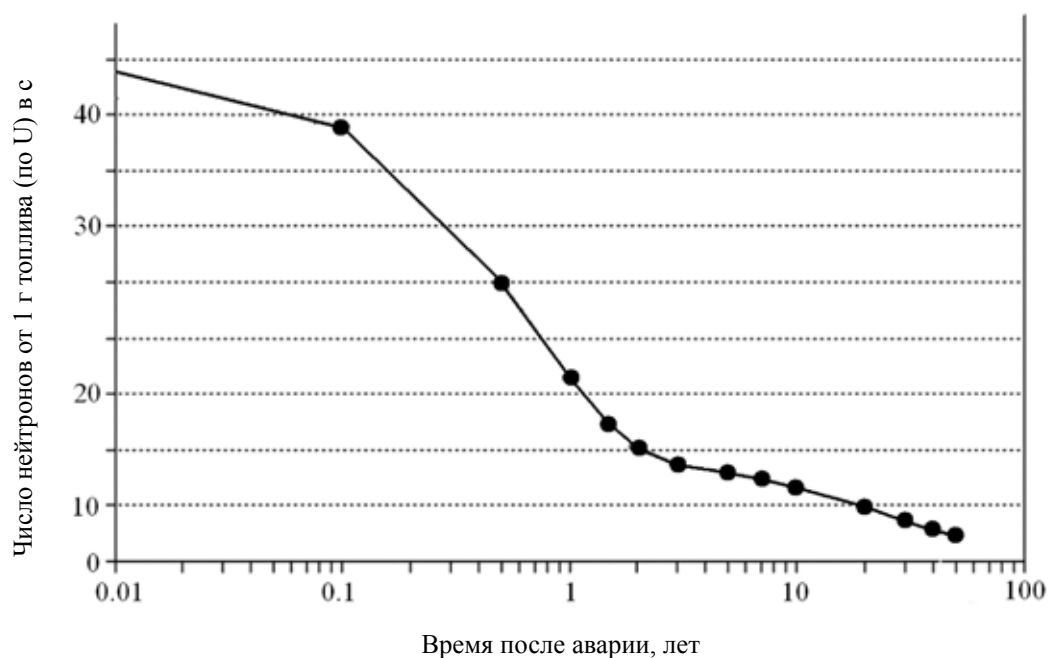


Рис. 1.10. Число нейтронов спонтанного деления, излучаемых 1 г топлива за 1 с

Что касается вклада нейтронов, образующихся при $(\alpha-n)$ -реакциях, идущих на ядрах легких элементов, входящих в состав ТСМ, то информация о них достаточно неопределенна. Некоторые оценки содержатся в работе [12], где делается вывод, что поток таких нейтронов сравним с потоком нейтронов от спонтанного деления.

Литература

1. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации : Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исполнитель А.А. Боровой. Чернобыль, 2001. 337 с.
2. Ретроспективная дозиметрия участников ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС. Киев: «Седа-Стиль», 1996.
3. Боровой А.А., Довбенко А.А., Строганов А.А. и др. Топливо 4-го энергоблока ЧАЭС: Справочник: Отчет КЭ при ИАЭ им. И.В. Курчатова. Чернобыль, 1988. 105 с.

4. *Warman E.A.* Soviet and far-field radiation measurements and an inferred source term from Chernobyl: Presented at the New York Chapter Health Physics Symposium, April 3, 1987. N.Y.: Brookhaven National Laboratory, 1987.
5. *Borovoi A.A.* Analytical report: Post accident management of destroyed fuel from Chernobyl // IAEA: Work Material. 1990. P. 1—99.
6. *Kirchner G., Noack C.* Core history and nuclide inventory of Chernobyl core at the time of accident // Nucl. Safety. 1988. Vol. 29, № 1, January-March. P. 1—10.
7. *Бегичев С.Н., Боровой А.А., Бурлаков Е.В. и др.* Топливо реактора 4-го блока ЧАЭС: Краткий справочник. Препринт ИАЭ-5268/3. М., 1990. 21 с.
8. *Боровой А.А., Довбенко А.А., Смолянкина М.В., Строганов А.А.* Определение ядерно-физических характеристик топлива 4-го энергоблока ЧАЭС: Отчет ИБРАЭ АН СССР, инв. № 52/11-20. М. 1991.
9. *Sich A.R.* The Chernobyl accident revisited: Ph.D. Thesis. Cambridge: Massachusetts Institute of Technology, MA, 1994. 499 p.
10. *Боровой А.А.* Оцененные данные по накоплению радионуклидов в активной зоне реактора 4-го блока ЧАЭС перед аварией: Отчет МНТЦ «Укрытие», инв. № 2765. Чернобыль, 1994. 15 с.
11. *Боровой А.А.* Топливный баланс при аварии на ЧАЭС. Препринт РНЦ «Курчатовский институт» № ИАЭ-6527/3. М., 2008. 49 с.
12. *Ананич Н.И., Герасько В.Н., Гульник С.И. и др.* Вклад реакций (α , n) в выход нейтронов в ЛТСМ 4-го энергоблока ЧАЭС. Препринт МНТЦ «Укрытие» № 97-2. Чернобыль, 1997. 12 с.

ПЕРВЫЕ ОЦЕНКИ КОЛИЧЕСТВА ТОПЛИВА, ОСТАВШЕГОСЯ В РАЗРУШЕННОМ 4-м БЛОКЕ ЧАЭС

2.1. Определение количества топлива, выброшенного из реактора на активной стадии аварии (26.04 — 06.05.1986 г.), по выпадениям топливных частиц

После аварии проникновению в разрушенный блок и исследованиям находящихся там скоплений топливосодержащих материалов препятствовали огромные радиационные поля, завалы конструкций и бетон, заливший при строительстве «Укрытия» десятки помещений. Основным достижением в 1986—1987 гг. стало то, что удалось оценить полное количество топлива, оставшееся в разрушенном блоке. Оценки были сделаны на основании определения количества топлива, выброшенного при аварии за пределы объекта (см. [1—7]).

В первый же день после аварии были приняты меры для того, чтобы наладить отбор проб аэрозолей над поврежденным реактором и исследование их радиационного состава. Пробоотбор производился над самим реактором, над площадкой вокруг 4-го блока и над территорией 30-километровой зоны. При отборе проб использовались специальные «гондолы», установленные на самолетах и вертолетах радиационной разведки.

Однако в силу многочисленных объективных причин — нестационарный характер выброса, меняющиеся метеоусловия, методические трудности отбора проб в значительных радиационных полях, активные воздействия на разрушенный реактор (сброс материалов с вертолетов), погрешности измерений дозиметрических приборов и т.д. — точность определения выброса оказалась весьма низкой (рис. 2.1).

Тем не менее спектрометрические и радиохимические анализы аэрозолей позволили сделать важный вывод: в течение всей активной стадии аварии выброс радиоактивности, за исключением легколетучих веществ — инертных газов, йода, цезия, теллура и др., происходил в составе частиц мелкодиспергированного топлива.

Первичные результаты позволили выработать методы достаточно быстрого определения количества топлива, выброшенного из реактора 4-го блока и попавшего на почву. В середине мая 1986 г. в Курчатовском институте на основе сравнения данных спектрометрических измерений проб, взятых на территориях Украины, России, Беларуси, и данных радиохимических анализов этих же проб был определен коэффициент корреляции между активностями ^{144}Ce (γ) и суммы изотопов плутония $A(\text{Pu})$ (α) [8]. Коэффициент оказался всюду практически одинаковым.

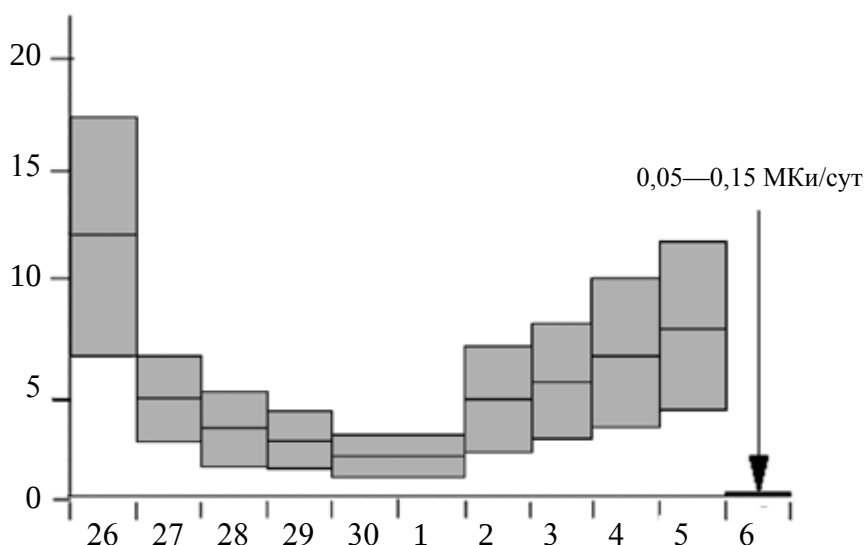


Рис. 2.1. Интенсивность выброса радиоактивности из разрушенного блока в период активной стадии аварии. Погрешность оценки выброса $\pm 50\%$. Значения выброшенной активности пересчитаны на 06.05.1986 г. (конец активной стадии) с учетом радиоактивного распада

Этого следовало ожидать. Церий вылетал из реактора и падал на почву в составе тех же частиц топлива, что и плутоний. Мог бы существовать некоторый разброс в коэффициенте в зависимости от глубины выгорания, но большинство топливных каналов 4-го блока работали всю кампанию и имели близкое выгорание. Специалистами Курчатовского института было предложено использовать этот факт для быстрого определения загрязнения почвы плутонием (или топливом), используя «метод корреляции».

Вместо сложных и долгих (сутки) радиохимических анализов на изотопы ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu (практически чистые α -излучатели) или ^{90}Sr (β -излучатель) можно было использовать простое соотношение:

$$A(\text{Pu}) = K_{\text{Pu}} \cdot A(^{144}\text{Ce}),$$

где $A(\text{Pu})$ — суммарная α -активность изотопов ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu ; K_{Pu} — коэффициент корреляции; $A(^{144}\text{Ce})$ — γ -активность ^{144}Ce .

Экспериментальная величина K_{Pu} составляла на 26.04.1986 г. $\approx 9 \cdot 10^{-4}$ и с хорошей точностью совпадала с расчетным значением. Аналогичное соотношение со своим коэффициентом корреляции существовало и для ^{90}Sr . Этот метод стал широко применяться.

Сложилась трехзвенная система определения топливных загрязнений в ближней зоне:

- измерение мощности дозы γ -полей над территориями с помощью аэрогаммаразведки (первое приближение, использующее соотношение мощность дозы—количество топлива);
- оперативное исследование почвенных проб с помощью полупроводниковых гамма-спектрометров (уточняющие измерения с использованием коэффициента корреляции по ^{144}Ce);
- медленные и тщательные радиохимические анализы (проверка устойчивости коэффициента K_{Pu}).

Летом 1986 г. на основании полученных данных Курчатовский институт представил в Правительственную комиссию данные по предварительному распределению количества топлива, выброшенного на территорию в результате аварии на ЧАЭС. Согласно этому распределению *в границах будущего объекта «Укрытие» осталось более 96% топлива, находившегося ранее в активной зоне реактора 4-го блока ЧАЭС* (рис. 2.2).

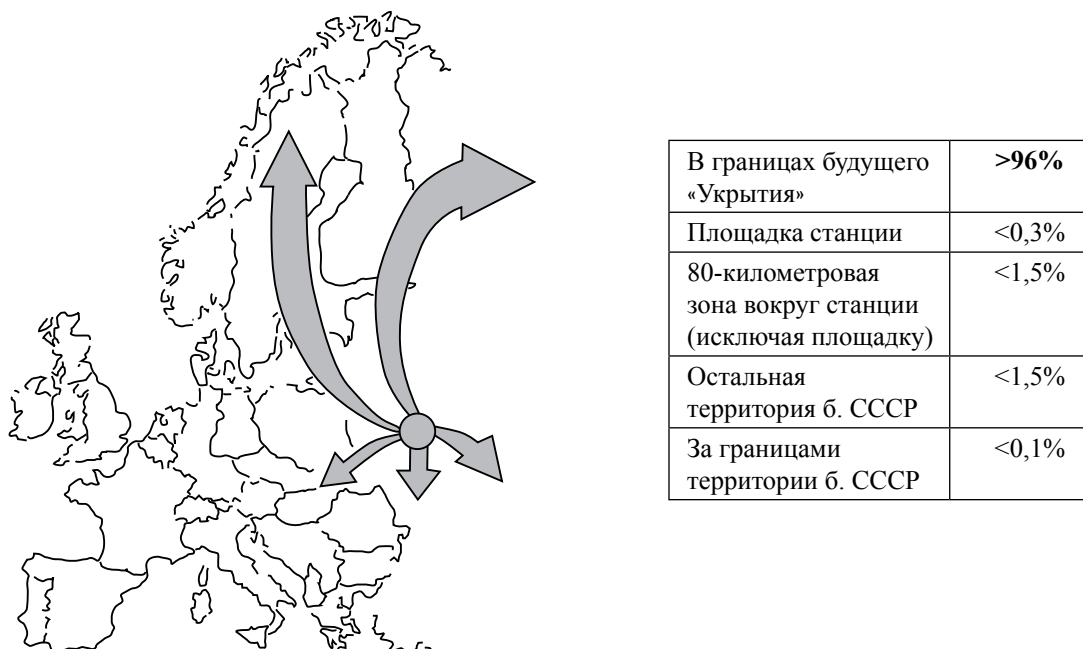


Рис. 2.2. Оценки выброса топлива при аварии на ЧАЭС, представленные Курчатовским институтом в Правительственную комиссию в 1986 г.

Таким образом, полный выброс, по первым оценкам, составил ~ 3,5 %. В августе 1986 г. на конференции МАГАТЭ академик В.А. Легасов, возглавлявший советскую делегацию, доложил о выбросе $(3 \pm 1,5)\%$ топлива из реактора 4-го блока [9].

Впоследствии в результате анализа нескольких тысяч проб грунта в 1987—1989 гг. приведенные выше цифры выпадений топливной компоненты в основном подтвердились. Было показано также, что подавляющая часть выброшенных топливных частиц находится в пределах 30-километровой зоны отчуждения. Это видно на карте загрязнений $^{(239+240)}\text{Pu}$ (рис. 2.3), на которой ярко-зеленым цветом выделена область с загрязнениями более $0,1 \text{ Ки/км}^2$, т.е. область безусловного выселения жителей.

Данные по интегральным величинам загрязнений в 30-километровой зоне приводились в 1994 г. в отчете администрации зоны отчуждения [10]:

$5,5 \cdot 10^{15} \text{ Бк } ^{137}\text{Cs}$ (2,1% от накопленного перед аварией);

$(3—4) \cdot 10^{15} \text{ Бк } ^{90}\text{Sr}$, или 1,5—2%;

$3,7 \cdot 10^{13} \text{ Бк } ^{(239+240)}\text{Pu}$, или 1,5%.

Еще через несколько лет, в 1999—2000 гг., тщательные исследования, проведенные группой под руководством В.А. Кашпарова в 30-километровой зоне, показали, что величина выброса радионуклидов топливной компоненты радиоактивных выпадений (включая трансурановые элементы) при прежних оценках даже завышалась ([6] и

Рис. 2.3. Карта суммарного загрязнения изотопами плутония ($^{239+240}\text{Pu}$) прилегающей к ЧАЭС зоны по данным Люксембургского бюро для официальных изданий европейских сообществ. Каталог CG-NA-16-733-29-C EUR 16733. Границы зоны проведены по активности выпадений $\geq 3.7 \cdot 10^9 \text{ Бк/км}^2$ (0.1 Ки/км^2)



Рис. 2.4. Карта загрязнений почвы ^{238}Pu вокруг ЧАЭС (по [6])

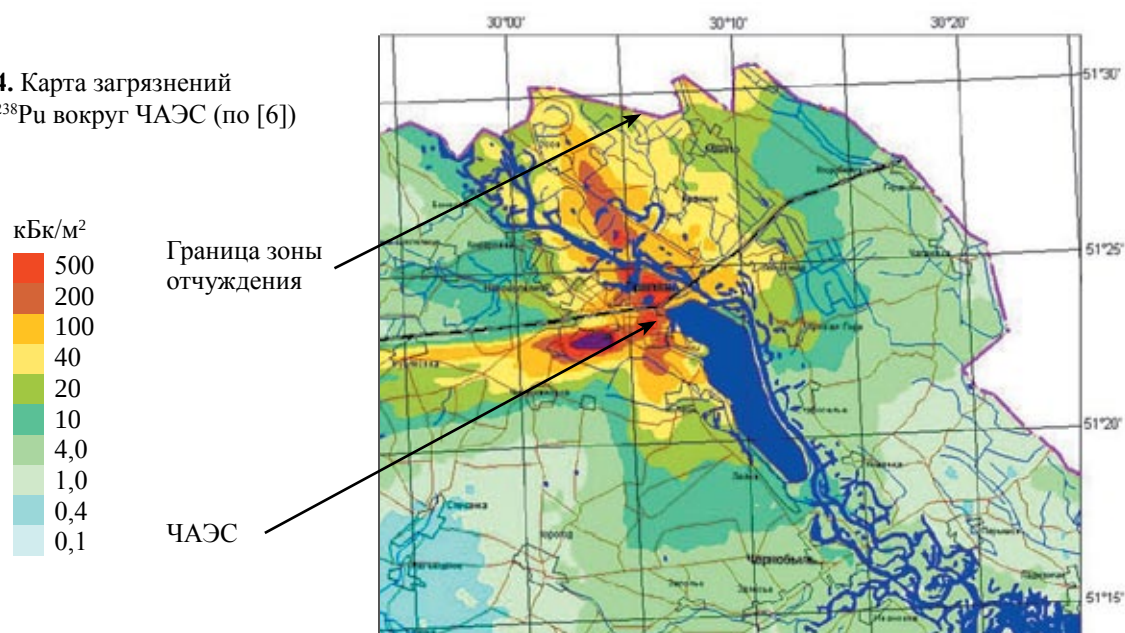


рис. 2.4) поэтому вывод, сделанный в работе [11]: «На основании совокупности данных можно утверждать, что более 95%, т.е. более 180 т облученного топлива, из разрушенной активной зоны реактора находится в объекте "Укрытие"», — можно считать достаточно консервативным.

2.2. Оценки количества топлива, оставшегося в 4-м блоке ЧАЭС, теплотметрическим методом (программа «Буй»)

Первые прямые оценки общего количества топлива, оставшегося в разрушенном блоке, были сделаны еще до окончания строительства объекта «Укрытие» на основании данных, полученных в рамках программы «Буй» (август—ноябрь 1986 г.) [12].

Буй — устройство с оболочкой в виде усеченного конуса, которое с помощью вертолетов, а позднее подъемных кранов, устанавливалось непосредственно в развал реактора в центральный зал (рис. 2.5, 2.6). В каждом буйе были смонтированы детекторы температуры, теплового потока, мощности дозы гамма-излучения, анемометры. Буй имел достаточно длинный кабель, второй конец которого выходил из блока и соединялся с пультом. Всего за время работы системы было установлено 15 буйев с примерно 160 различными детекторами. Данные, полученные с помощью буйев, указывали на монотонный спад активности и температуры развала в соответствии с расчетами (отсутствие признаков самоподдерживающейся цепной реакции).

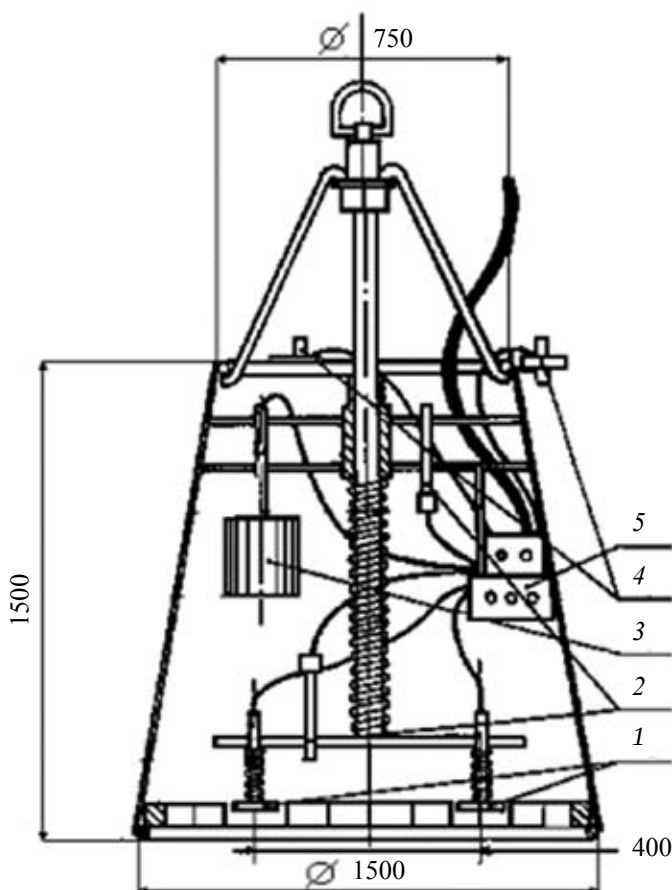


Рис. 2.5. Конструкция буя

1 — датчики плотности теплового потока;
2 — термометры; 3 — датчики мощности дозы γ -излучения; 4 — анемометры;
5 — панели коммуникаций

С привлечением этих данных по измеренным тепловым потокам, выходящим из разрушенного блока (рис. 2.7), было оценено интегральное тепловыделение находящегося в нем топлива. Согласно этим оценкам более 90 % топлива осталось в помещениях 4-го блока [13].

Рис. 2.6. Буй, установленный в развале центрального зала 4-го блока на ребре схемы «Е»

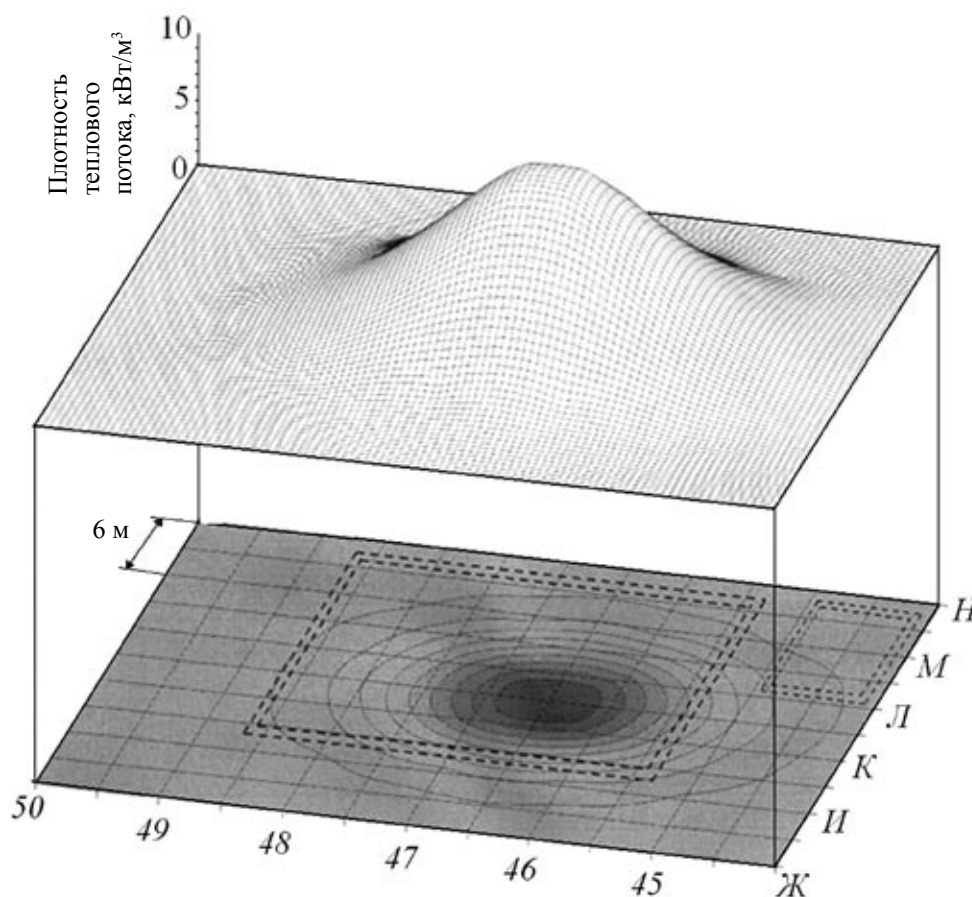


Рис. 2.7. Распределение плотностей конвективных тепловых потоков на поверхности развала реактора 4-го блока, приведенное к 25.10.1986 г.
(На пересечении оси 47 и ряда Л находится ось шахты реактора)

2.3. Тепловые измерения во внутренних помещениях объекта «Укрытия»

После создания «Укрытия» тепловые измерения были продолжены и сыграли важную роль в исследованиях ТСМ во внутренних помещениях объекта.

Во-первых, с их помощью удалось обнаружить места, в которых находилось топливо, путем измерений в относительно доступных зонах.

Так, осенью 1986 г. удалось проникнуть в пом. 213/2 и установить ряд датчиков температуры и теплового потока на поверхности и в глубине его западной стены. Температура на поверхности изменялась от 40 до 60 °С, а в стене, в скважине, идущей под углом вверх, достигала 150 °С. Картина распределения тепловых потоков приведена на рис. 2.8. Все эти данные указывали на значительное скопление топлива в помещениях, находящихся выше и западнее пом. 213/2, т.е. в районе подаппаратного пом. 305/2.

Во-вторых, эти измерения были использованы при оценках массы топлива (M), оставшегося в различных помещениях «Укрытия». Метод оценки основывался на том, что полный поток тепла, выходящий из помещения, однозначно связан с мощностью тепловых источников внутри него и, следовательно, с величиной M .

В этом случае с помощью исследований, проводимых в доступных зонах, можно было попытаться определить количество высокорadioактивных материалов. Кроме того, в условиях, когда ЛТСМ часто покрыты метровыми слоями «свежего» (попавшего в «Укрытие» при строительстве) бетона, теплотрический метод давал значительные преимущества. Поэтому он активно применялся в 1986—1990 гг. (см., например, [14—16] и главы 3, 7 настоящей книги).

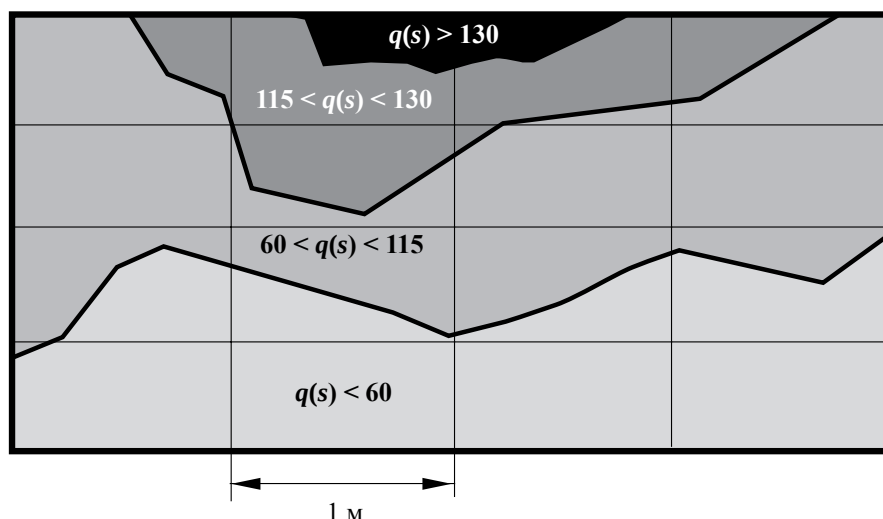


Рис. 2.8. Распределение плотности тепловых потоков $q(s)$ (Вт/м²) на западной стене пом. 213/2

Литература

1. Borovoi A.A. Analitical report : Post - accident managment of destroyed fuel from Chernobyl // IAEA: Work Material. 1990. P. 1—99.
2. Borovoi A.A. Fission product and transuranic release during Chernobyl accident. To be presented at International conference «The fission of nuclei — 50 years». Leningrad, 1989. Препринт КЭ при ИАЭ им. И.В. Курчатова. Чернобыль, 1990. 20 с.
3. Belayev S., Borovoi A., Buzulukov Y. et al. Radioactivity releases from the Chernobyl NPP accident // International Conference Comparison of Consequences of Three Accidents: Kyshtim, Chernobyl, Windscale. Luxembourg, October 1—5, 1990.
4. Devel I., Guntay S., Powers D.A. The Chernobyl reactor accident source term // OCDE/GD Vol. (96) 12. Paris. 1996. 29 p.
5. Каушаров В.А. Поведение ^{90}Sr в ближней зоне аварии на ЧАЭС // Проблемы ведения АПП на радиоактивно загрязненных с/х землях в отдаленный после Чернобыльской катастрофы период. М., 1999. С. 19—23.
6. Боровой А.А., Гагаринский А.Ю. Выброс радионуклидов из разрушенного блока Чернобыльской АЭС // Атомная энергия. 2001. Т. 90, вып. 2. С. 137—145.
7. Кулаков В.М., Родионов Ю.Ф. Докладная записка академику С.Т. Беляеву. 15 мая 1986 г. 2 с.
8. The accident at the Chernobyl NPP and its consequences // IAEA Post Accident Review Meeting, 25—29 August 1986. Vienna, 1986.
9. Казаков С.В., Берчий В.И. Экологическое состояние зоны отчуждения: Доклад на заседании НТС при Администрации зоны отчуждения. Чернобыль, 1994.
10. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации: Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исполнитель А.А. Боровой. Чернобыль, 2001. 337 с.
11. Тепловая и радиационная разведка аварийного реактора № 4 Чернобыльской АЭС и оперативный контроль его состояния в процессе сооружения «Укрытия» (июль — октябрь 1986 г.) // Отчет ИАЭ им. И.В. Курчатова / Н.Н. Базырь, С.Т. Беляев, А.А. Васильев, В.Г. Волков и др. М.: ЦНИИАТОМИНФОРМ, 1990.
12. Беляев С.Т. Диагностические исследования на площадке ЧАЭС и внутри «Укрытия» четвертого блока // Москва — Чернобылю. Т. 2. М.: Воениздат, 1998. С.72—88.
13. Гринченко Г.П., Огородник С.С., Попов В.Д. и др. Оценка количества ядерного топлива, оставшегося в нижних помещениях 4-го блока ЧАЭС, по результатам тепловых измерений, выполненных в 1989 г. // Вопросы атомной науки и техники. Серия «Ядерно-физические исследования». 1990. Вып. 11(19).
14. Результаты радиационных и тепловых измерений, выполненных на объекте Укрытие в 1989 г.: Отчет КЭ при ИАЭ им. И.В.Курчатова № 11.07-06/189. Чернобыль, 1989.
15. Боровой А.А., Огородник С.С., Попов В.Д. и др. Уточнение оценки количества ядерного топлива, находящегося в помещении ПРК объекта «Укрытие» реактора № 4 ЧАЭС: Отчет КЭ при ИАЭ им. И.В.Курчатова № 11.07-06/188. Чернобыль, 1989.
16. Боровой А.А., Огородник С.С., Попов В.Д. и др. Оценка количества топлива в скоплениях ТСМ в подаппаратном помещении: Отчет КЭ при ИАЭ им. И.В. Курчатова № 11.07/26. Чернобыль, 1990.

ИССЛЕДОВАНИЯ СОСТОЯНИЯ ВНУТРЕННИХ КОНСТРУКЦИЙ 4-го БЛОКА ЧАЭС ПОСЛЕ АВАРИИ

3.1. Программа исследований

К началу 1987 г. информация о состоянии внутренних конструкций объекта «Укрытия» и ТСМ, находящихся в объекте, ограничивалась теми периферийными помещениями, в которые смогли проникнуть разведывательные группы. Дальнейшему продвижению мешали огромные радиационные поля и бетон, в больших количествах (десятки тыс. м³) пролившийся при дистанционном бетонировании опор. Необходимо было использовать новые методы для исследования степени ядерной, радиационной и тепловой опасности, которую представляли ТСМ.

В Курчатовском институте по инициативе акад. С.Т. Беляева был разработан план «Генеральное наступление», одобренный на заседании Правительственной комиссии 13 октября 1987 г. [1, 2]

План состоял в следующем:

- очистить и дезактивировать ряд доступных помещений, наиболее близко расположенных к шахте реактора;
- установить в этих помещениях бурильные станки;
- пробурить скважины через бетонные стены и другие конструкции в шахту реактора и прилегающие помещения, в подреакторные помещения;
- с помощью специальных перископов, телевизионных камер, фотографирования провести визуальные наблюдения через скважины;
- обнаружив скопления ТСМ, измерить их параметры с помощью гамма-, нейтронных и тепловых детекторов;
- отобрать и исследовать пробы различных материалов (в том числе ТСМ)¹;
- оценить реальную опасность топливных скоплений и взять под контроль их состояние;
- по возможности укрепить внутренние конструкции, грозящие обрушениями.

¹ С 1988 г. дозиметрические, спектрометрические и радиохимические исследования образцов топливосодержащих материалов стали проводиться в созданной в Чернобыле лаборатории. К анализам образцов подключились также научные центры Москвы, Киева и Ленинграда.

Следуя этой программе, были очищены и дезактивированы помещения сначала с западной, а позднее с южной стороны блока. В них были установлены буровые станки и через бетон и металлические конструкции пробурены скважины к местам предполагаемых скоплений топливосодержащих материалов. Диаметр скважин находился в пределах от 60 до 150 мм, длина достигала 26 м. Основная часть скважин шла горизонтально из западных помещений блока (рис. 3.1) [3]. Меньшее количество скважин было пробурено в направлении с юга на север. Наконец, относительно небольшая часть скважин имела наклон и шла из доступных помещений вниз или вверх.

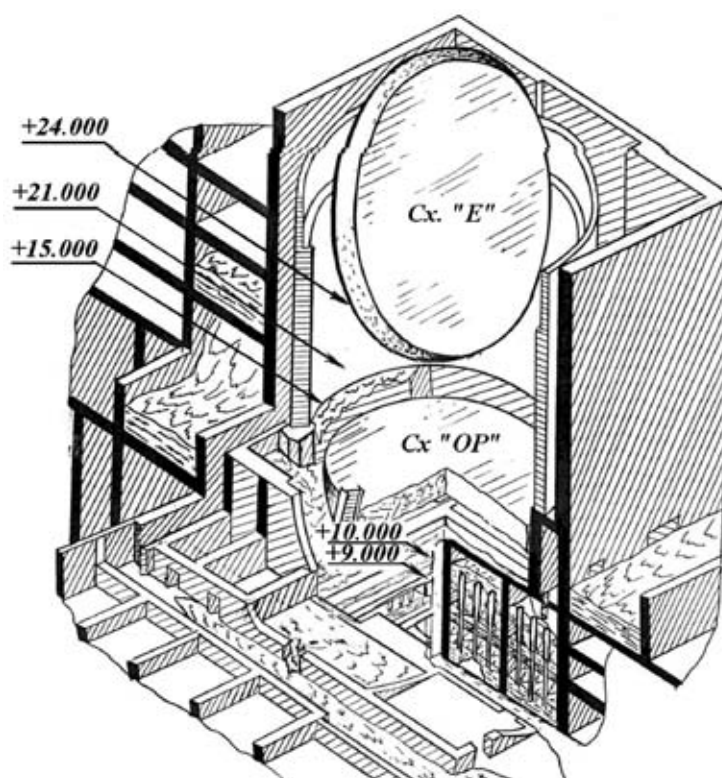
На рис. 3.2 представлен фрагмент разреза 4-го блока по ряду К (в осях 50—45). Показаны скважины, пробуренные в опорной плите (пол подапаратного помещения) с запада на восток (З-10-Б и З-9-68) и с юга на север (Ю-9-Б и Ю-9-В²).

Для того чтобы дать представление о масштабах проведенных работ, на рис. 3.3 приведена схема расположения скважин, пробуренных на высотных отметках 8,8—9,4 м

Исследования этого периода позволили:

- оценить внутренние разрушения реактора, выяснить состояние конструкций блока;
- определить основные места скоплений ТСМ и изучить их модификации;
- создать систему постоянно работающих датчиков, максимально приближенных к ТСМ (система «Финиш»).

Рис. 3.1. Направления бурения скважин с западной стороны блока. Указаны основные отметки, на которых прошли скважины



² Первая буква в названии скважины — направление бурения (З — с запада на восток, Ю — с юга на север), цифра — высотная отметка начала бурения (10 — отм. 10.000), последняя буква или цифра — индивидуальное обозначение скважины.

Рис. 3.2. Фрагмент разреза 4-го блока по ряду К (в осях 50—45). Показаны скважины, проходящие в опорной плите на отм. +9.000 и +10.000

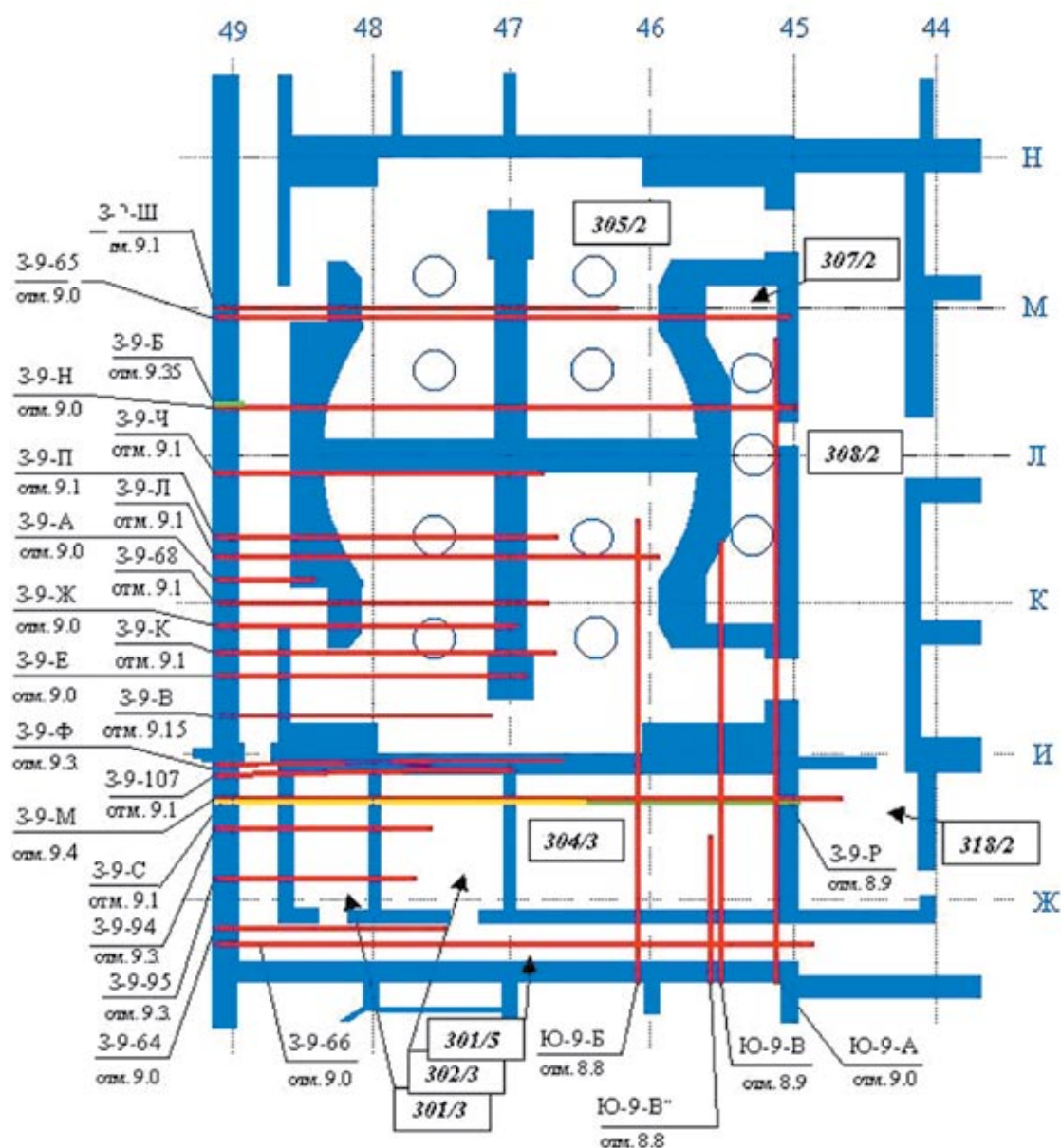
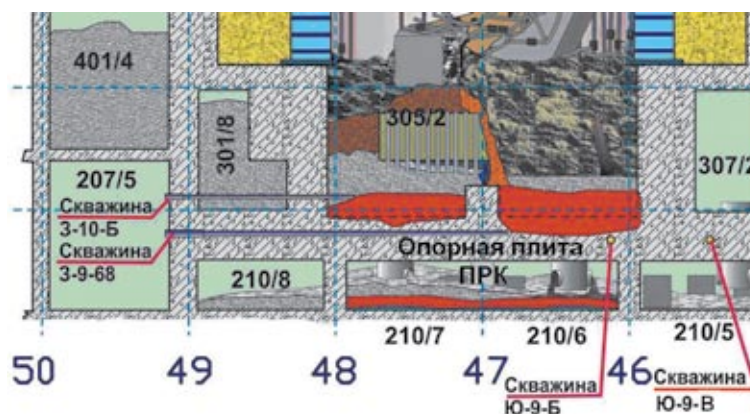


Рис. 3.3. Схема скважин, пробуренных в 4-м блоке на высотных отм. 8.8—9.4 м [6].

Наклонные скважины: 3-9-Ф (горизонтальный угол — 1°);

3-9-107 (горизонтальный угол — 1°, вертикальный — 1°)

Следует отметить, что результаты бурения позволили наметить и новые пути проникновения разведывательных групп в помещения «Укрытия» и стимулировали создание семейства специальных диагностических роботов для работ внутри «Укрытия».

С помощью скважин и непосредственно разведывательными группами к местам скоплений ТСМ были доставлены радиационные и тепловые детекторы. Так постепенно в «Укрытии» создавались контрольно-диагностические системы.

3.2. Технология исследований

3.2.1. Создание участка буровых работ³

Для выполнения сложных буровых работ при КЭ был определен участок, который работал по заданиям и в тесном контакте с Научно-исследовательским отделом КЭ.

Для бурения глубоких — до 50 м и большего диаметра — скважин понадобилось применение мощных буровых станков модели СКБ-4, предназначенных для вращательного бурения вертикальных и наклонных геологоразведочных скважин алмазными и твердосплавными коронками с диаметром бурения от 59 до 151 мм. Обслуживали буровые станки специалисты, откомандированные из геологоразведочных организаций и предприятий Минсредмаша, работавшие на ЧАЭС по сменам (рис. 3.4, 3.5). Следует особо отметить, что до этого времени нигде в мире буровые работы в таких тяжелых радиационных условиях не проводились.



Рис. 3.4. Подготовка бурового станка к работе



Рис. 3.5. Превентор (вход) скважины в пом. 515/3. Скважина пробурена в шахту реактора

При подготовительных работах буровой станок весом более 3 т разбирался на небольшие узлы. Делалось это из-за невозможности его транспортировки по узким проходам, подчас лазам. Детали переносились вручную и на месте бурения станок собирался. Для облегчения последующей дезактивации поверхности оборудования покрывались специальными составами и материалами. Сам процесс бурения сопровождался проведением сложных мероприятий по защите от проникающего излучения и радиоактивных аэрозолей (использовались коллективные и индивидуальные защитные средства).

³ По материалам [4—7].

Материалы, которые встречались по ходу бурения, представляли собой бетонные стены, армированные стальной арматурой диаметром до 40 мм, а также пространства, залитые бетоном, попавшим туда при ликвидации аварии. В большинстве помещений находилось технологическое оборудование, трубопроводы, кабельные лотки, маршевые лестницы и т.п. Для бурения такой среды потребовалось разработать, испытать и внедрить специальный режущий буровой инструмент.

Первые скважины внутри 4-го блока были пробурены в феврале—апреле 1988 г. из пом. 207/5 на отм. 9.100—10.700 в подреакторное пом. 305/2. К 1992 г. полное число исследовательских скважин составило ~ 150. Впоследствии бурение скважин было приостановлено.

3.2.2. Общий порядок проведения исследований с помощью скважин

Как уже говорилось ранее, первая информация, которую давали скважины, — это состав материалов, через которые шло бурение. На объекте «Укрытие» сами керны и образцы, взятые из скважин с помощью специально разработанных приспособлений (рис. 3.6—3.9), подробно описывались, фотографировались, измерялись их гамма-поля.

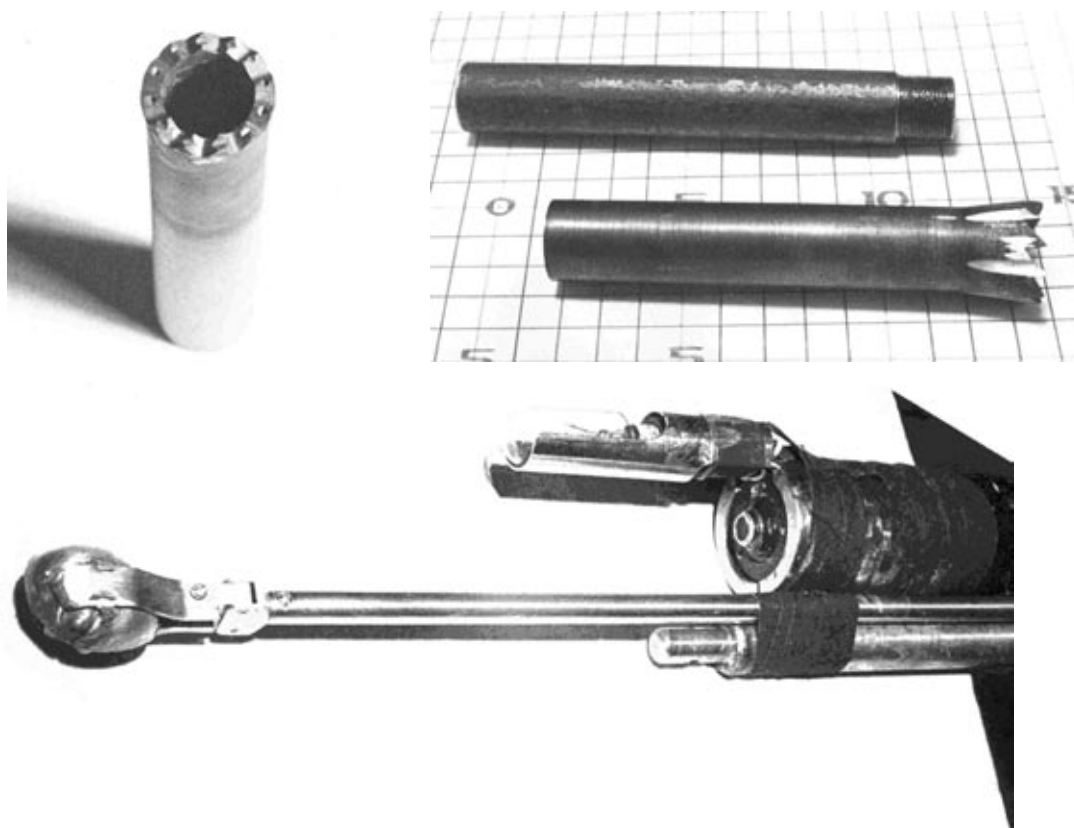


Рис. 3.6. Буровой инструмент (трубчатые фрезы) и специально разработанный комбинированный инструмент (захват + перископ + осветитель) для отбора образцов

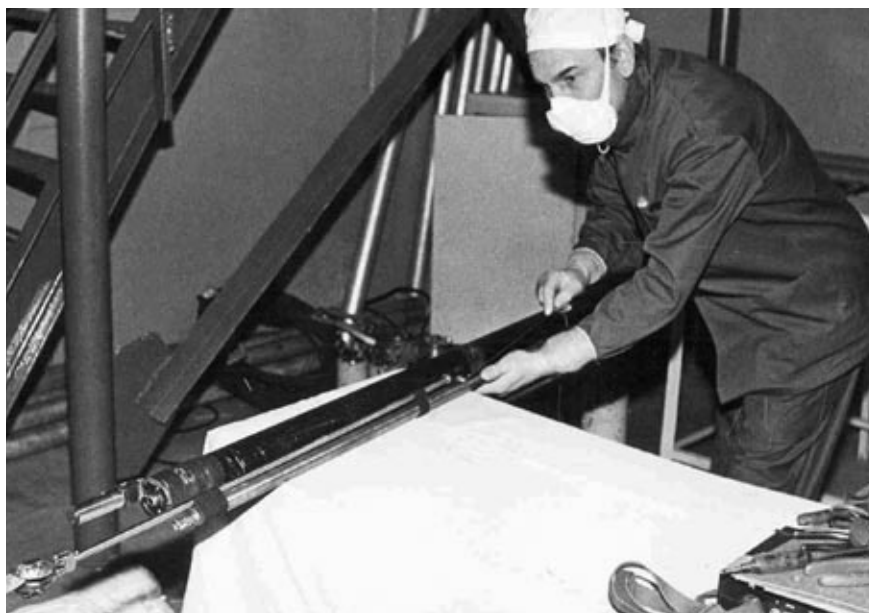


Рис. 3.7. Подготовка комбинированного инструмента к работе

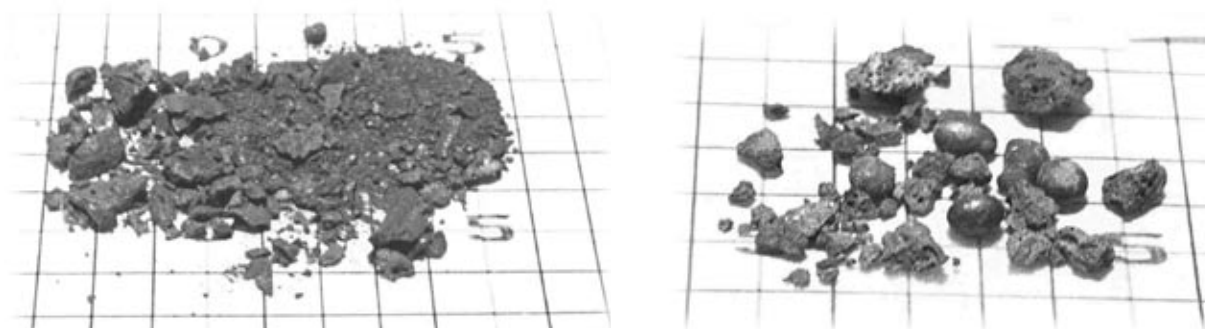


Рис. 3.8. Образцы конструктивных и топливосодержащих материалов, отобранные при бурении в различных скважинах



Рис. 3.9. Подготовка к отбору пробы через скважину

Для работы с материалами большой активности в пом. 207/3 была смонтирована горячая камера. Затем образцы и пробы из кернов загружались в контейнеры и перевозились в лаборатории Чернобыля, где препарировались и подвергались спектрометрическому и радиохимическому анализам. Определялась полная и удельная активность образцов, удельная активность отдельных радионуклидов, глубина выгорания топлива, содержащегося в образце, его химический состав и т.п. (см. ниже). Часть образцов передавалась в научно-исследовательские институты Москвы, Ленинграда и Киева для более детального изучения. В процессе бурения внутри скважины проводился целый комплекс диагностических исследований.

Когда скважина достигала намеченной точки или входила в пустое пространство, то, прежде всего, проводилось его визуальное обследование.

3.2.3. Визуальное обследование

Визуальное обследование достигнутого пустого пространства велось с помощью перископов, портативных фото- и телекамер, выдвигаемых в скважину на специальных штангах и снабженных системами освещения. Наиболее важные наблюдения с использованием перископа, который применяется для осмотра каналов РБМК, были выполнены летом 1988 г. [2].

Исследовалась шахта реактора и объединенное с ней после взрыва пом. 305/2. Для этого через скважины на отметках +24.000 (пом. 605/2), +21.000 (пом. 502/2), +15.000 (пом. 427/2) и +10.000—+8.000 (пом. 207/5 и пом. 207/4) в шахту реактора вводился перископ и системы освещения (см. рис. 3.1).

После проведения визуальных исследований с помощью перископа проводилось фотографирование (рис. 3.10).



Рис. 3.10. Фотография шахты реактора, сделанная через перископ

Полученные результаты, дополненные видеоинформацией, дали возможность впервые восстановить достаточно полную картину разрушений в шахте реактора, определить местоположение скоплений ТСМ, подготовить предложения по местам установки датчиков контрольно-диагностической системы «Финиш».

Фотосъемка помещений через перископ не давала качественных фотографий, и в 1988 г. в РНЦ КИ В.И. Ободзинским был разработан специальный фотозонд, который объединял в одном кожухе фотоаппарат с автоматической перезарядкой кадров (12 кадров) и вспышку (рис. 3.11). Последовательно поворачивая зонд можно было производить панорамное фотографирование.

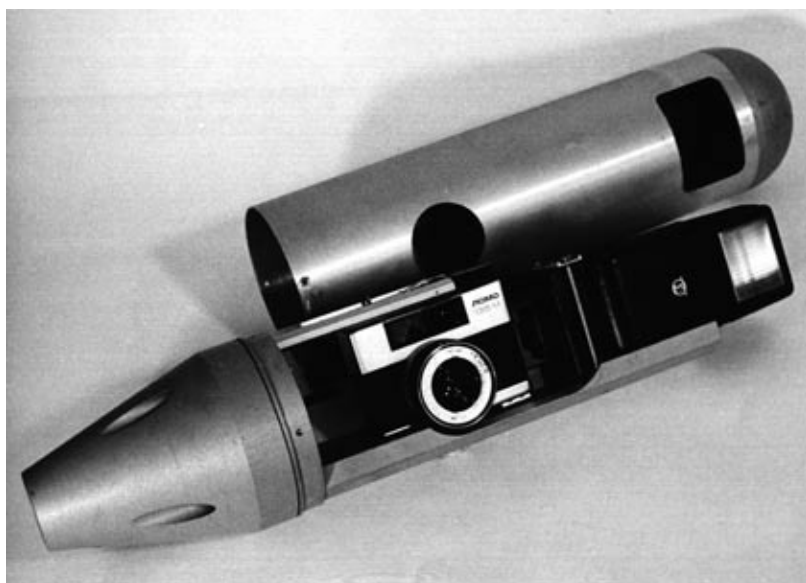


Рис. 3.11. Фотозонд, разработанный В.И. Ободзинским для съемок через скважины

3.2.4. Измерения дозовых полей⁴

После визуального обследования проводились измерения дозовых полей, которые осуществлялись, главным образом, с помощью ионизационной камеры РД «Сплав» (рис. 3.12).

Основным чувствительным элементом РД «Сплав»⁵ для измерений больших величин МЭД (более 10 Р/ч) являлась ионизационная камера, выполненная в виде двух коаксиальных цилиндров. Эта камера вместе со специальной электронной схемой представляла собой релаксационный генератор, частота колебаний которого (ω) была пропорциональна току ионизационной камеры (I). Последний однозначно связан с мощностью дозы γ -излучения. Таким образом, регистрация МЭД велась по схеме:

МЭД $\rightarrow$ $I \rightarrow \omega \rightarrow$ показания регистрирующего прибора

⁴ По материалам [2, 8].

⁵ Характеристики РД «Сплав»: интервалы измерения — от 10 до $2 \cdot 10^5$ Р/ч; время измерения: максимальное — 1 мин; допустимая интегральная доза 10^6 Р при окружающей температуре ниже 40 °С; время непрерывного действия ограничено накоплением допустимой интегральной дозы. Размеры РД «Сплав»: диаметр — 60 мм, длина — 200 мм, масса — 0.8 кг. Точность измерений $\pm 20\%$.

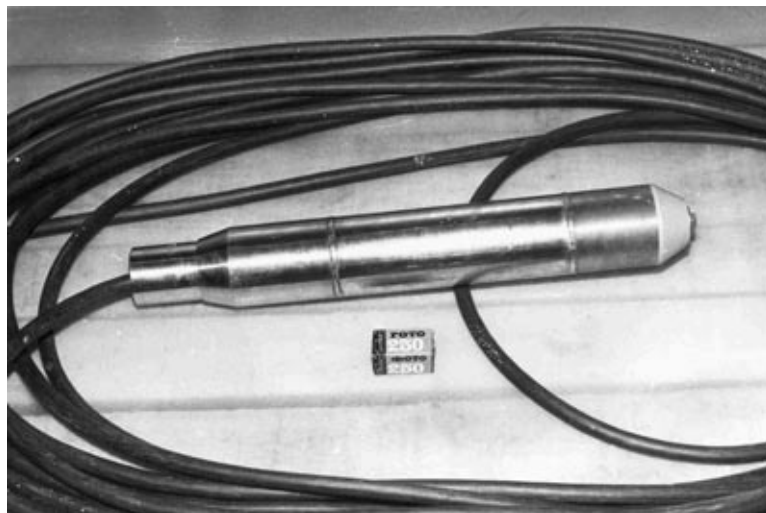


Рис. 3.12. Внешний вид камеры РД «Сплав»

До 1992 г. измерения камерами РД «Сплав» были выполнены в 1400 точках внутри скважин. Изготовители гарантировали десятилетний срок их работы, и этот срок реально выполнялся для камер, работающих в системе «Финиш».

Пример результатов, полученных с помощью РД «Сплав» представлен на рис. 3.13.

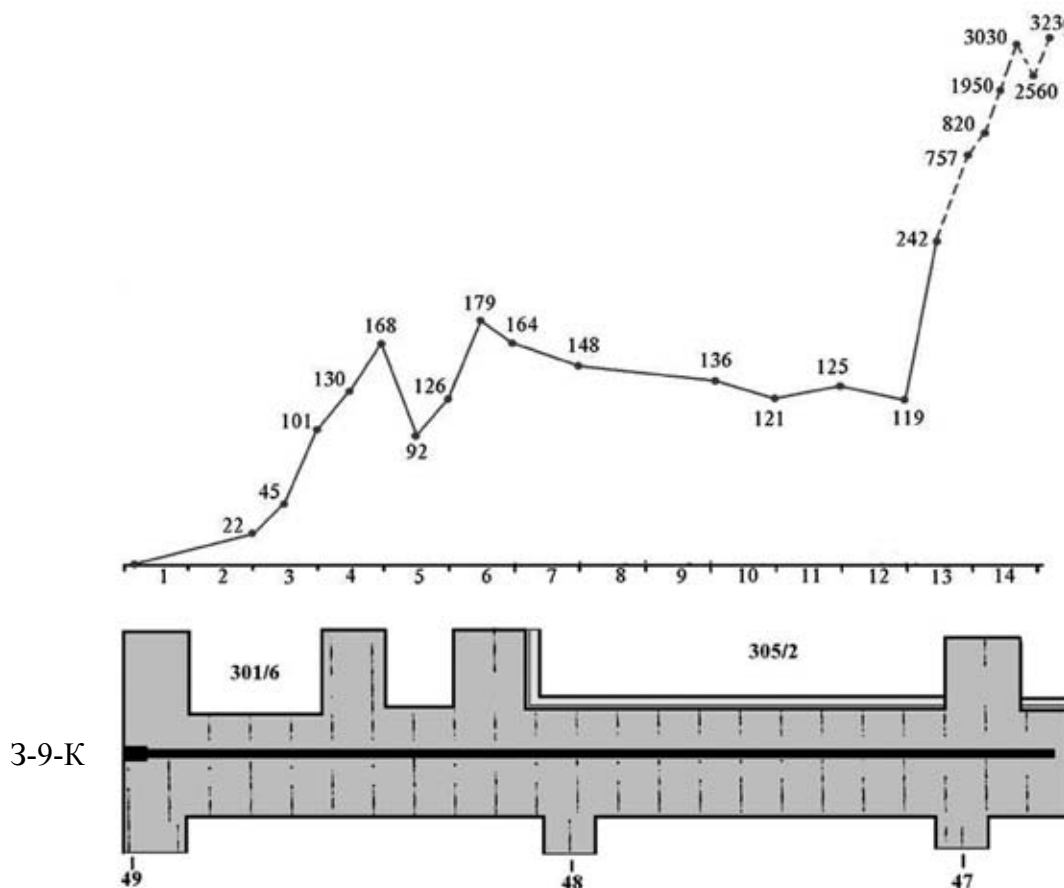


Рис. 3.13. Измерения мощности дозы (МЭД, Р/ч), выполненные в скв. 3-9-К с помощью РД «Сплав» в октябре 1988 г.

На рисунке показана схема бурения скв. 3-9-К. Скважина начинается из пом. 207/3 в плите подапаратного помещения, проходит через пом. 301/6 и 305/2 и имеет длину около 14 м. Здесь же приведены результаты измерений МЭД (Р/час), проведенных внутри скважины. Характеристики скв. 3-9-К: горизонтальная, пробурена по ряду К-200 из пом. 207/5, отметка — 9,1 м, диаметр — 112 мм, длина — 14,13 м.

3.2.5. Измерения тепловых полей⁶

В разделе 2.3 уже говорилось о тепловых измерениях и рассказывалось об измерении тепловых потоков, идущих с поверхности конструкций. При обследовании с помощью скважины также использовался специальный зонд, разработанный и изготовленный в ИПЭ АН Украины (рис. 3.14).

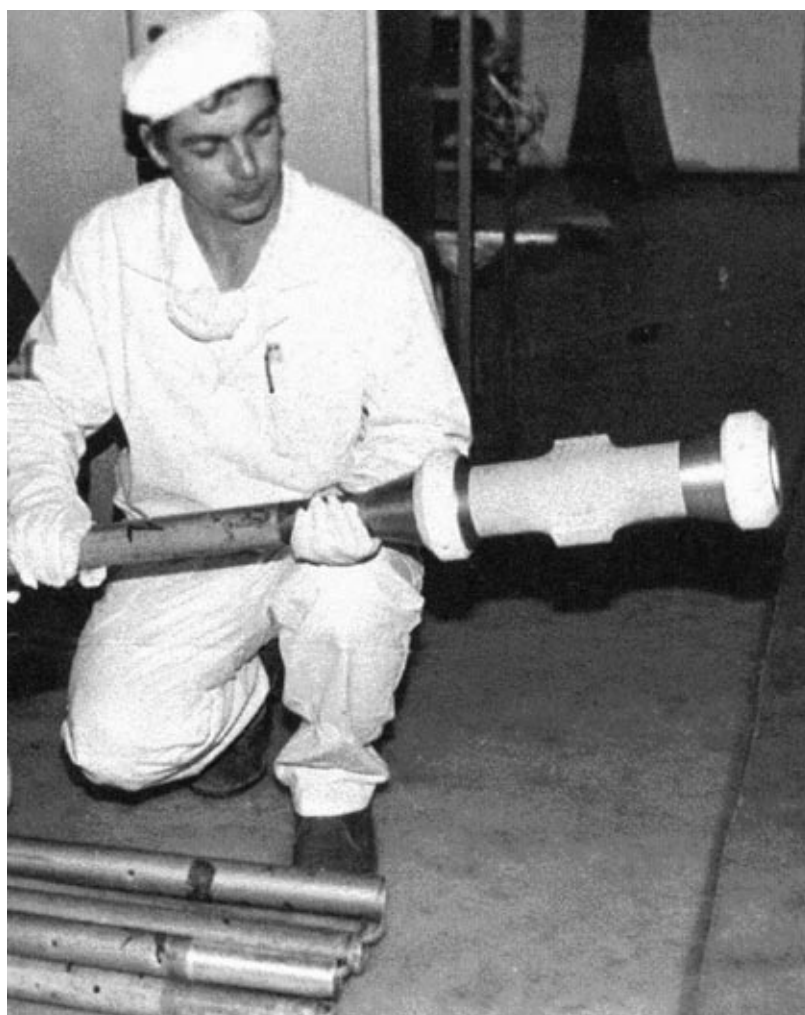


Рис. 3.14. Подготовка к работе теплотрического зонда для измерений в скважинах

Конструкция зонда обеспечивала хороший контакт датчиков со стенками скважины в месте измерения. Вращая зонд вокруг его оси, можно было определить максимум теплового потока. В этом случае перпендикуляр к плоскости регистраторов указывает направление

⁶ По материалам [2, 8].

в сторону теплоизлучающего источника.

Перемещая оборудование вдоль оси скважины, получают эпюру тепловых потоков. Максимум на эпюре располагается в точке, находящейся на минимальном расстоянии от излучающего источника⁷.

На рис. 3.15 приведены изотермы и направления тепловых потоков, определенные на основании измерений в скважинах опорной плиты (пом. 305/2, 1988—1990 гг.). В качестве измерительного прибора использовался теплотрический зонд.

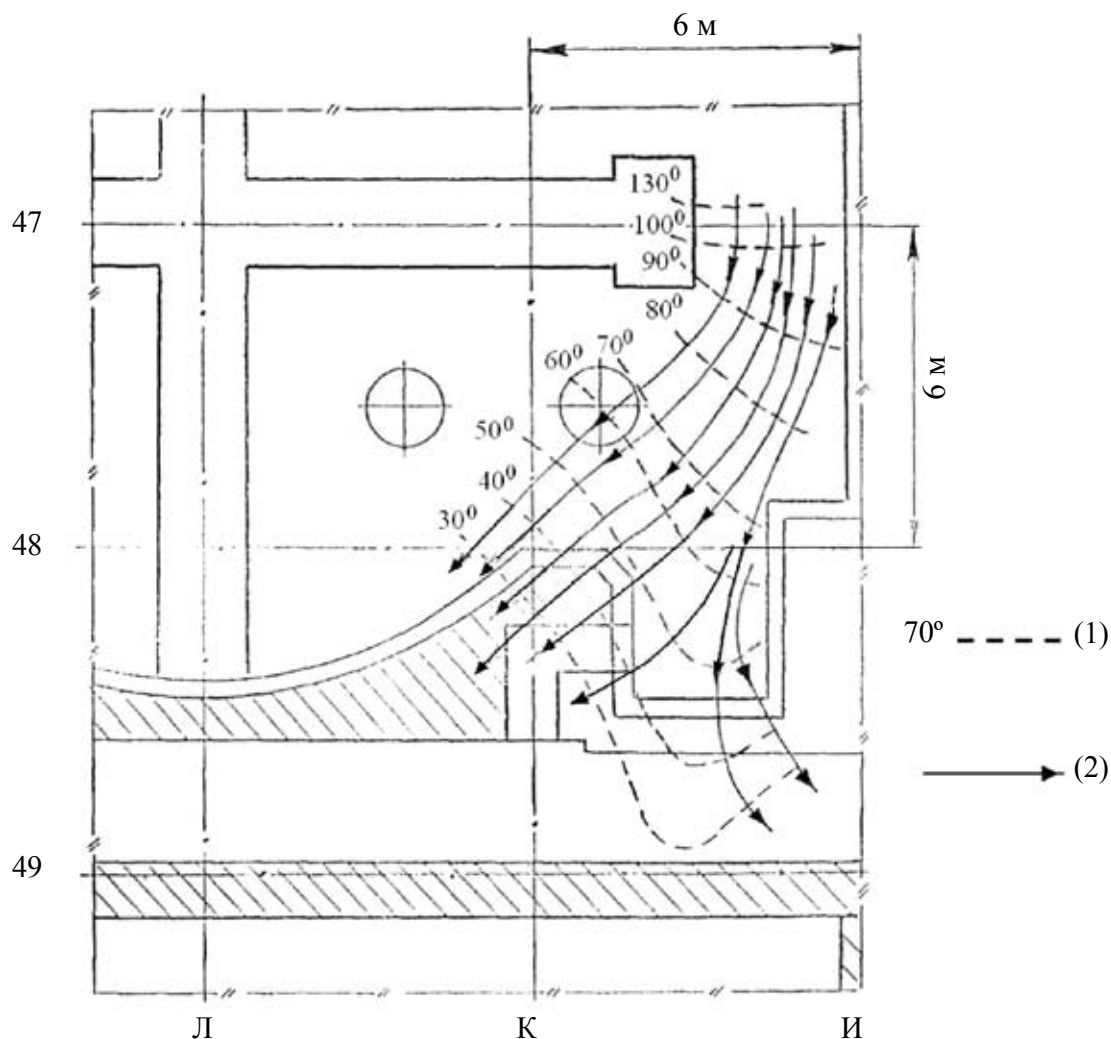


Рис. 3.15. Изотермы (1) и направления тепловых потоков (2), полученные на основании измерений в скважинах опорной плиты (пом. 305/2, 1990 г.)

⁷ Некоторые характеристики датчиков теплового потока: диапазон рабочих температур — (–30—130) °С; максимальный тепловой поток — 10 кВт/м²; время релаксации при измерении — < 25 с. Габариты измерительной части теплотрических зондов: максимальный диаметр — 800 мм; длина — (0,75—3,0) м. Предварительно прибор калибровался в материале с излучением тепла, соответствующим излучению тепла исследуемой массы. Во время тестирования прибора диаметром 60 мм в бетонной массе коэффициент чувствительности составлял 0,2—0,5 мВ/Вт/м².

Полученная картина указывает на то, что основные источники тепла, а следовательно, и основные массы ТСМ, находятся в юго-восточном квадранте подапаратного помещения. Впоследствии эти данные помогли определить границы распространения ЛТСМ в пом. 305/2 и оценить полное количество топлива, находящееся в этом помещении и шахте реактора.

3.2.6. Нейтронные исследования⁸

Систематическое изучение нейтронно-физических характеристик топливосодержащих материалов объекта «Укрытие» с помощью скважин было начато сотрудниками ИАЭ им. И.В. Курчатова, работавшими в составе НИО КЭ, в марте 1988 г. [9].

Исследования были направлены на решение следующих основных задач:

- поиск больших скоплений ТСМ и изучение их нейтронно-физических параметров, таких как плотности нейтронных потоков, спектральные свойства и т. п.;
- оценка глубины подкритичности ТСМ, доступных для проведения измерений;
- создание и обеспечение непрерывного функционирования системы нейтронных детекторов, предназначенных для длительного контроля нейтронных полей вблизи скоплений ТСМ.

Выбор детекторов

Специфичность условий, в которых проводилась работа, а также неординарность исследуемого объекта потребовали разработки и создания оригинальных методик проведения исследований. Прежде всего, это касалось выбора собственно детекторов нейтронов. С физической точки зрения, они должны были при максимально возможной чувствительности к нейтронам обладать возможно более низкой чувствительностью к гамма-излучению.

Конструкционно детекторы не должны были иметь элементов, подверженных разрушению в мощных гамма-полях.

Поскольку введение детекторов в ТСМ и прилегающие к ним области чаще всего было возможно только через специально пробуренные к ним скважины диаметром от 60 мм до 150 мм и длиной до 25 м, то первостепенное значение приобрела минимизация их габаритных размеров. При обследовании ТСМ в помещениях, не оборудованных скважинами, где доставка детекторов к месту измерения была возможна лишь с помощью длинных штанг, большую роль начинал иметь вес детектора.

После испытаний ряда нейтронных счетчиков (СНМ-18 на основе ^3He , камер деления КНК-15, КНТ-31, КНТ-31-1, КНТ-54 и др.) в качестве базовых нейтронных счётчиков были приняты стандартные камеры деления отечественного производства КНК-15 и КНТ-31 (табл. 3.1).

⁸ По материалам [9—16].

Таблица 3.1. Характеристики камер деления КНК-15 и КНТ-31

Характеристика	КНТ-31	КНК-15
Диаметр, мм	32	50
Длина, мм	235	259
Материал радиатора	^{235}U (95%)	^{235}U (95%)
Чувствительность к тепл. нейтронам, имп./($\text{н}/\text{см}^2$)	0,25	0,5
Длина чувствительной части, мм	200	176
Толщина радиатора, $\text{мг}/\text{см}^2$	1	1
Площадь радиатора, см^2	500	1000
Газ-наполнитель	98% Ar + 2% N ₂	96% Ar + 2% N ₂ + 2% He
Масса, кг	0,37	0,7

На основе КНТ-31 было разработано три основных типа нейтронных детекторов, которые использовались для различных исследовательских целей:

- сторожевой нейтронный детектор;
- разведывательный нейтронный детектор;
- детектор со съемными фильтрами.

Сторожевой нейтронный детектор (СНД)

СНД были предназначены для контроля временной стабильности нейтронных потоков и использовались главным образом в системе сторожевых детекторов, контролирующей долговременную стабильность параметров ТСМ. СНД представляет собой камеру деления КНТ-31, окруженную дополнительным замедлителем из оргстекла толщиной 15 мм. Детектор снабжен перемещаемым кадмиевым чехлом толщиной 1 мм, который может надвигаться на замедлитель и отводиться от него. Чехол движется с помощью электромотора, вращающего ось перемещения. Вся конструкция установлена внутри сварного герметичного кожуха из нержавеющей стали (рис. 3.16).

Наличие дополнительного замедлителя увеличивает чувствительность камеры и ослабляет ее зависимость от спектра падающих нейтронов. Недостатком детектора является большой вес (~10 кг) и габариты, затрудняющие его доставку в места расположения ТСМ.

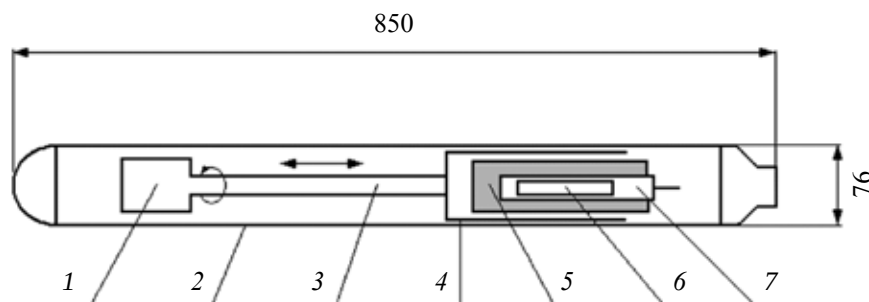


Рис. 3.16. Схема сторожевого нейтронного детектора

- 1 — электродвигатель; 2 — герметичный кожух; 3 — винт перемещения чехла; 4 — кадмиевый чехол; 5 — замедлитель (пластик); 6 — чувствительный объем камеры деления; 7 — камера деления КНТ-31

В связи с этим иногда использовался упрощенный вариант СНД без перемещаемого кадмиевого чехла, что позволило уменьшить длину детектора до 350 см.

СНД широко использовались на объекте «Укрытие». Установка камер в местах скопления ТСМ производилась в основном с помощью скважин.

Разведывательный нейтронный детектор (РНД)

РНД предназначался для оперативных исследований пространственных распределений нейтронных полей, создаваемых ТСМ. Этот же детектор был применен для прямой экспериментальной оценки глубины подкритичности ТСМ. РНД представляет собой камеру КНТ-31, помещенную в тонкостенный кожух из нержавеющей стали. На кожух может устанавливаться съемный кадмиевый чехол толщиной 1 мм. При небольших габаритных размерах (диаметр 40 мм, длина 30 см) вес детектора не превышал 2 кг. Недостатком его являлась сильная зависимость чувствительности от спектрального состава нейтронного поля.

В особо «горячих» скважинах⁹ использовался сдвоенный вариант разведывательного детектора, представляющий собой две камеры КНТ-31, помещенные в один кожух длиной 70 см и диаметром 40 мм. Одна из камер была постоянно закрыта кадмиевым чехлом. Каждая из камер была подключена к автономному предусилителю. Сдвоенный детектор позволял определять кадмиевое отношение без извлечения детектора из области нейтронного потока.

Детектор со съемными фильтрами (ДСФ)

ДСФ использовался для оценок спектральных распределений нейтронных потоков. Измерения проводились методом установки на камеру деления фильтров из веществ, эффективно поглощающих нейтроны с сечением $\sim 1/V$, где V — скорость нейтронов. В выполнявшихся измерениях для поглощения нейтронов использовался мелкодисперсный порошок карбида бора.

Детектор представляет собой камеру КНТ-31, установленную во внутреннее отверстие фильтра, выполненного в виде двух коаксиальных цилиндров, сваренных между собой. Стенки фильтра изготовлены из нержавеющей стали. В пространство между цилиндрами засыпался порошок карбида бора и устанавливался вытеснитель из дюралюминия. Толщина слоя карбида бора регулировалась подбором толщины вытеснителя. В зазор между КНТ-31 и фильтром при необходимости мог вводиться кадмиевый чехол толщиной 1 мм.

Исследования ТСМ с помощью «пассивных» нейтронных методов¹⁰

Под «пассивными» методами подразумеваются такие, при которых регистрируется нейтронное поле собственно ТСМ (ТСМ не подвергаются облучению внешними источниками).

Уже первые оценки плотностей нейтронных потоков в доступных областях, где сосредотачивались ТСМ, показали, что по порядку величины они незначительны (~ 100 н/см² · с). С одной стороны, это говорило о глубокой подкритичности топлива в этих областях, с другой — затрудняло исследования по определению спектрального состава нейтронных полей и других их характеристик.

⁹ Скважины, в которых измеренная величина МЭД превышала 50 Р/ч.

¹⁰ По материалам [10, 12, 13].

Основные результаты измерений нейтронных потоков, проведенных в 1988—1990 гг. следующие.

Реакторное пространство, отметки +24.000 и +21.000

Плотность нейтронного потока в шахте РП меняется от 80 до 300 н/см²·с, вклад тепловых нейтронов ~ 15 н/см²·с.

Реакторное пространство, отметка +15.000

Пространственное распределение плотности потока нейтронов и их спектральный состав внутри шахты на этой отметке имеет сложный нерегулярный характер, причем вариации наблюдаются на характерных расстояниях (1—1,5) м; плотность нейтронных потоков не превышает 150 н/см²·с при вкладе тепловых нейтронов не более 10 н/см²·с.

Нижние отметки блока (скважины на отметках +9.000, +10.000 и +11.000)

Из тепловых и гамма-измерений было известно, что на этих отметках сосредоточено заметное количество топлива, однако большая часть скважин пробурена лишь до границ скопления ТСМ, где наблюдаются большие градиенты плотности нейтронных потоков с максимальной величиной потока до 300 н/см²·с (тепловой поток ~ 20 н/см²·с).

Внутри топливных масс (скв. 3-9-Ж, в месте ее прохождения через паросбросные клапаны подаппаратного помещения) величина плотности полного потока 1400 н/см²·с и тепловых нейтронов ~ 60 н/см²·с.

Основными источниками нейтронов в ПРК являются потоки лавы перед фланцами аварийных парораспределительных клапанов, а также сами клапаны. Максимальная плотность потоков нейтронов здесь ~ 250 н/см²·с. Около пемзообразных куч в бассейне-барботере плотность потоков достигает 100 н/см²·с. Анализ кадмиевых отношений, полученных в областях с повышенным значением потока нейтронов, показал, что термализация нейтронов в этих областях незначительна.

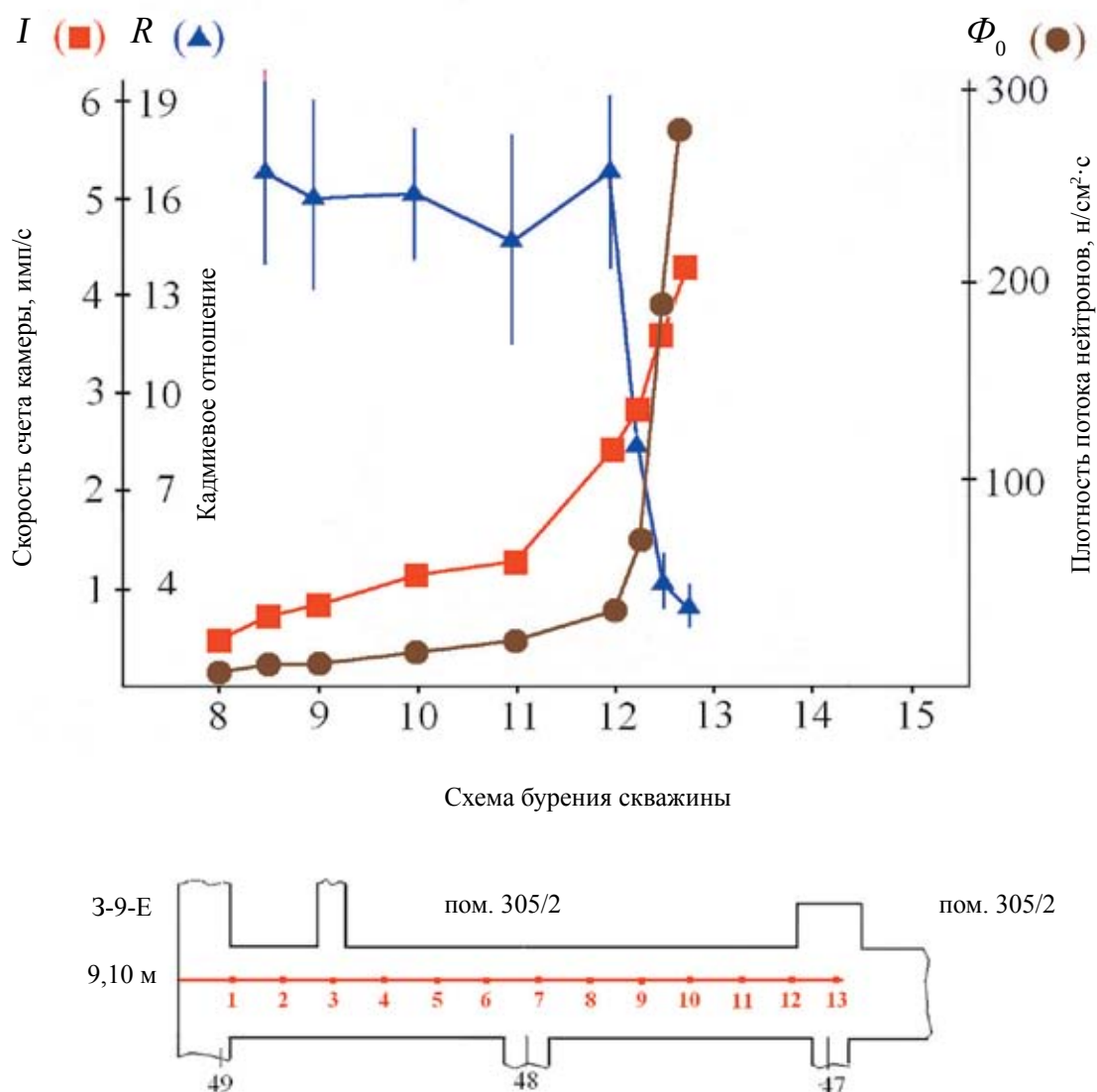
Наблюдаемые потоки нейтронов можно полностью объяснить спонтанным делением радионуклидов в топливных массах без заметного размножения. Это служило доказательством подкритичности топлива, находящегося в исследованных областях.

В ходе исследований В.И. Морозовым был предложен метод оценки $K_{эф}$ на основе определения соотношения $Q_{вын}/Q_{сп}$, где $Q_{вын}$ — скорость генерации нейтронов вынужденного деления единицы объема среды, а $Q_{сп}$ — скорость генерации нейтронов спонтанного деления единицы объема среды (подробнее см. [9]).

Опираясь на расчетные величины для спонтанного деления (см. главу 1 настоящей работы) были сделаны оценки $K_{эф}$ по результатам измерения в скважинах на отметках 9, 10, 11 и 15 м [12, 13].

Общий вывод. В исследованных областях и в стационарном состоянии ТСМ ядерной опасности не представляют. Топливо в них находится в глубоко подкритичном состоянии (по оценкам $K_{эф} < 0,4$).

На рис. 3.17 для иллюстрации результатов, полученных «пассивными» методами, приведены графики зависимости I , R и Φ от глубины введения нейтронного детектора в скв. 3-9-Е.

Рис. 3.17. Графики зависимости I , R и Φ от глубины для скв. 3-9-Е и схема ее бурения

Исследования ТСМ с помощью «активного» нейтронного метода [14, 15]

Для «активного» воздействия на среду, при определении величины эффективного коэффициента размножения нейтронов $K_{\text{эф}}$, применялся метод «стреляющего источника». В качестве источника нейтронов использовался либо калифорниевый источник интенсивностью $2 \cdot 10^7$ н/с, либо импульсный генератор нейтронов ТГИ-112 (с трубкой типа ТСП), который обеспечивал выход 10^{13} н/имп.¹¹ Детектором служила камера КНК-15.

Сущность метода заключалась в том, что ТСМ какое-то время (несколько минут) облучались нейтронами, а затем источник быстро убирался (за время ~ 1 с) или выключался генератор и регистрировался характер спада нейтронной активности. После чего с помощью уравнений кинетики реактора в точечном приближении рассчитывался $K_{\text{эф}}$ среды.

¹¹ Частота запуска генератора варьировалась в диапазоне 10–30 Гц.

Общий вывод. Из экспериментов, в которых определялась величина $K_{эф}$, следовало, что в исследованных областях ТСМ ядерной опасности не представляли. Топливо в них находилось в глубоко подкритичном состоянии (по оценкам $K_{эф} < 0,7$).

Эти выводы были приведены в работе «Техническое обоснование ядерной безопасности объекта "Укрытие"» [16].

3.3. Лабораторные анализы извлекаемых образцов

3.3.1. Подготовка образцов на объекте «Укрытие»

Как уже говорилось выше, из кернов, извлеченных при бурении, отбирались образцы, которые проходили предварительную подготовку в лаборатории, находящейся непосредственно на объекте «Укрытие»¹². Последовательность выполняемых операций представлена в виде диаграммы на рис. 3.18.

3.3.2. Лабораторные анализы (спектрометрия, фотометрия, радиохимия, элементные анализы)

Последующая обработка проб проходила в лабораториях, расположенных в Чернобыле. Здесь образец (раствор) упаривали (с избытком азотной кислоты). После удаления фторидов оставшиеся соли вновь растворяли в азотной кислоте (7N) и доводили до определенного объема. Проградуированный по объему раствор (исходный раствор) использовался для определения содержания осколков деления, урана и трансураниевых элементов.

Измерения, как правило, начинались с определения содержания в растворе ^{144}Ce ¹³. После этого использовался «метод корреляции» (МК) — метод количественного определения содержания радионуклидов и урана в образцах ТСМ по измеренной интенсивности гамма-излучения ^{144}Ce . Об этом говорилось в главе 2. Напомним, что коэффициент корреляции — это расчетное отношение концентрации урана, трансураниевых элементов, ряда осколочных излучателей (труднолетучих) к содержанию ^{144}Ce .

Метод пригоден для случаев, когда определяемые элементы связаны общей топливной матрицей. Для образцов топлива с малым выгоранием и при воздействии процессов выщелачивания отдельных элементов из ТСМ результаты, полученные МК, могут иметь значительную погрешность.

Таким образом, после определения концентрации в исходном растворе ^{144}Ce проводили оценки ожидаемого в нем содержания стронция, урана, плутония и др. В дальнейшем переходили к более точным методам анализа. Перечислим некоторые из них.

Уран. Для определения содержания урана, кроме МК, использовались следующие методы (подробнее см. [17—22]).

¹² Аналогичную процедуру проходили и другие образцы в виде твердых крупинки, порошков и т.п., отобранные в помещениях объекта «Укрытие».

¹³ Исследования гамма-спектров (растворов образцов, аликвотных проб и т.п.) проводились в лаборатории в Чернобыле на полупроводниковом гамма-спектрометре с Ge(Li)-детектором. Для «объемных» образцов эффективность регистрации гамма-квантов определялась с использованием источников различных стандартных геометрических форм и размеров с «чернобыльским» радионуклидным составом.

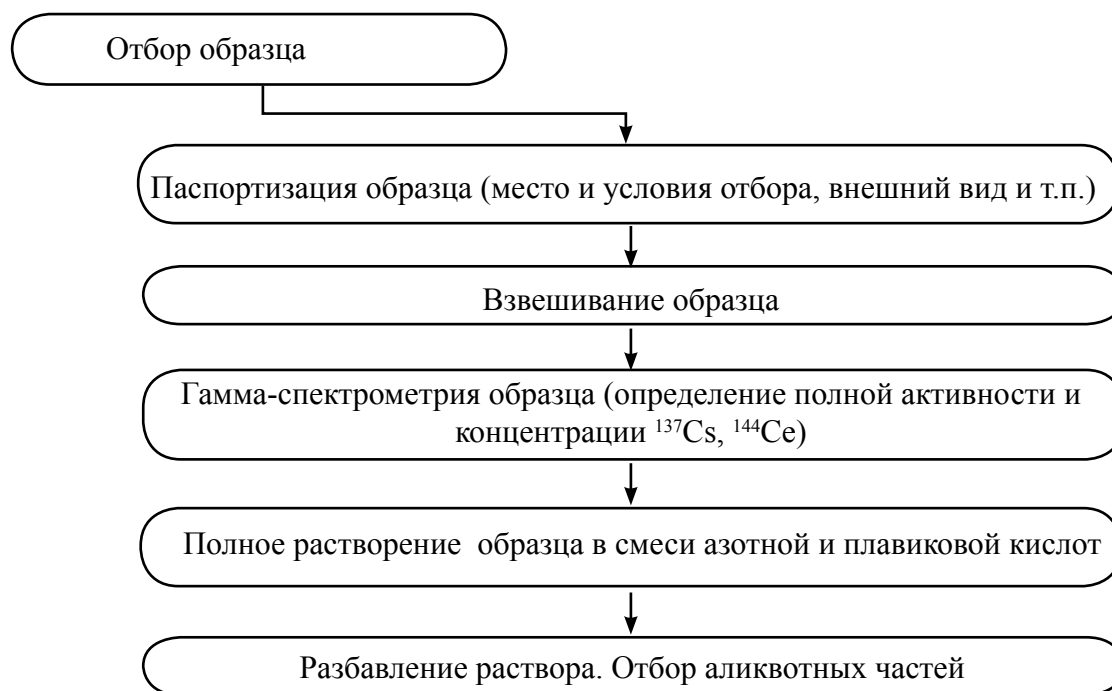


Рис. 3.18. Последовательность предварительной обработки образцов в лаборатории на объекте «Укрытие»

Фотометрический метод, который основан на способности урана образовывать окрашенный комплекс с Арсеназо-3. Точность определения урана этим методом лежит в интервале 1—5 %. Предел обнаружения при использовании фотометра составляет 0,01—0,02 мкг/мл.

Лазерно-люминесцентный метод, основанный на способности атомов U(VI) генерировать излучение в видимой части спектра с длиной волны 530 нм (зеленое свечение) под влиянием коротковолнового излучения, лежащего в ультрафиолетовой части спектра¹⁴. Относительная погрешность определения концентрации урана (при доверительной вероятности 0,95) составила ± 15 —20 % (отн.).

Плутоний (подробнее см. [20—2]). Для определения концентрации плутония в образцах ЛТСМ в основном применялся метод экстракции его из пробы 10%-ным раствором три-октиламина (ТОА) в о-ксилоле с последующей альфа-спектрометрией¹⁵.

Элементные анализы. Химический элементный анализ образцов ЛТСМ проводился эмиссионно-спектральным методом на установке, смонтированной на базе спектрографа СТЭ-1. Выбор спектрографа определялся высокой светосилой (относительное отверстие 1:15) и высокой разрешающей способностью (работа в 4-м и 5-м диапазонах дифракции).

¹⁴ Для возбуждения люминесценции UO_2^{2+} применялся импульсный азотный лазер ИЛГИ-503 с трубкой ТЛГИ-1. Характеристическая спектральная линия урана (530 нм) выделялась посредством монохроматора МЛД-12. В качестве матрицы применялся 15%-ный раствор полисиликата натрия в воде.

¹⁵ Измерение альфа-спектров исследуемых образцов ЛТСМ, как правило, проводились на альфа-спектрометре ALPHA-KING 676A фирмы EG&G ORTEK. Собственное энергетическое разрешение спектрометра в диапазоне энергий альфа-частиц 4—7 МэВ составляет 20 кэВ.

3.4. Состояние внутренних конструкций 4-го блока ЧАЭС после аварии¹⁶

Как говорилось ранее, исследования, выполненные с помощью скважин, позволили определить характер внутренних разрушений реактора и состояние конструкций блока. До аварии конструкции, находящиеся в шахте реактора выглядели так, как это показано на рис. 3.19.

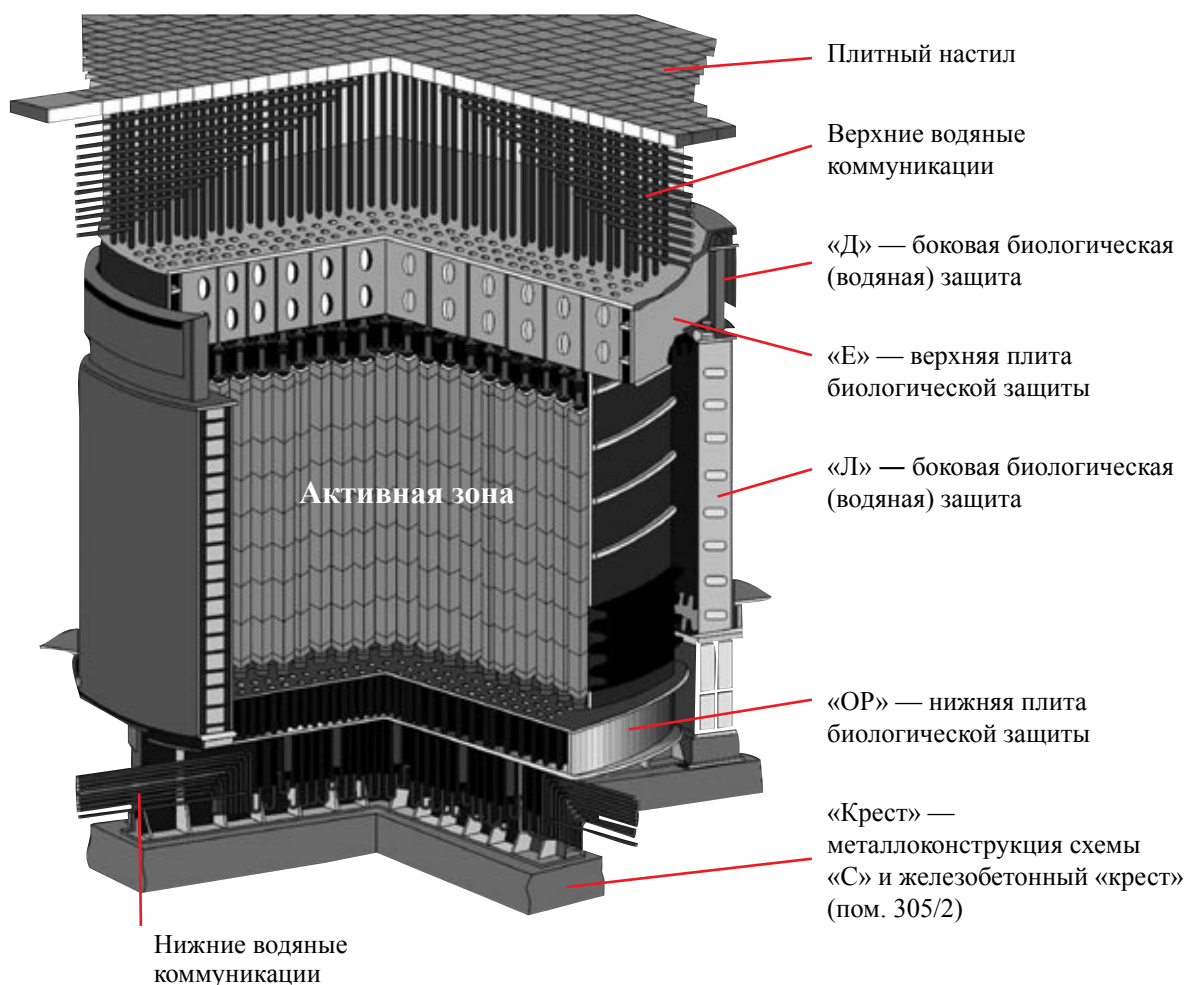


Рис. 3.19. Схема расположения конструкций, находящихся в шахте реактора до аварии

Рис. 3.20 дает представление о картине разрушений и схеме распространении ТСМ, сложившейся у исследователей к концу 1988 г. Отмечены помещения, в которых находились значительные скопления топлива. При этом завал из конструкций на схеме «ОР» в пом. 305/2 на рисунке еще не мог быть детализирован.

Верхняя плита биологической защиты реактора (схема «Е») вместе с трубами пароводяных коммуникаций (ПВК), остатками технологических каналов, обломками железобетонных конструкций, застрявшими между верхними трактами наращивания, стоит на

¹⁶ По материалам [8, 10, 16, 23].

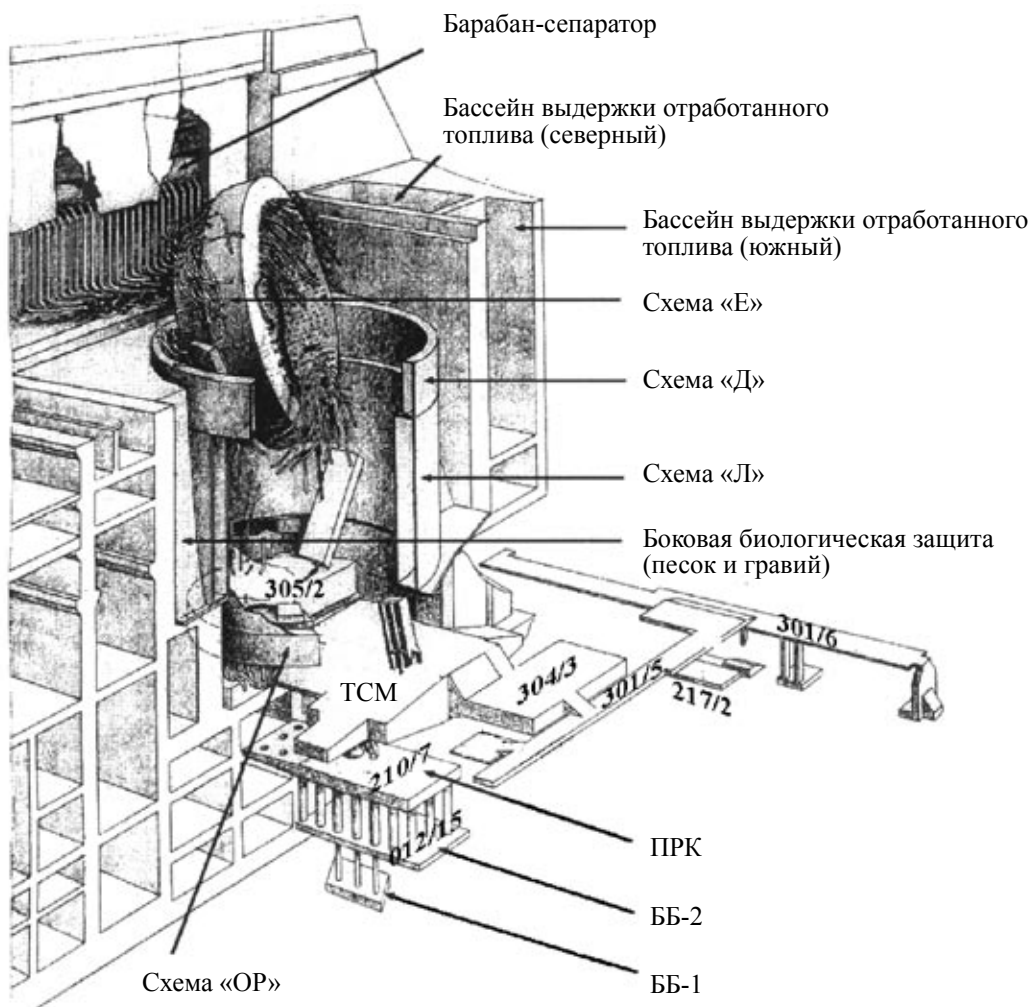


Рис. 3.20. Разрушения в шахте реактора, вызванные аварией (для наглядности юго-западный сектор шахты вырезан)

ребре под углом $\sim 15^\circ$ от вертикали, опираясь на северо-востоке на металлоконструкцию схемы «Д», а на юго-западе — на железобетонную плиту, лежащую на схеме «Д». Нижняя кромка схемы «Е» находится на отметке +25.000, верхняя — на отметке +43.000, т.е. ее геометрический центр поднят на ~ 5 м по сравнению с его доаварийным уровнем.

Практически все пространство между схемой «Е» и схемой «Д» (между стенами шахты реактора на северо-западе) заполнено верхними трактами наращивания и спутанными пучками труб ПВК, в которых застряли фрагменты строительных конструкций и оборудования. Центральная часть бывшей нижней поверхности схемы «Е» более чем наполовину лишена ТК. Они оторваны у самого основания, сохранилась небольшая часть по периферийному кольцу схемы «Е». Наблюдаемая визуально часть технологических каналов («волосы Елены») находится в области с координатами 44-46, Л-Н. В реакторное пространство со схемы «Е» свисает ~ 40 каналов.

Основание реактора — схема «ОР» — сместилась вниз и раскололась. Основная часть «ОР» ($\sim 3/4$) находится на 3,8 м ниже своего штатного положения. Ее отколотая часть ($1/4$) отсутствует. Таким образом, шахта реактора (пом. 504/2) оказалась объединенной с пом. 305/2. Сверху на схеме «ОР» (на завале) в северо-восточном секторе под углом 60° стоит железобетонная плита, упавшая из ЦЗ.

Конструкции схемы «С» оказались смяты опустившейся схемой «ОР». Смяты и прижаты к бетонной плите пола пом. 305/2 многочисленные трубы нижних водяных коммуникаций.

В дальнейшем исследования с помощью скважин продолжались, большой объем данных был получен и при работе разведывательных групп, постепенно проникавших все дальше во внутренние помещения блока. Об этом рассказывается далее.

Литература

1. Боровой А.А. Мой Чернобыль // Новый мир. 1996. №3. С. 132—180.
2. Borovoi A.A. Analytical report (Post accident management of destroyed fuel from Chernobyl) // IAEA: Work Material. 1990. P. 1—99.
3. Скважины объекта «Укрытие». Обобщенные данные (альбом) : Отчет ОЯРБ МНТЦ «Укрытие» № 09/05-66 от 09.06.1998 г. / А.С. Лагуненко, Г.С. Скуридин. Чернобыль, 1998. 117 с.
4. 20 лет участку буровых работ. Адрес в Интернете: <http://new.chnpp.gov.ua/news.php?lng=ru&id=6>
5. Ануфриев Б.А., Константинов Е.А., Морозов В.В. и др. Подготовка помещений объекта «Укрытие» для организации работ по бурению скважин в шахту реактора и особенности их проведения // Всесоюзный семинар «Научные проблемы ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС», Звенигород, 15—19 октября 1990 г.: Тез. докл. Звенигород, 1990.
6. Боровой А.А., Лапшин Л.М., Янгулов А.С. и др. Технология проникновения в аварийный 4-й блок ЧАЭС // Там же.
7. Боровой А.А., Огородник С.С., Попов В.Д. и др. Исследовательские скважины объекта «Укрытие» // Там же.
8. Богатов С.А., Боровой А.А., Гаврилов С.Л. и др. База данных по местонахождению и состоянию ядерного топлива 4-го блока ЧАЭС до и после аварии. Препринт РНЦ «Курчатовский институт» №130-11/2. М., 2007. 146 с.
9. Беляев С.Т., Бондаренко Л.Н., Боровой А.А. и др. Техника и методы изучения нейтронно — физических характеристик топливосодержащих масс 4-го энергоблока ЧАЭС. Препринт ИАЭ им. И.В. Курчатова №5312/3. М., 1991. 24 с.
10. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации: Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исполнитель А.А. Боровой. Чернобыль, 2001. 337 с.
11. Ананич Н.И., Герасько В.Н., Гульник С.И. и др. Вклад реакций (α , n) в выход нейтронов в ЛТСМ 4-го энергоблока ЧАЭС». Препринт МНТЦ «Укрытие» №97-2. Чернобыль, 1997. 12 с.
12. Бондаренко Л.Н., Боровой А.А., Васильев А.А. и др. Исследование характеристик нейтронных потоков на 4-м блоке ЧАЭС // ВАНТ. Сер. Общая и ядерная физика. Харьков, 1990. С. 136—138.
13. Беляев С.Т., Бондаренко Л.Н., Боровой А.А. и др. Нейтронные исследования на объекте «Укрытие», март 1988 г.—август 1990 г. Препринт ИАЭ им. И.В. Курчатова №5313/3. М., 1991. 50 с.

14. Арсеньев И.Г., Бродкин Э.Б., Волынкин М.С., Лебедев Г.В. Результаты нейтронно-физических исследований ТСМ в ПРК объекта «Укрытие» : Отчет КЭ при ИАЭ №11.07-06/74. Чернобыль, 1989. 5 с.
15. Лебедев Г.В., Шикалов В.Ф. Измерение подкритичности топливосодержащих масс объекта «Укрытие». Препринт РНЦ «Курчатовский институт» ИАЭ-5876/5. М., 1995. 44 с.
16. Беляев С.Т., Боровой А.А., Волков В.Г. и др. Техническое обоснование ядерной безопасности объекта «Укрытие». Чернобыль, 1990. 160 с.
17. Analytical methods in nuclear fuel cycle. Vienna: IAEA, 1972. Safeguards techniques. Vol. 2; Vienna: IAEA. 1970.
18. Квасницкий И.Б., Кочергин С.М., Обухова Л.А. и др. Отчет КЭ при ИАЭ им. И.В. Курчатова № 11.07/117 от 18.03.1991 г. Чернобыль, 1991. 12 с.
19. Изучение физико-химических свойств ядерноопасных делящихся материалов объекта «Укрытие», в том числе тех, которые влияют на степень ядерной, радиационной и радиэкологической безопасности объекта «Укрытие» : Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3833. Чернобыль, 2001. 109 с.
20. Изучение физико-химических свойств ядерноопасных делящихся материалов объекта «Укрытие», в том числе тех, которые влияют на степень ядерной, радиационной и радиэкологической безопасности объекта «Укрытие» : Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3970. Чернобыль, 2007 г. С. 120—139.
21. Аналитическая химия урана / Под ред. Д.И. Рябчикова, М.М. Сеньявина. М.: Изд-во АН СССР, 1962. 146 с.
22. Марков В.К., Астафуров В.И., Игнатьева Т.П. и др. Химия урана. М.: Наука, 1983.
23. Bogatov S., Borovoi A., Gavrilov S. et al. Half an hour after the beginning of the accident. Moscow: OKPRINT, 2006. 22 p.

МОДИФИКАЦИИ ТСМ, ОБРАЗОВАВШИЕСЯ В РЕЗУЛЬТАТЕ АВАРИИ НА ЧАЭС. ФРАГМЕНТЫ АКТИВНОЙ ЗОНЫ

4.1. Модификации ТСМ, образовавшиеся в результате аварии

Авария на 4-м блоке ЧАЭС привела к разрушению активной зоны реактора и образованию различных модификаций материалов, содержащих ядерное топливо. Две модификации — фрагменты активной зоны и топливная пыль — обнаружили себя уже в первые моменты после взрывов.

На первом заседании Правительственной комиссии (вечер 26 апреля 1986 г.) рассматривался вопрос об образовании и такой модификации, как расплав из материалов активной зоны, образовавшийся из-за высоких температур в разрушенном реакторе. Этот расплав мог начать прожигать перекрытия здания и опускаться вниз вплоть до достижения грунтовых вод (так называемый «китайский синдром»¹) [1, 2]. Были спланированы соответствующие контрмеры, но худшие предсказания не реализовались [3]. Прямые доказательства образования такого расплава во время активной стадии аварии (26.04. — 06.05.1986 г.) были получены только осенью 1986 г. Наконец, в 1990 г. на поверхности лавы была обнаружена модификация ТСМ, содержащая растворимые формы урана, плутония, америция.

Таким образом, в объекте «Укрытие» [4] находятся четыре основные модификации ТСМ:

1. *Фрагменты активной зоны (АЗФ)*, большая часть которых, как предполагают, выброшена при взрыве на верхние этажи блока, в частности, в центральный зал, часть находится в шахте реактора и пом. 305/2.
2. *Мелкодиспергированное топливо (пыль) — горячие топливные частицы (ТП)*. Размеры частиц изменяются от долей микрона до сотен микрон. Они наблюдаются практически во всех помещениях объекта и в образцах почвы в ближней и дальней зоне.
3. *Застывшие лавообразные топливосодержащие материалы (ЛТСМ)*. Они образовались во время активной стадии аварии при высокотемпературном взаимодействии топлива с конструкционными материалами блока, распространились по подреакторным помещениям и, возможно, находятся под завалами на верхних отметках.
4. *Модификация ТСМ, содержащая растворимые формы урана, плутония, америция.*

¹ По названию популярного в 1980-е годы кинофильма.

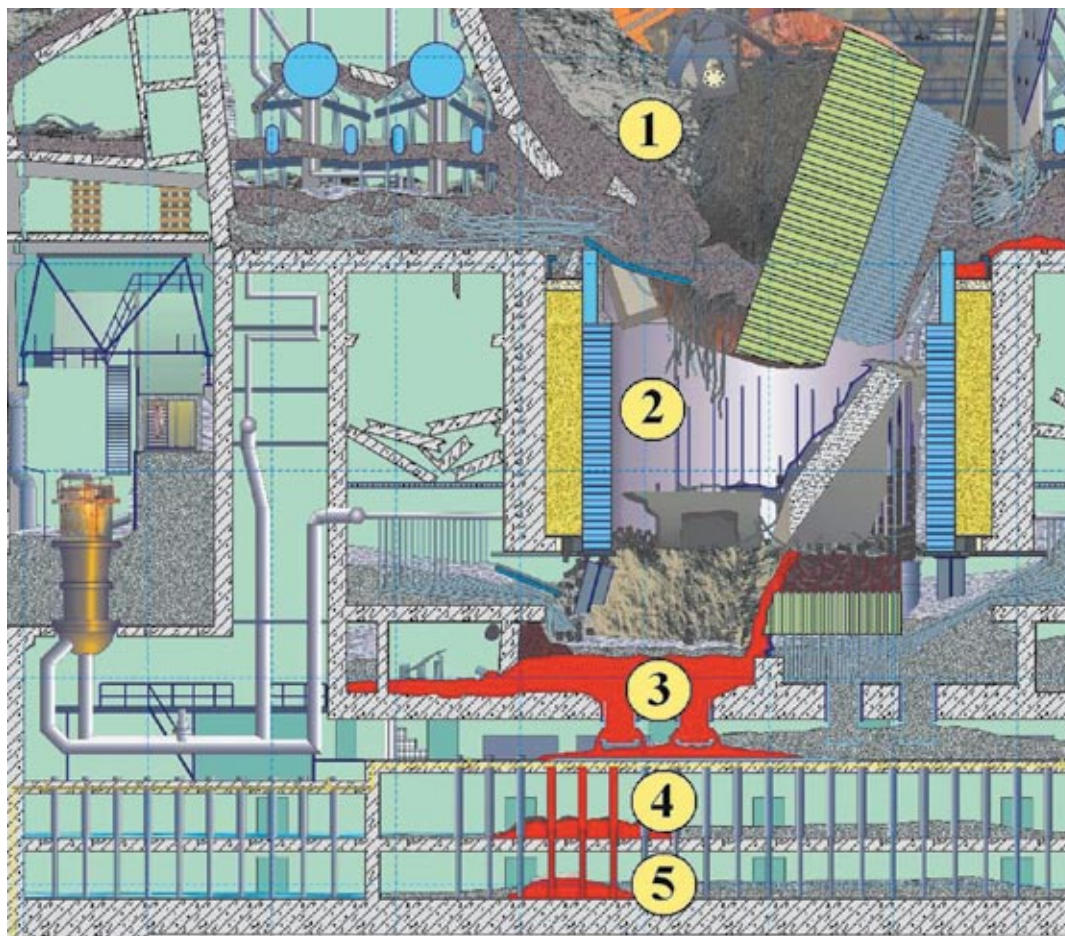


Рис. 4.1. Различные модификации ТСМ в помещениях объекта «Укрытие»

- ① — центральный зал, другие верхние помещения блока (топливная пыль, фрагменты АЗ, лава);
② — шахта реактора, подаппаратное пом. 305/2 (топливная пыль, фрагменты АЗ, лава);
③ — парораспределительный коридор (топливная пыль, лава); ④ — бассейн-барботер, 2-й этаж (топливная пыль, лава); ⑤ — бассейн-барботер, 1-й этаж (топливная пыль, лава)

Общее представление о расположении АЗФ, ЛТСМ, ТП в помещениях объекта дает рис. 4.1. Далее подробно рассматриваются свойства перечисленных модификаций ТСМ.

4.2. Фрагменты активной зоны

4.2.1. Верхние отметки

Фрагменты разрушенной активной зоны, ТВС, отдельные ТВЭЛ, топливные таблетки и их части были выброшены из шахты реактора на верхние отметки 4-го блока, на окружающую его территорию и на другие сооружения ЧАЭС. Они находились на крыше деаэрационной этажерки, машинного зала, ВСРО, крышах сооружений 3-го блока и даже на площадках вентиляционной трубы (рис. 4.2).

В процессе ликвидации последствий аварии часть АЗФ, находящихся вокруг здания, была сдвинута к развалу и затем захоронена в каскадной стене, часть собрана в контейнеры с



Рис. 4.2. Части ТВЭЛа, собранные на площадке вентиляционной трубы

высокоактивными отходами, часть захоронена под слоем бетона и щебня, насыпанного около блока.

Разрушенное топливо, выброшенное на крыши зданий и площадки трубы, по возможности сбрасывалось в развал реактора.

Значительное количество АЗФ должно находиться в центральном зале (ЦЗ) и на верхних отметках блока (рис. 4.3). Однако материалы, сброшенные с вертолетов в первые дни после аварии, обломки здания и «свежий» бетон, попавший туда при сооружении «Укрытия», не дают возможности наблюдать их непосредственно, а большие радиационные поля препятствуют проведению сложных поисковых работ. Тем не менее косвенные факты — характер взрыва, большое количество фрагментов, выброшенных на крыши и вокруг реакторного блока, вероятные траектории движения АЗФ, согласуются с этим предположением. Его подтверждают и достаточно многочисленные фрагменты, наблюдаемые в центральном зале визуально.

Так, в западной и восточной частях центрального зала среди железобетонных плит и графитовых блоков были обнаружены фрагменты ТВС длиной несколько метров. Вдоль южной стены ЦЗ в осях 41—43 в завале зафиксировано значительное количество гнутых и поломанных ТВЭЛов.

Обследование помещений, примыкающих с запада к центральному залу (1004/2, 2005/2), показало, что фрагменты активной зоны наблюдаются на балконе операторской РЗМ (пом. 2005/2) и т.п.

В 1988—1991 гг. группой исследователей из Курчатовского института под руководством А.Ф. Усатого (см. [5] и ссылки в ней) посредством континуальных дозиметрических шнуров были проведены масштабные исследования гамма-полей в центральном зале. Полученные данные по распределению наиболее интенсивных источников гамма-излучения можно было связать с крупными скоплениями топлива на (или вблизи) поверхности завалов (рис. 4.4).



Рис. 4.3. Верхние отметки блока после аварии. ① и ③ — завалы на потолках помещений северного и южного барабанов-сепараторов, ② — центральный зал

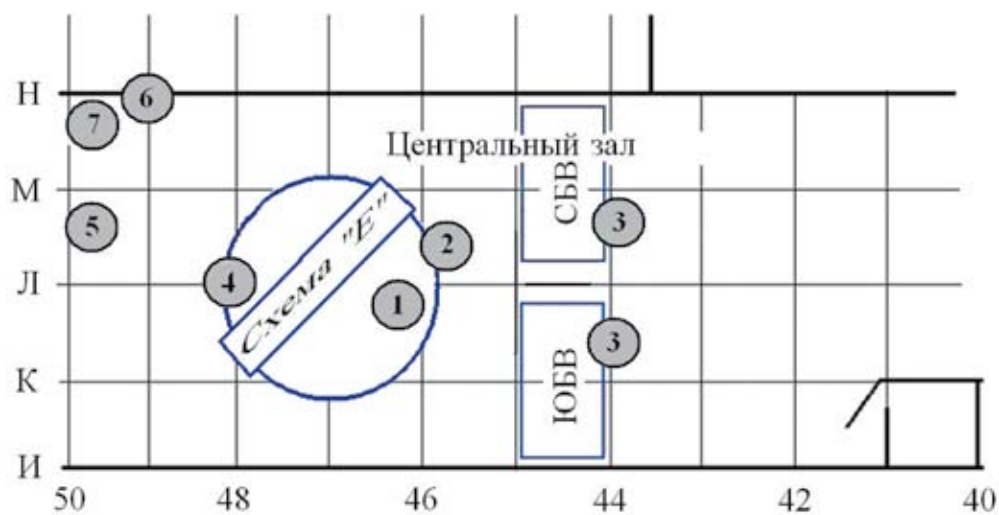


Рис. 4.4. Схема расположения источников сильного гамма-излучения в центральном зале и их предполагаемая активность, ККи: ① — ~ 70; ② — ~ 40; ③ — 10—20; ④ — ~ 100; ⑤ — ?; ⑥ — ~ 50; ⑦ — ~ 20

Особое место занимают АЗФ, находящиеся на поставленной взрывом почти вертикально верхней биологической защите реактора — схеме «Е». Фотографии верхних отметок блока, сделанные с вертолета, позволили обнаружить на ней большое количество спутанных труб, напоминающих поврежденные ТК (рис. 4.5).



Рис. 4.5. Верхняя плита биологической защиты реактора (схема «Е») вместе с трубами пароводяных коммуникаций, остатками технологических каналов и обломками железобетонных конструкций

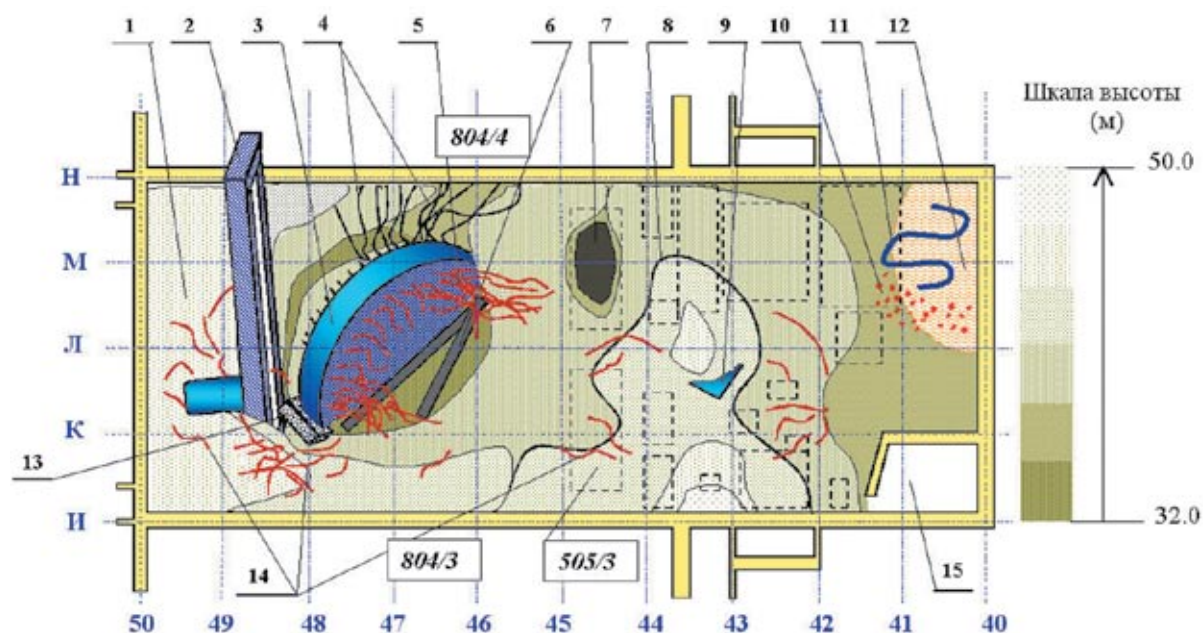


Рис. 4.6. Схема послеаварийного состояния ЦЗ

- 1 — «Терраса»; 2 — мост РЗМ; 3 — схема «Е»; 4 — трубы ПВК; 5 — спутанные трубы («волосы Елены»);
 6 — балки перекрытия; 7 — провал в пом. 504/4; 8 — основная насыпь; 9 — стальной лист;
 10 — фрагменты активной зоны (сброшенные с крыши); 11 — фрагмент облицовки теплозащиты;
 12 — зона предполагаемого расположения кассет со свежим топливом; 13 — железобетонная плита;
 14 — ТВС и их фрагменты; 15 — пультовая. Высота завалов указана без учета выступающих частей разрушенных конструкций; стены, ограничивающие ЦЗ, показаны условно (без разрушений)

В 1991 г. группой сотрудников Радиевого института и КЭ было проведено гамма-сканирование поверхности схемы «Е» с помощью коллимированного детектора, расположенного на крыше южного барабана-сепаратора [6]. Полученные данные дали возможность оценить количество топлива на схеме «Е» — 10—36 т (UO_2). Следует отметить, что по данным визуальных обследований число ТК, находящихся на схеме «Е», — 70—90 шт. Если в них сохранилось топливо, то его количество равно 8—10 т (UO_2), т.е. значительная часть обнаруженного при сканировании топлива приходится на него.

На рис. 4.6 представлена реконструкция послеаварийного состояния ЦЗ, выполненная на основании фото- и телематериалов, а также визуальных наблюдений и промеров разведывательных групп.

Группой экспертов² были проанализированы все основные работы, в которых содержалась информация о ТСМ (в основном АЗФ) на верхних отметках объекта «Укрытие» (см. [4, 7] и ссылки в них). Были выделены восемь областей скоплений ТСМ. Результаты оценки количества топлива в них даются в табл. 4.1.

На основании приведенных в табл. 4.1 данных было сделано экспертное заключение о том, что в центральном зале и на верхних отметках находится не менее 21 т топлива по урану (без учета топливной пыли), из них 5,5 т — свежее топливо. Получить более точную оценку количества топлива, пока не представляется возможным.

Таблица 4.1. Экспертные оценки распределения ТСМ на верхних отметках [4]

Помещение	Область размещения ТСМ (условные названия)	Наблюдаемые модификации ТСМ	Количество топлива (по урану), т
504/2, 914/2	Шахта реактора, схема «Е»	АЗФ на схеме «Е», ТП	8—24
914/2, Центральный зал	Терраса	АЗФ, ТП	> 1?
	Северо-западная часть ЦЗ	АЗФ, ТП	?
	Юго-западная часть ЦЗ	АЗФ, ТП	>4?
	Под «волосами Елены»	АЗФ, возможно наличие ЛТСМ ¹ , ТП	?
	Под насыпью	АЗФ, возможно наличие ЛТСМ, ТП	?
	Северная часть ЦЗ	Возможно наличие АЗФ в завале, ТП	?
	Восточная часть ЦЗ	48 сборок со свежим топливом, ТП	~ 5,5
804/4	Северный бокс барабанов-сепараторов	Возможно наличие АЗФ в завале, ТП	?
804/3	Южный бокс барабанов-сепараторов	Возможно наличие АЗФ в завале, ТП	?
505/4	Северный бассейн выдержки	Возможно наличие АЗФ в завале, ТП	?
505/3	Южный бассейн выдержки	129 кассет с выгоревшим топливом, возможно наличие ЛТСМ, ТП	14,8
821/2	Ремонтная мастерская	Возможно наличие АЗФ, ТП	?

² В эту группу входили специалисты Курчатовского института, ИБРАЭ РАН, МНТЦ «Укрытие», Радиевого института, Института радиоэкологических проблем, ЧАЭС и ряда других учреждений.

4.2.2. Средние отметки

В шахте реактора, объединившейся после аварии с подаппаратным пом. 305/2, АЗФ были обнаружены после того, как с помощью пробуренных в нее скважин оказалось возможным провести перископические и телевизионные наблюдения.

АЗФ располагаются на опустившейся схеме «ОР», точное число фрагментов определить трудно из-за наличия «свежего бетона» и завала графитовых блоков (рис. 4.7)³. На более низких отметках блока АЗФ практически отсутствуют.



Рис. 4.7. Фрагмент ТВС в подаппаратном помещении (пом. 305/2)

4.2.3. Топливо под каскадной стеной

После аварии часть материалов, выброшенных из реакторного отделения 4-го блока при взрыве, в том числе обломки строительных конструкций, технологического оборудования, фрагменты активной зоны реактора, образовали завал с северной стороны здания (рис. 4.8). В ходе строительства «Укрытия» над завалом была возведена каскадная стена (рис. 4.9).

Геометрия, координаты залегания и объем завала были определены в работе [8] на основе имеющихся фото- и видеоматериалов 1986 г. а также объемной модели завала. Согласно этой работе, объем завала составляет — $(16 \pm 3) \cdot 10^3 \text{ м}^3$. Максимальной мощности, около 17 м, он достигает у северной стены здания между рядами У1 и У2.

Для оценки количества топлива, находящегося в завале, использовалась информация двух типов:

- результаты, сканирования поверхности завала с вертолета коллимированным детектором гамма-излучения, полученные в мае 1986 г. (высота 200 м), и результаты сканирования поверхности завала с крана «Демаг» (высота 7 м от поверхности завала), проведенного в июле 1986 г. [9—11];
- данные измерений МЭД гамма-излучения в скважинах, пробуренных в 1991—1992 гг. из пом. 01/3 в завал под каскадной стеной (рис. 4.10).

³ Более подробные оценки количества топлива в пом. 305/2 приводятся в главе 7.

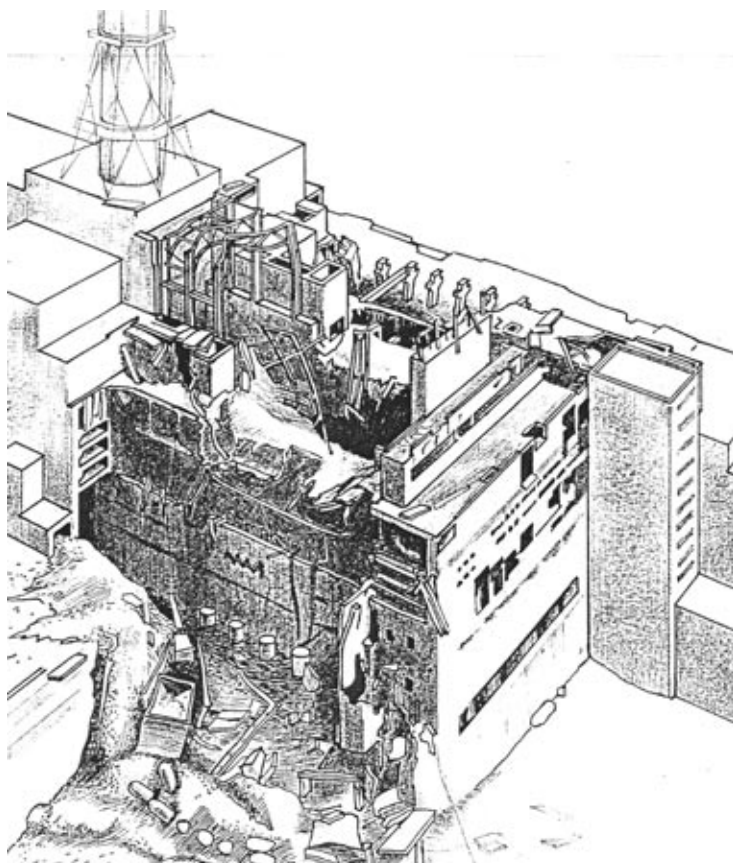


Рис. 4.8. Рисунок завала, сделанный на основе первых фотографий блока после аварии.
С северной стороны — развал выброшенных при взрыве конструкций

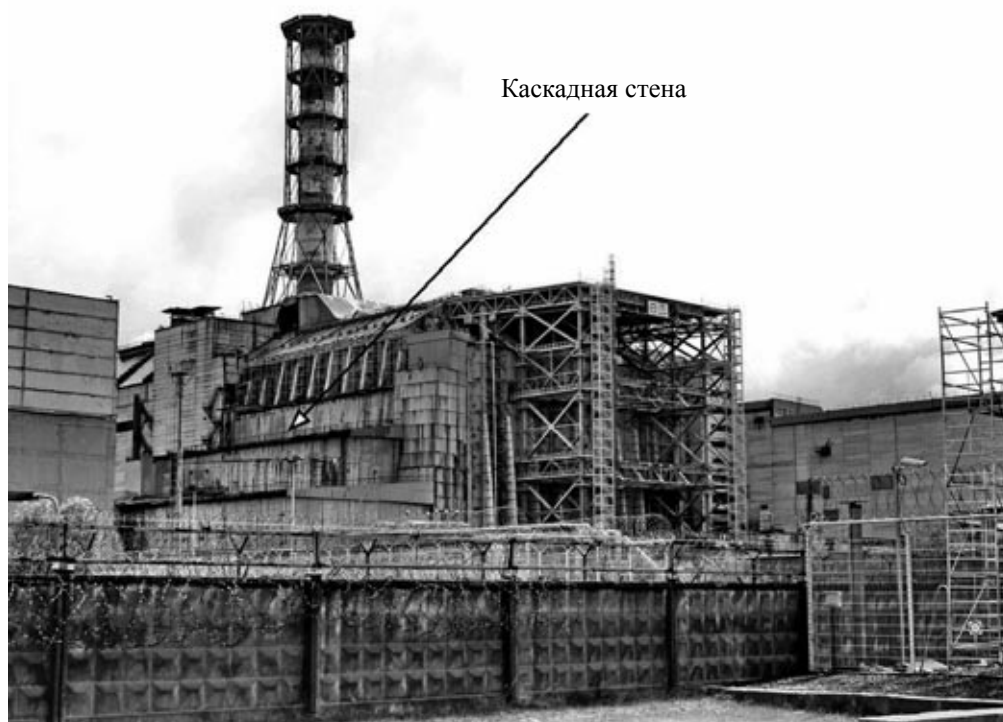


Рис. 4.9. Каскадная стена, закрывшая развал блока с северной стороны. Фото 2007 г.

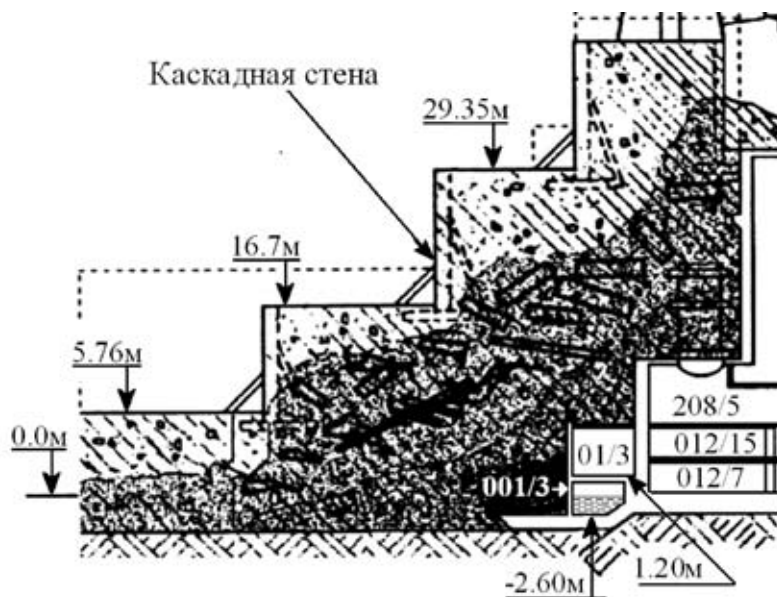


Рис. 4.10. Расположение пом. 01/3 и каскадной стены (разрез)

На основании этих данных количество топлива в каскадной стене было определено как 0,7—1,2 т [8]. В [4] говорится, что неопределенность оценки может оказаться существенно больше приводимой выше величины.

Действительно, данные сканирования (при значительных погрешностях самого метода) могут дать информацию только о верхнем (около 1 м) слое многометрового завала, в то время как основная часть топлива, скорее всего, находится в его середине.

Характер разрушения северной стены и выброса привел к тому, что непосредственно на грунт сначала упали разрушенные строительные конструкции, и только затем, элементы реактора и в том числе фрагменты топлива. В процессе выброса они могли частично перемешаться с компонентами завала, но все же основная часть ТСМ должна лежать на «подложке» из строительных конструкций.

Мероприятия, начавшиеся с первых дней после завершения активной стадии аварии (6 мая 1986 г.), заключались в засыпании завала грунтом и мусором с площадки и стен и могли привести к образованию верхнего слоя, обедненного топливом по сравнению со слоями, лежащими глубже. Получился своеобразный «сэндвич» с ТСМ внутри.

Таким образом, вертолетные измерения и тем более гамма-сканирование, проведенное через 2 месяца после аварии, являются недостаточно представительными для определения количества топлива в завале.

Что касается информации, полученной с помощью скважин, то она недостаточна по той же причине. Схема расположения скважин в завале представлена на рис. 4.11 и рис. 4.12. Видно, что данные, полученные на основе измерений МЭД в скважинах, могут быть отнесены не более чем к ~20 % объема завала. Действительно, все скважины проходят в нижней части завала между осями 46₋₂₀₀₀ и 50₋₁₀₀₀ (отметками 0.000 и +4.000) и вписываются в параллелепипед объемом 3500 м³. Скорее всего, в этой части завала находятся обломки стен и конструкций, упавшие первыми на грунт, а основной слой ТСМ располагается выше. Таким образом, количество ТСМ под каскадной стеной остается неопределенным.

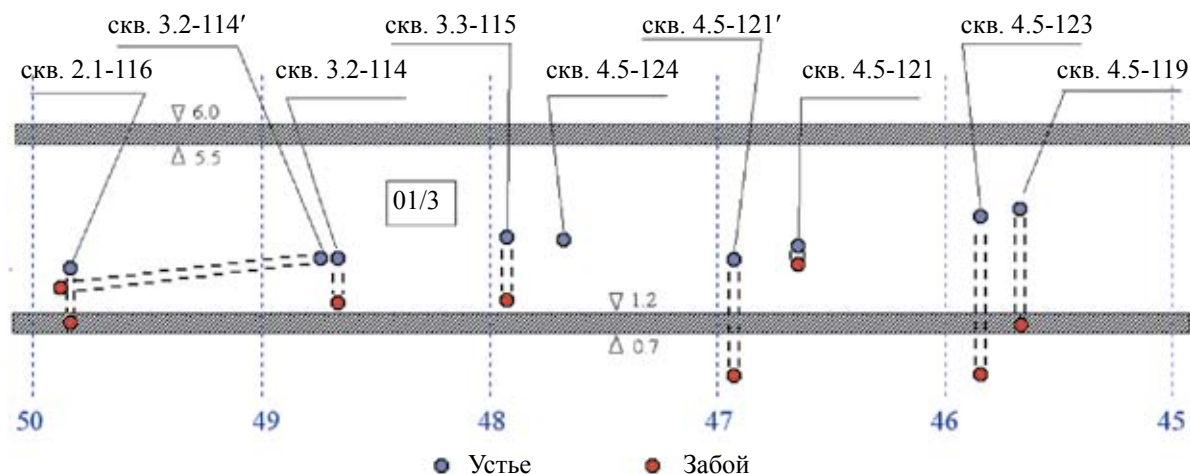


Рис. 4.11. Схема расположения устьев и забоев скважин, пробуренных из пом. 01/3 в завал под каскадной стеной (вертикальный разрез)

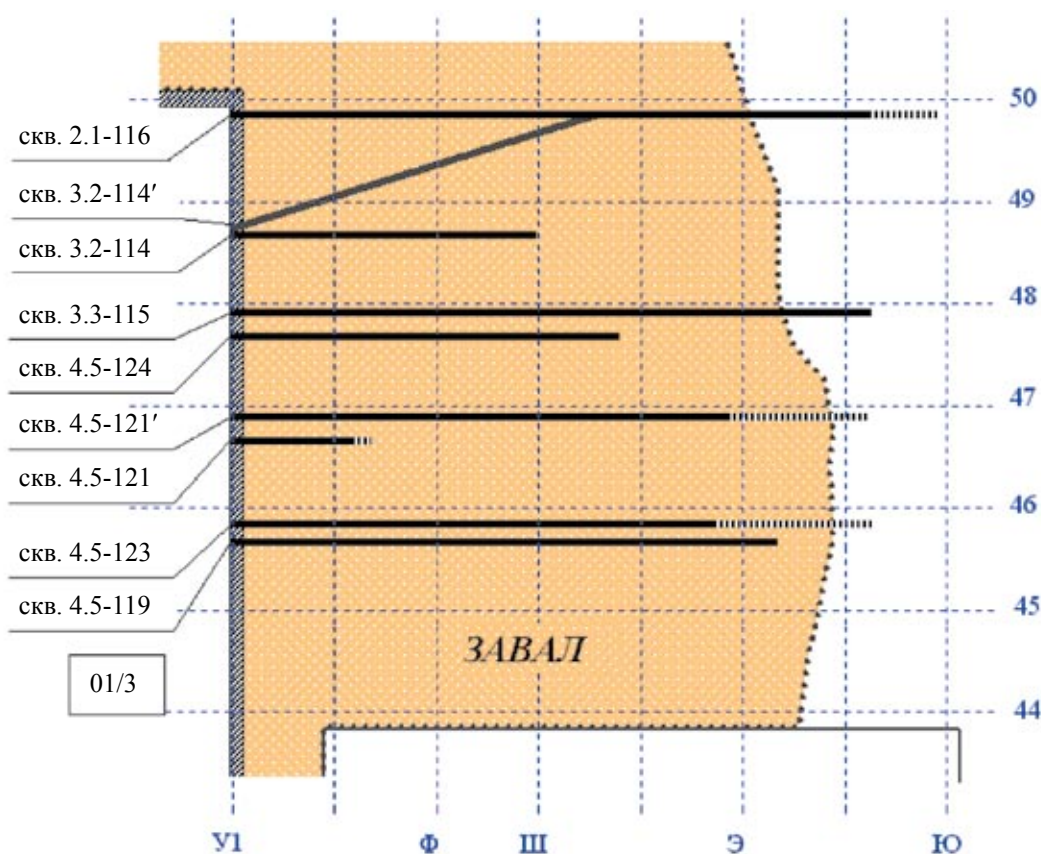


Рис. 4.12. Схема расположения скважин, пробуренных из пом. 01/3 в завал под каскадной стеной (в плане)

Литература

1. Арутюнян.Р.В. Китайский синдром // Природа. 1990. №11.
2. Битва продолжается : Интервью с академиком Е. Велиховым // Правда. 13 мая 1986 г.
3. Боровой А.А., Пазухин Э.М., Стрижов В.Ф. Эффективность мер по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС (активная стадия аварии). Препринт РНЦ «Курчатовский институт» ИАЭ-6471/11. М., 2007. 38 с.
4. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации : Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исполнитель А.А. Боровой. Чернобыль, 2001. 337 с.
5. Usatyj A.F. Generalized results of determination of distributions of major gamma-radiation sources in the central hall of the Sarcophagus, recorded by dosimetric cords using EPR sensors // Proc. of an International Symposium «Sarcophagus Safety'94». Zeleney Mys, Ukraine, 14—18 March, 1994. P. 185—195.
6. Душин В.Н., Петров Б.Ф., Плещачевский Л.А. и др. Локализация источников интенсивного гамма-излучения и оценка количества топлива в центральном зале 4-го блока ЧАЭС : Отчет НПО РИ им. В.Г. Хлопина № 1732 И от 15.02.1992 г. Л., 1992. 53 с.
7. Богатов С.А., Боровой А.А., Гаврилов С.Л., Лагуненко А.С. и др. База данных по местонахождению и состоянию ядерного топлива 4-го блока ЧАЭС до и после аварии. Препринт РНЦ «Курчатовский институт» №130-11/2. М., 2007. 146 с.
8. Батий В.Г., Криницин А.П., Панасюк Н.И. и др. Свойства и экологическая опасность радиоактивных отходов, локализованных под каскадной стеной объекта «Укрытие» // Проблемы Чернобыля : МНТЦ «Укрытие». Вып. 2. Чернобыль, 1998. С. 38—40.
9. Римский-Корсаков А.А. и др. Исследование выброса аварийного реактора 4-го блока Чернобыльской АЭС : Отчет НПО РИ им. В.Г. Хлопина, инв. № 14396. Л., 1986. 23 с.
10. Сбор исходных данных по содержанию радионуклидов и ядерного топлива в техногенном слое территории объекта «Укрытие». Сбор информации о радиационной обстановке на территории объекта «Укрытие», ее анализ и верификация : Отчет о НИР НПО РИ им. В.Г. Хлопина / Отв. исполнитель Б.Е. Бураков. СПб., 1996. 21 с.
11. Захаренков А.Д., Курносов В.А., Письменный В.Д., Сивинцев Ю.В. Решение о радиоактивном завале IV блока ЧАЭС. Утв. председателем Правительственной комиссии Ю.Д. Маслюковым 10.06.1986 г. 1 с.

ГОРЯЧИЕ ТОПЛИВНЫЕ ЧАСТИЦЫ И РАДИОАКТИВНЫЕ АЭРОЗОЛИ В ОБЪЕКТЕ «УКРЫТИЕ»

5.1. Образование радиоактивных частиц при аварии

5.1.1. Различные механизмы образования частиц

В главе 2 говорилось о том, что при аварии $\sim 1/30$ часть ядерного топлива была выброшена из реактора 4-го блока в виде топливных частиц. Другая часть диспергированного топлива осталась в объекте «Укрытие». Эти частицы внедрились в бетонные стены, полы, потолки помещений, и с тех пор поднимаются в воздух в виде аэрозолей. Именно в этой форме они представляют наибольшую опасность для персонала, работающего в помещениях «Укрытия».

Внутри объекта находятся не только радиоактивные частицы, имеющие топливную природу, но и целый ряд других. Это следствие того, что при аварии реализовались нескольких механизмов образования радиоактивных частиц¹:

- диспергирование топлива при вводе избыточной реактивности;
- пароцирконеиевая реакция;
- высокотемпературное окисление фрагментов топлива в воздушной атмосфере;
- образование «конденсационных» аэрозолей из паров летучих радионуклидов;
- образование аэрозолей при формировании ЛТСМ.

Ниже эти механизмы рассматриваются более подробно, при этом используется самый общий сценарий развития аварии на ЧАЭС.

5.1.2. Диспергирование топлива при вводе избыточной реактивности

Авария на ЧАЭС произошла из-за ввода положительной реактивности (авария типа RIA) и началась с разрушения собственно топлива и тепловыделяющих элементов (см. рис. 1.2) — первых барьеров безопасности, заложенных в конструкции РБМК.

¹ Образование вторичных радиоактивных частиц за счет эволюции форм выброса радионуклидов будет рассмотрено ниже.

Главным действующим фактором при разрушении топлива являются находящиеся в нем газы. Накопление продуктов деления в матрице топлива и постепенный их выход из нее происходит все время в течение работы реактора. Доля выделяющихся под оболочку газов с ростом выгорания увеличивается за счет растрескивания структуры топлива и образования пор во внешнем слое таблетки.

При вводе положительной реактивности увеличение нейтронного потока приводит к возрастанию энтальпии (теплосодержания) топлива и в какой-то момент бурный выход накопившихся газов приводит к диспергированию топлива. Разрушается и оболочка ТВЭЛа. Параллельно с этим происходит ее проплавление.

Моделирование аварий типа RIA на импульсных реакторах проводилось и до, и после чернобыльской аварии (см., например, [1—3]). Целью исследований было определение порогового энерговыделения во время нейтронного импульса, приводящего к разрушению оболочек ТВЭЛов и изучение поведения топливных таблеток в этих условиях.

На рис. 5.1 показаны ТВЭЛы, разрушенные в ходе таких экспериментов. Для сравнения приведены и фотография одного из ТВЭЛов, обнаруженных в 4-м блоке после аварии на ЧАЭС (рис. 5.2).



Рис. 5.1. Изменение формы и последовательное разрушение ТВЭЛов при испытаниях на импульсном реакторе (при возрастающей величине нейтронного импульса)



Рис. 5.2. Пучок разрушенных ТВЭЛов в пом. 305/2 объекта «Укрытие»

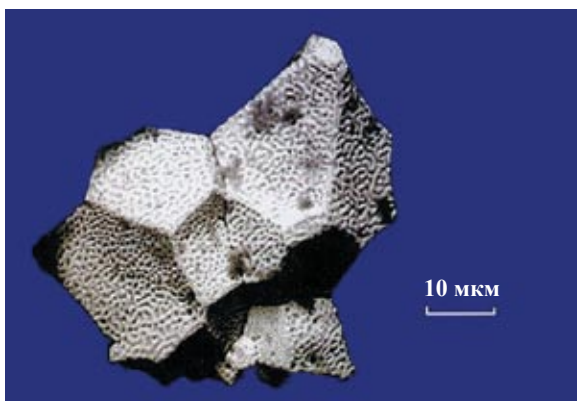


Рис. 5.3. Микрофотография «горячей частицы» — зерна диоксида урана

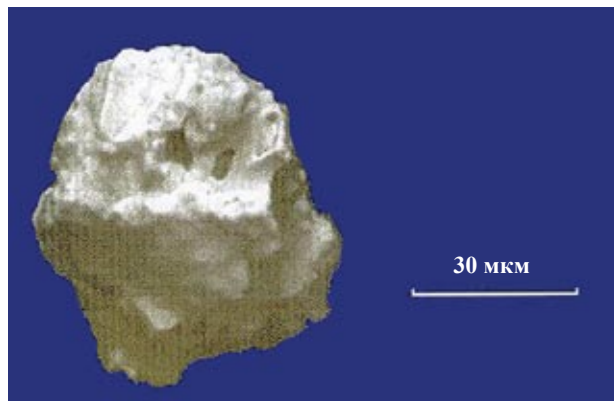


Рис. 5.4. «Горячая частица» в виде фазы $(Zr,U)O_x$

Разрыв топливной таблетки за счет выделения газообразных продуктов деления по границам образующих ее зерен приводит к образованию горячих топливных частиц.

Пример такой чернобыльской частицы — увеличенное зерно диоксида урана — показан на рис. 5.3. Видно, что поверхность частицы пористая, что обусловлено газовыделением при аварийной вспышке мощности.

Частицы данного типа встречаются во внутренних помещениях объекта «Укрытие» и на «западном следе», сформировавшемся сразу после аварии за счет восточного ветра.

Существовал и второй механизм диспергирования топлива при аварии — за счет взаимодействия расплавившейся периферии таблетки с конструкционными материалами и теплоносителем. Мы не будем его подробно описывать, отметим только, что это привело к образованию частиц вида $UO_x + Zr$ и $Zr-U-O$. Микрофотография такой частицы приведена на рис. 5.4.

5.1.3. Пароциркониевая реакция

После разрушения топлива и тепловыделяющих элементов авария развивалась по такому сценарию².

1. Стал разрушаться следующий барьер безопасности — стенки технологических каналов, входящих в систему контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) (рис 5.5).
2. Пар получил выход в реакторное пространство, что привело к обезвоживанию каналов, и рост реактивности еще более ускорился.
3. Разрыв достаточно большого числа ТК вызвал сильный рост давления в реакторном пространстве (если изначальное давление в этом пространстве немного больше атмосферного, то давление в КМПЦ — 70 атм).
4. Этого роста давления оказалось достаточно³ для подъема плиты верхней биологической защиты (металлоконструкции схемы «Е») и разрыва кожуха реактора.
5. Тем самым была разрушена система локализации аварии. Границы этой системы — последний барьер на пути выхода продуктов деления.
6. Подъем верхней плиты вызвал (чисто механически) массовый разрыв технологических каналов и выход пара в открытое пространство.
7. Все описанные выше процессы происходили практически мгновенно.

² Схема развития аварийного процесса разрушения реактора во всех деталях вряд ли может быть восстановлена из-за нехватки информации. В своем изложении мы опираемся на официально принятые документы и мнения наиболее компетентных организаций [4—7].

³ Существуют различные оценки того, какое число каналов должно было разрушиться, чтобы вызвать отрыв схемы «Е». Наиболее часто встречающееся значение — ≥ 4 каналов.

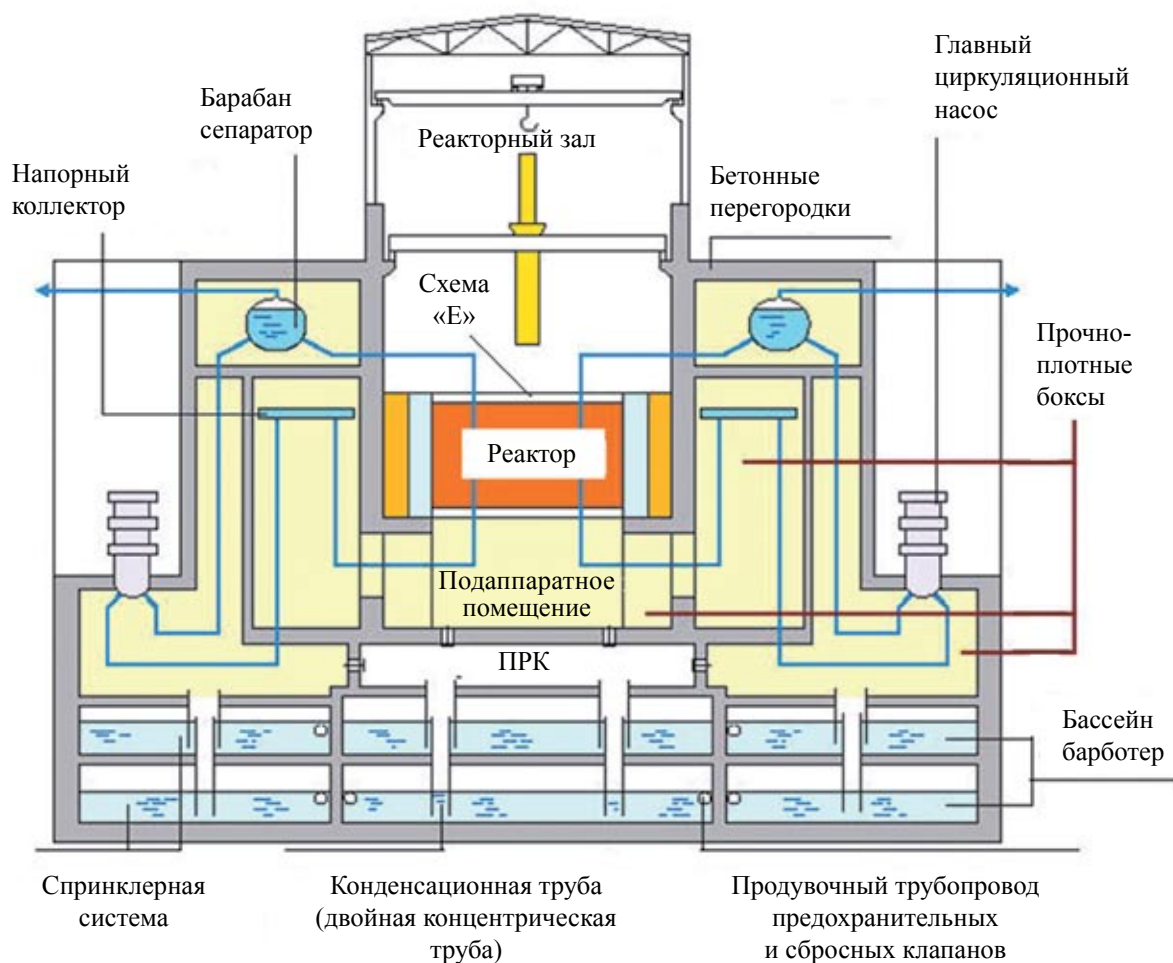


Рис. 5.5. Схема расположения КМППЦ и системы локализации аварии в РБМК 4-го блока ЧАЭС. Система локализации включает в себя реакторное пространство (охватывающее активную зону) и прочно-плотные боксы (охватывающие большую часть контура циркуляции), соединенные с бассейном-барботером

Это был первый (паровой) взрыв⁴, после которого реактор как управляемая система перестал существовать. Однако энергии этого взрыва, по всем оценкам, было недостаточно, чтобы вызвать значительные разрушения реактора и здания 4-го блока, выбросить из объекта тонны диспергированного топлива.

Через короткое время (десятки секунд) произошел следующий взрыв. Обсуждались разные гипотезы, но подавляющая часть специалистов и международные эксперты высказываются в пользу того, что причиной его стал водород (см., например, [5—9]), который образовался в реакторе при высокой температуре в результате

⁴ Дискуссия о том, как называть первый взрыв — «паровой» или «ядерный» — не закончена до сих пор, хотя в значительной степени это вопрос терминологии. Неконтролируемый разгон реактора по сути, тот же самый физический процесс, что и взрыв атомной бомбы. Но при этом последствия — взрывы, во многом различаются: по величине выделяемой энергии и по времени, за которое она выделилась, и по температуре и давлению, которые при этом возникают. Огромное различие в масштабах взрывов приводит не только к количественному, но и к качественному различию характера механизма протекания процессов и вызванных ими последствий. Поэтому специалисты считают, что ядерного взрыва, как такового, не было, а был тепловой взрыв ядерного происхождения. В ядерную реакцию вступило лишь ничтожная часть делящегося материала, и ее можно считать внешним источником тепла для остального вещества, заполняющего объем, в котором она происходит.

пароциркониевой реакции⁵ и ряда других процессов. Произошел объемный взрыв воздушно-водородной смеси, приведший к разрушению конструкций и материалов под действием ударной волны. Скорее всего, именно этот механизм ответствен за формирование основной части уран-циркониевых частиц. Часто эти частицы имеют вид фрагментов оксидов урана в циркониевой оболочке⁶ (рис. 5.6, 5.7).



Рис. 5.6. Полированный препарат «горячей частицы» в виде оксида циркония с включениями фазы $(Zr,U)O_x$ (белые участки)

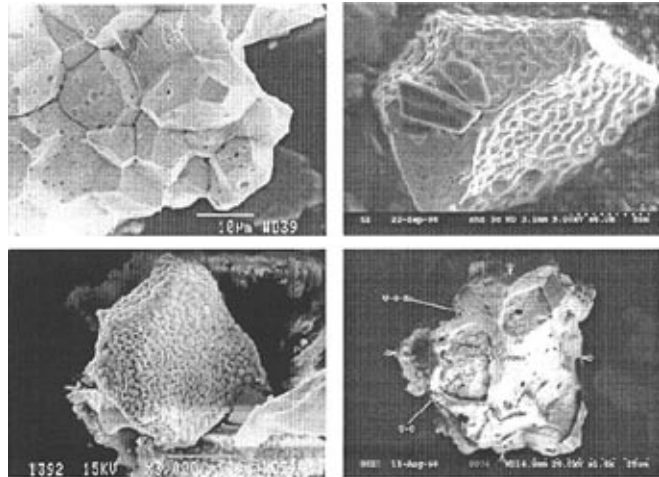


Рис. 5.7. Частица оксида урана в «оболочке» из фазы $(Zr,U)O_x$

5.1.4. Высокотемпературное окисление фрагментов топлива в воздушной атмосфере

Эксперименты показывают, что при окислении топливных таблеток в воздушной атмосфере и при температурах несколько сот градусов Цельсия топливо через 1—3 ч рассыпается на частицы U_3O_8 с характерными размерами 1—15 мкм. На рис. 5.8 приводятся массовые распределения частиц топлива при различных температурах окисления (по работе [10]).

Результаты экспериментов по высокотемпературному окислению сохранившегося топлива 4-го блока ЧАЭС приводятся в работе [11]. Они показывают, что при температурах свыше 400 °С топливо разрушается на мелкие частицы, размер которых уменьшается с увеличением времени отжига и температуры.

Высокая температура оставшегося в реакторе ядерного топлива, сохранявшаяся достаточно долгое время из-за остаточного тепловыделения, привела к окислению диоксида урана и его дополнительному диспергированию.

⁵ При взаимодействии водяного пара с металлическим цирконием протекает химическая реакция $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2\uparrow$. Условие возникновения ПЦР — температура оболочки ТВЭЛа или ТК более 700 °С.

⁶ Однако нельзя также исключить формирование части подобных частиц в момент взрывного распыления тепловыделяющих сборок при вводе избыточной реактивности или в начальной стадии процесса формирования ЛТСМ (см. далее).

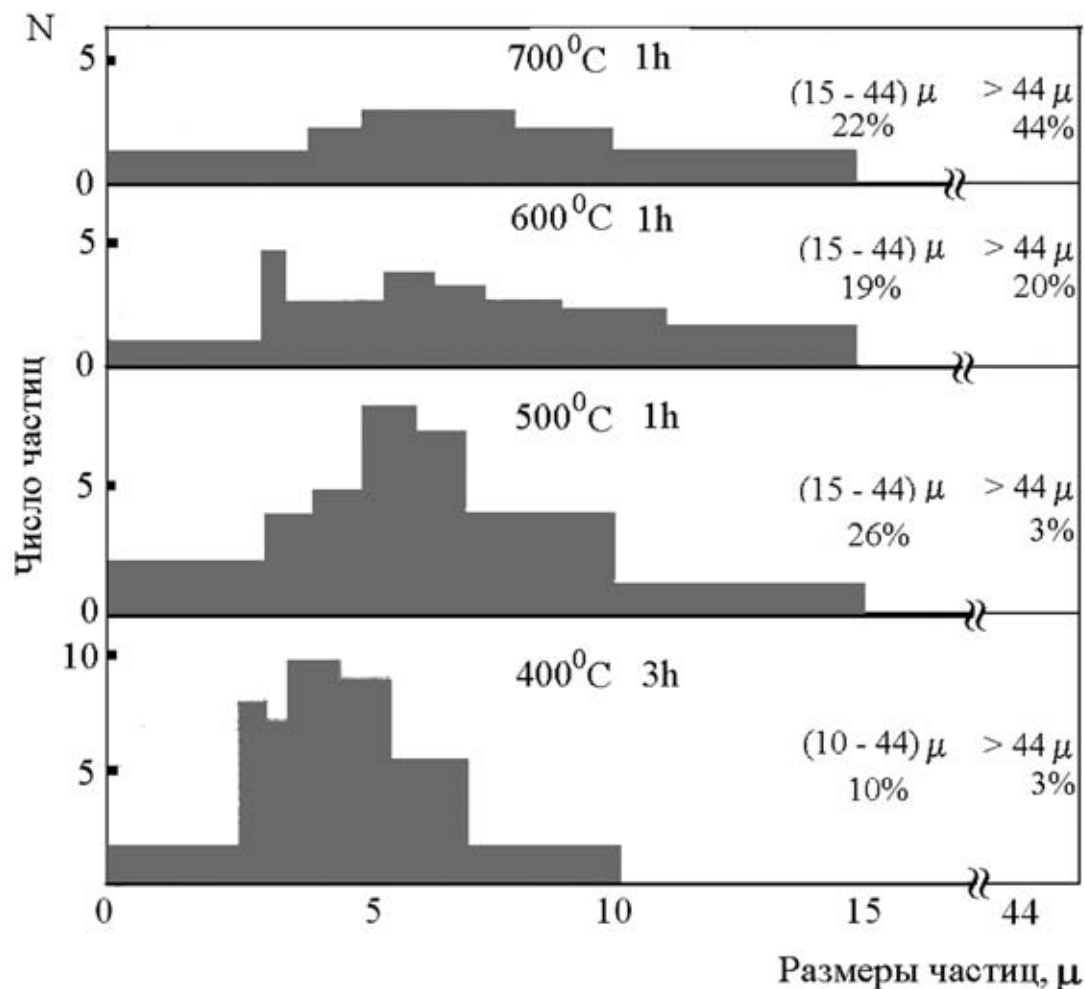


Рис. 5.8. Дисперсные массовые распределения частиц топлива, образующихся при различных температурах окисления на воздухе

С частицами окисленного топлива связана значительная часть активности поверхностного загрязнения внутренних помещений «Укрытия» и выпадений ближней зоны ЧАЭС. В.А. Кашпаров оценивает долю «топливных» выпадений за пределами промплощадки ЧАЭС, связанную с данными частицами, в 60—70% при доле неокисленных зерен UO_2 10—15% [11].

Частицы окисленного топлива гораздо менее устойчивы к воздействию выщелачивающих агентов. Так, если зерна UO_2 практически не разрушаются в водных растворах, то окисленные частицы в нейтральных или слабощелочных средах (как в объекте «Укрытие») имеют постоянную трансформации $k = 0,2 \dots 1$ при описании кинетики растворения уравнением первого порядка ($dA/dt = -kA$, где A — активность частицы, t — время) [11]. В этих предположениях при постоянном контакте с водой 90% активности частиц перейдет в раствор за время менее 1 года.

При растворении окисленные частицы разрушаются на микроблоки «ниточной» структуры с сильно развитой поверхностью (рис. 5.9) [11]. Дальнейшее разрушение таких микроблоков может формировать субмикронные ураносодержащие частицы.

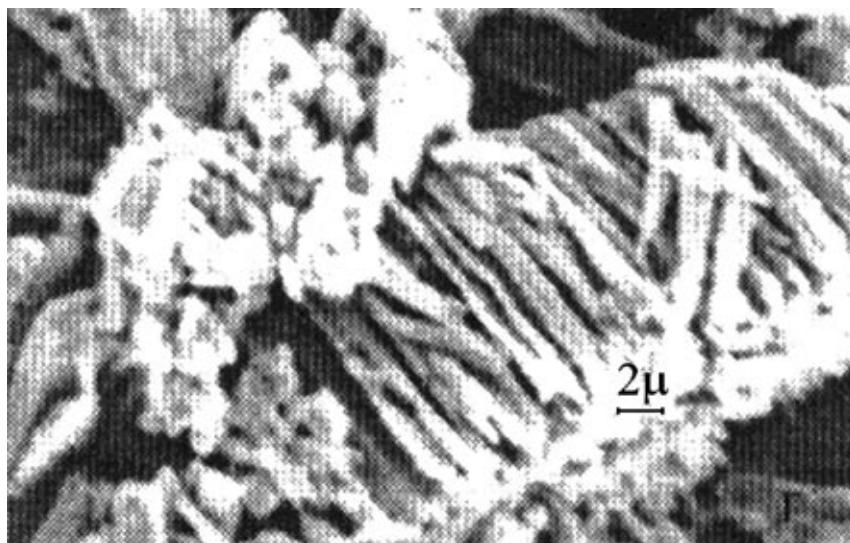


Рис. 5.9. Внешний вид фрагментов окисленного топлива после растворения

5.1.5. Образование «конденсационных» аэрозолей из паров летучих радионуклидов

Моделирующие эксперименты и реальные наблюдения при авариях на реакторах показывают, что летучие радионуклиды, участвующие в выбросе и первоначально находящиеся в газообразной форме, быстро осаждаются на неактивные и активные аэрозольные частицы, формируя так называемую «конденсационную» компоненту выброса.

Основная часть радиоактивных атомов осаждается на поверхности субмикронных частиц, которые приобретают незначительную активность. Так, например, только 5% активности радионуклидов йода при аварии промышленного реактора в Уиндскейле в 1957 г. была связана с частицами размером более 1 мкм [12].

Результаты экспериментальных измерений спектров размеров естественных радиоизотопов — продуктов распада радиоактивных газов радона и торона — также показывают, что основная часть активности связана с частицами размером от 0,01 до 0,1 мкм [13]. Характеристики этих частиц непостоянны из-за миграции радиоактивных атомов к их поверхности и обратно, изменения заряда частиц, их коагуляции и т.п.

После выпадения на грунт вследствие высокой растворимости радионуклиды цезия с поверхности первичных частиц перераспределяются по частицам грунта до их захвата частицами, имеющими наибольшую сорбирующую способность (преимущественно глинистыми минералами). За время меньше года радионуклиды в выпадениях перераспределяются по частицам, формирующим гранулометрический состав поверхностного слоя грунта. Так, например, в работе [14] показано, что во вторичном ветровом переносе радионуклидов, выпавших в составе топливных частиц и конденсационной форме, не наблюдается значимых различий, что обусловлено фиксацией радиоактивных частиц на частицах почвы.

В настоящее время в условиях долговременной трансформации загрязнения на объекте «Укрытие» можно предполагать, что первичные радиоактивные частицы «конденса-

ционного» происхождения отсутствуют. Летучие радионуклиды (в интересующем нас случае — изотоп ^{137}Cs) ассоциированы с частицами обычной неактивной пыли или сорбированы на поверхностях конструкционных материалов.

Следует отметить, что радионуклиды в составе конденсационной компоненты при отсутствии естественных сорбентов (типа глинистых минералов почвы) остаются в подвижном состоянии и могут перераспределяться и перемещаться под воздействием влаги. Возможна возгонка сорбированных нуклидов при высокотемпературном воздействии (например, при сварных работах).

5.1.6. Образование аэрозолей при формировании ЛТСМ

Вопрос о том, происходило ли образование заметного количества аэрозолей при формировании лавы, каковы были характеристики этих аэрозолей, до сих пор не исследован. Для ответа на него можно только использовать некоторые аналоги, но и они дают не более чем порядковую точность для оцениваемых величин. Речь идет об экспериментах по изучению взаимодействия расплава активной зоны (кориума) со строительными конструкциями реактора.

В этих экспериментах (см. [15]), выполненных в рамках международной программы ACE (Advanced Containment Experiments), моделировалось взаимодействие расплава кориума с бетоном и проводились исследования образующихся продуктов, в том числе аэрозолей. Было выяснено, что доля урана, переходящая из расплава в аэрозольные частицы, порядка 10^{-4} . Это означает, что при полной массе урана в ЛТСМ объекта «Укрытие» ~ 90 т масса аэрозольных частиц составляет всего ~ 9 кг, что в десятки раз меньше, чем было выброшено из разрушенного реактора на активной стадии аварии. Таким образом, последний процесс не может конкурировать с другими описанными выше процессами.

5.2. Изучение РАУ и горячих частиц в специальных исследовательских программах

5.2.1. Распределение РАУ по активности и аэродинамическим характеристикам (эксперименты 1988 г.)

Исследование топливных частиц и радиоактивных аэрозолей проводилось на объекте «Укрытие» различными группами специалистов практически постоянно (см. [16]). Но наиболее полная информация была получена при реализации специальных исследовательских программ, подготовкой и осуществлением которых занимались совместно специалисты КИ, МНТЦ «Укрытие»⁷, Радиевого института, ЧАЭС и ряда других учреждений. Эти программы ставили своей целью получение данных о физико-химических свойствах пылевого загрязнения и его отдельных частиц, возможности их дефляции,⁸ о распределении аэрозолей по активности, их аэродинамическим характеристикам, динамике этих параметров и т. п. На основании полученной информации планировались меры коллективной и индивидуальной защиты персонала.

⁷ В настоящее время — ИПБ АЭС НАНУ.

⁸ Дефляция представляет собой процесс отрыва и переноса частиц воздушным потоком.

В настоящем разделе рассмотрены отдельные результаты четырех таких программ, непосредственно касающихся изучения топливных частиц, находящихся в объекте.

Первая программа была реализована в 1988 г. (см. [17, 18]). Ее основная задача — определение характеристик аэрозольных частиц, находящихся в помещениях «Укрытия», в которых планировалось проведение дальнейших работ. Материалом для исследований стали горячие частицы, извлеченные из фильтров респираторов исследователей, проникших в эти помещения.

Сначала для нескольких частиц была определена их полная активность (A) (измерения велись на жидкостном сцинтилляционном спектрометре в 4π -геометрии). Далее эти частицы использовались для калибровки рентгеновской пленки. Активность остальных частиц определялась по диаметрам пятен почернения на этой пленке в предположении степенной зависимости диаметра пятна от A .

Интегральное распределение активностей для 197 аэрозольных частиц, отобранных с четырех воздушных фильтров из разных помещений объекта «Укрытие», приведено на рис. 5.10.

Распределение частиц по размерам и активностям показано на рис. 5.11. Радионуклидный состав макрообразцов аэрозолей удовлетворительно совпадает с ожидаемым для топлива 4-го блока. В то же время для частиц с верхних отметок «Укрытия» наблюдалось обогащение цезием.

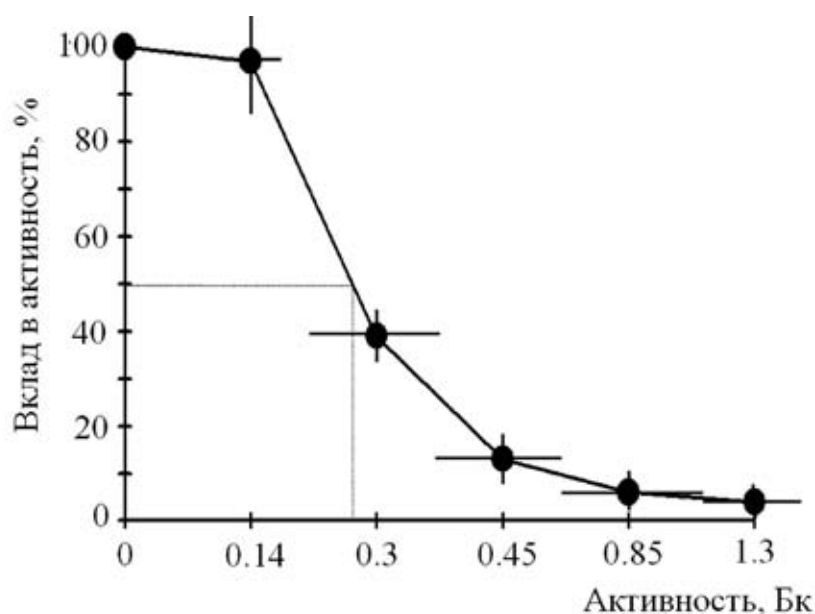


Рис. 5.10. Интегральное распределение активностей аэрозольных частиц (197 частиц). Медианное значение активности равно 0,27 Бк, что соответствует $2,1 \cdot 10^{-11}$ г (шарик $\varnothing \sim 1,6$ мкм) UO_2 для среднего состава топлива 4-го блока ЧАЭС на дату измерения — 950 сут после аварии.

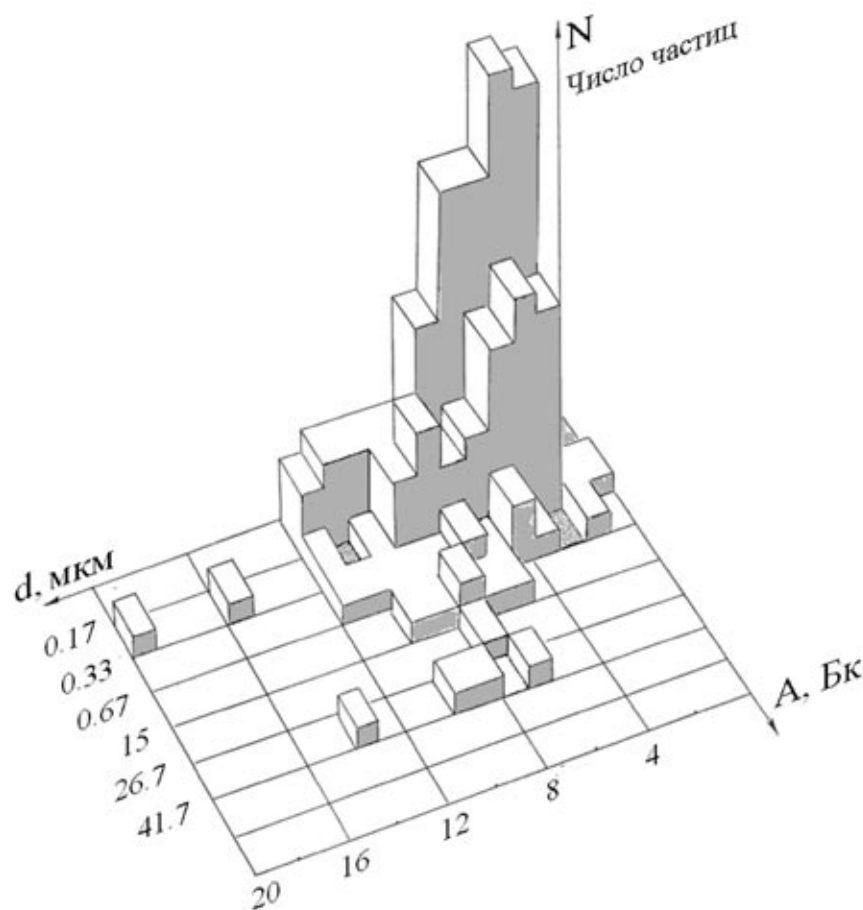


Рис. 5.11. Распределение РАУ по диаметрам и активности (180 частиц). Ноябрь 1998 г.

5.2.2. Плотность топливных частиц поверхностного загрязнения (эксперименты 1990 г.)⁹

Этот цикл экспериментов ставил своей целью определение характеристик топливной пыли, находящейся на поверхностях внутри объекта «Укрытие».

Большинство образцов для исследований брались путем снятия мазков на беззольные бумажные фильтры. Мазки снимались с наиболее загрязненных, не подвергавшихся дезактивации поверхностей внутренних помещений «Укрытия», на которых доля «посторонней», т.е. не связанной с выбросом, пыли была минимальной. После озонения фильтра получалась практически чистая проба поверхностного загрязнения. При микроскопическом исследовании отобранных образцов наблюдались частицы с черной или бурой неровной поверхностью, частицы кварца и частицы в виде металлических «капель».

Далее проводился цикл опытов по определению плотности частиц. Первые результаты по определению плотности частиц мелкодисперсного выброса были получены по скорости осаждения частиц в тяжелой жидкости (муравьино-малоновокислый таллий, $\rho = 4,2 \text{ г/см}^3$). Результаты определения плотностей фракций частиц со средним диаметром d приведены в табл. 5.1. Абсолютная точность определения плотностей оценивается как $\pm 1 \text{ г/см}^3$.

⁹ По материалам [19].

Таблица 5.1. Средние значения плотностей топливосодержащих частиц

d , мкм	43,4	30,2	19,4	18,0	12,2	8,4	3,5
ρ , г/см ³	9,8	9,9	11,0	8,0	8,3	8,5	8,2

Данный эксперимент позволял выделять из пробы тяжелую (судя по результатам — топливную) фракцию, однако он не позволял определить плотности частиц меньшие, чем плотность седиментационной среды. Поэтому независимо проводились опыты по измерению плотностей образцов поверхностного загрязнения прямым методом, когда объемы взвешенных порошкообразных образцов измерялись по объемам вытесненной воды.

Средняя плотность макрообразцов составила 5,5 г/см³. Дальнейшее разделение по плотностям проводилось при разбавлении жидкости с плотностью 4,2 г/см³ водой до меньших плотностей: 2, 3 и 4 г/см³ соответственно, далее определялись доли «плавающих» и «тонущих» фракций образцов. В табл. 5.2 приведены массовые доли фракций частиц с различной плотностью в макрообразцах. В табл. 5.3 приведены удельные активности фракций частиц мелкодисперсного выброса (поверхностного загрязнения) с различной плотностью¹⁰.

Таблица 5.2. Массовые доли частиц с различной плотностью в макрообразцах поверхностного загрязнения

ρ , г/см ³	≤ 2	2—3	3—4	7 $\pm$ 3
% в пробе	5,2	10	11,5	75,3

Таблица 5.3. Удельные активности фракций мелкодисперсного выброса с различной плотностью (отобранные 1—7 августа 1990 г.), Бк/г

Нуклид	ρ , г/см ³			
	≤ 2	2—3	3—4	7 $\pm$ 3
¹⁴⁴ Ce	$1,7 \cdot 10^6$	$1,6 \cdot 10^6$	$4,6 \cdot 10^6$	$1,3 \cdot 10^7$
¹⁰⁶ Ru	$8,5 \cdot 10^4$	$3,0 \cdot 10^5$	$2,2 \cdot 10^6$	$6,9 \cdot 10^6$
¹³⁴ Cs	$2,7 \cdot 10^5$	$1,7 \cdot 10^6$	$2,9 \cdot 10^6$	$2,8 \cdot 10^6$
¹³⁷ Cs	$2,0 \cdot 10^6$	$1,4 \cdot 10^7$	$2,5 \cdot 10^7$	$2,5 \cdot 10^7$
¹²⁵ Sb	—	$8,6 \cdot 10^4$	$3,8 \cdot 10^5$	$7,3 \cdot 10^5$
¹⁵⁴ Eu	$8,5 \cdot 10^4$	$9,4 \cdot 10^4$	$1,8 \cdot 10^5$	$3,1 \cdot 10^5$
⁹⁰ Sr	$5,5 \cdot 10^6$	$7,4 \cdot 10^6$	$1,5 \cdot 10^7$	$3,3 \cdot 10^7$
²³⁸ Pu	$3,0 \cdot 10^4$	$4,0 \cdot 10^4$	$7,0 \cdot 10^4$	$1,5 \cdot 10^5$
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	$5,1 \cdot 10^4$	$7,5 \cdot 10^4$	$1,7 \cdot 10^5$	$4,2 \cdot 10^5$
²⁴¹ Am	$1,7 \cdot 10^4$	$3,5 \cdot 10^4$	$5,4 \cdot 10^4$	$7,8 \cdot 10^4$
²⁴² Cm	$1,1 \cdot 10^3$	$1,6 \cdot 10^3$	$2,2 \cdot 10^3$	$3,5 \cdot 10^3$
²⁴⁴ Cm	$4,5 \cdot 10^3$	$5,8 \cdot 10^3$	$8,3 \cdot 10^3$	$1,2 \cdot 10^4$

¹⁰ Авторы отмечают, что для Cs и Ru цифры занижены, поскольку в процессе обработки (пребывание в воде несколько суток) из образцов в водный раствор переходило около половины активности радионуклидов Cs и около 14% активности ¹⁰⁶Ru.

5.2.3. Исследования топливной пыли на поверхности развала в 1997 г.¹¹

До проведения работ по стабилизации объекта «Укрытие» главную опасность, исходящую от объекта, связывали с возможностью обрушения его верхних конструкций и выходом радиоактивной пыли в окружающую среду. Отсюда — попытки собрать максимально возможную информацию о количестве и свойствах топливной пыли, находящейся на верхних отметках объекта.

В 1997—1998 гг. группой сотрудников КИ, МНТЦ «Укрытие» и ЧАЭС впервые было проведено полномасштабное исследование запасов и свойств радиоактивной пыли в пространстве под кровлями объекта «Укрытие». В ходе кампании было отобрано 88 образцов, включая 38 образцов, собранных в центральном зале. Рис. 5.12 дает представление о топографии развала, а на рис. 5.13 указаны места отбора проб.

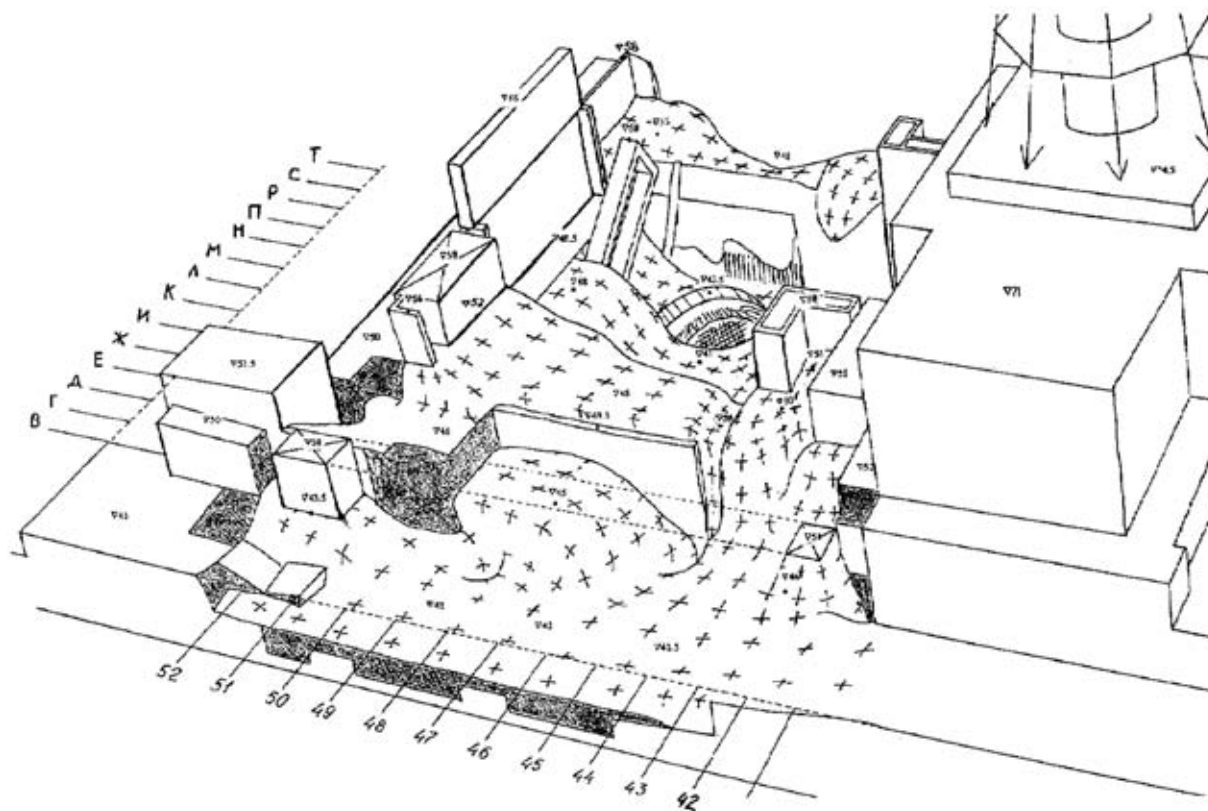


Рис. 5.12. «Холмы» материалов, покрытые топливной пылью, под кровлей ЦЗ «Укрытия»

Интенсивность пылепереноса в естественных условиях изучалась с помощью установленных на поверхности развала адсорбирующих планшетов.

Радионуклидный состав топливной пыли приведен в табл. 5.4 и 5.5. При рассмотрении данных этих таблиц необходимо учитывать, что среднее значение коэффициента эффективности снятия нефиксированного поверхностного загрязнения при отборе спиртовых мазков топливной пыли составляло приблизительно 0,5.

¹¹ По материалам [20, 21].

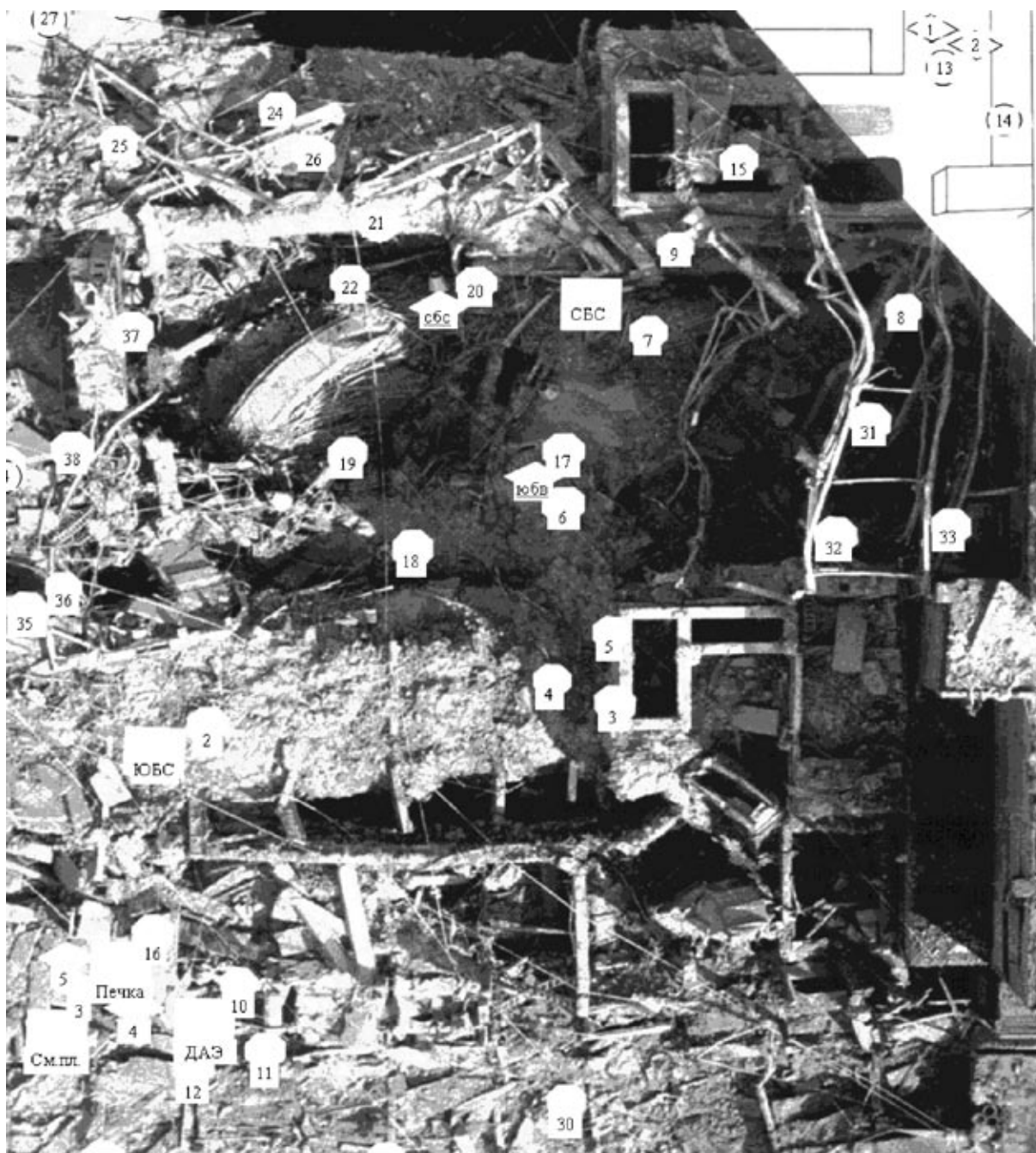


Рис. 5.13. Места отбора образцов с помощью мазка в центральном зале (цифры на плашке)

Поэтому для перехода к величине истинного поверхностного загрязнения необходимо величины, указанные в таблицах (за исключением значения выгорания), умножить на 2.

Таблица 5.4. Радионуклидный состав топливной пыли (продукты деления и активации) (приведены усредненные данные по 37 пробам)

Плотность поверхностного загрязнения, пересчет на 26.04.1986 г., МБк/м ²				
¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹²⁵ Sb	⁹⁰ Sr	⁶⁰ Co
1,11 · 10	1,95 · 10	2,10	9,11	1,32 · 10 ⁻¹

Таблица 5.5. Радионуклидный состав топливной пыли (трансурановые элементы и другие характеристики) (приведены усредненные данные по 37 пробам)

Плотность поверхностного загрязнения, пересчет на 26.04.86 г., МБк/м ²			U, мг/м ²	Вес пыли, г/м ²	Выгорание, (по Cs), МВт · сут/ кг U	Выгорание, (по Pu), МВт · сут/ кг U
²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am				
$9,16 \cdot 10^{-2}$	$2,05 \cdot 10^{-1}$	$1,13 \cdot 10^{-2}$	18,5	7,14	12,6	12,3

Обработанные данные табл. 5.4 и 5.5 сведены в табл. 5.6. Обработка заключалась в следующем. Радиоактивность пыли была отнесена к 1 г урана (см. строку «Пыль, Бк/г(U)»). Полученная удельная активность пыли сравнивалась с величиной удельной активности расчетного состава топлива 4-го блока (см. «Пыль/расчеты»).

Таблица 5.6. Обработанные данные табл. 5.4 и 5.5. (значения активностей представлены в пересчете на 26.04.1986 г.)

Нуклид	¹³⁴ Cs	¹³⁷ Cs	¹²⁵ Sb	⁹⁰ Sr	²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	²⁴¹ Am
Пыль, Бк/г(U)	$6,0 \cdot 10^8$	$1,0 \cdot 10^9$	$1,1 \cdot 10^8$	$4,9 \cdot 10^8$	$5,0 \cdot 10^6$	$1,1 \cdot 10^7$	$6,1 \cdot 10^5$
Расчеты, Бк/г(U)	$8,9 \cdot 10^8$	$1,4 \cdot 10^9$	$7,8 \cdot 10^7$	$1,2 \cdot 10^9$	$6,8 \cdot 10^6$	$1,3 \cdot 10^7$	$8,7 \cdot 10^5$
Пыль/расчеты	0,7	0,8	1,4	0,4	0,7	0,8	0,7

Из данных, представленных в табл. 5.6, можно сделать ряд выводов.

1. По отношению к базовому составу топлива в изученных образцах наблюдается приблизительно 25 %-ное обеднение по радионуклидам цезия. Если принять во внимание результаты, полученные в 1989—1990 гг. для образцов из центрального зала (приблизительно 1,5-кратное обогащение по ¹³⁷Cs), то можно констатировать, что за 7 лет из развала 4-го блока произошло выщелачивание и смыв около 50 % цезия.
2. По отношению к базовому составу топлива в изученных образцах пыли наблюдается примерно 60 %-ное обеднение по ⁹⁰Sr. Сравнение этого значения с результатами 1989—1990 гг. [17, 18] позволяет констатировать, что за 7 лет из развала 4-го блока произошло выщелачивание/смыв около 60 % ⁹⁰Sr.
3. Трансурановые элементы в топливной пыли (с учетом результатов 1989—1990 гг., когда отношение «Пыль/база» также равнялось 0,7—190,8) за 7 лет не претерпели значительного изменения своего химического состояния и не образовали за это время соединений, достаточно хорошо растворимых в воде.

В специальных экспериментах определялось соотношение снимаемого и полного загрязнения на поверхностях «развала» для определения того, какая часть топливной пыли может подняться в воздух при обрушении конструкций при аварии. Для 7 образцов была измерена плотность снимаемого загрязнения на спиртовой мазок, а затем проводилось практически полное выщелачивание радионуклидов и урана с поверхности этих образцов методом нагревания в концентрированной азотной кислоте. Оказалось, что доля снимаемого загрязнения составляет около 2 % общего поверхностного.

Основными выводами из всего проведенного цикла работ стали оценки количества пыли на поверхности развала и ее способности к подъему в воздух.

С учетом площади горизонтальной проекции поверхности всего развала, способной к пылегенерации, интегральный запас топливной пыли на этой поверхности составляет около 5 т (по урану), из которых около 100 кг могут быть отнесены к снимаемому загрязнению.

Можно предположить, что масса топливной пыли в глубине завала существенно больше, чем на его поверхности. Значение ~ 30 т (по урану) для оценки общей массы топлива, находящегося в виде пыли во всех помещениях объекта «Укрытие», представляется хотя и консервативным, но разумным (см. [21—23]).

5.2.4. Проблема субмикронных аэрозолей

Проблема субмикронных аэрозолей была поднята в научной печати в 2001—2002 гг. Она была связана с публикацией работ [24—26], в которых утверждалось, что аномально большая часть аэрозолей в «Укрытии» (по сравнению с предыдущими исследованиями и данными мировой практики) имеет субмикронные размеры. Поскольку дисперсный состав радиоактивных аэрозолей относится к важнейшим факторам, определяющим дозу внутреннего облучения персонала, требования к средствам защиты и контроля, наконец, к стратегии дальнейшего преобразования «Укрытия», работы эти привлекли повышенное внимание. В дальнейшем их результаты использовались для обоснования теории внезапного разрушения лавообразных ТСМ, о которой будет сказано далее.

Перечисленные выше причины вызывают необходимость более подробного рассмотрения этой проблемы. Опыт и теоретические исследования показывают, что для аппроксимации результатов измерений дисперсного состава аэрозоля (ансамбля частиц) более всего подходит функция логарифмически нормального (логнормального) распределения. Его графическое изображение представлено на рис. 5.14.

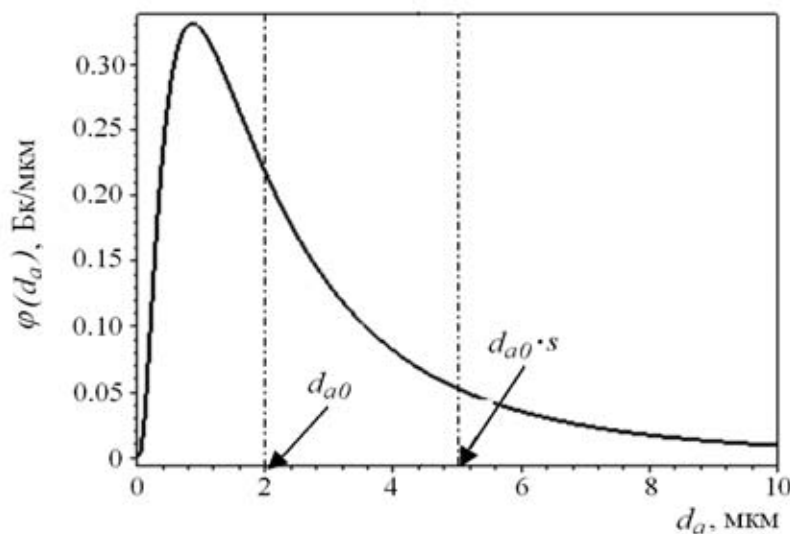


Рис. 5.14. Плотность логнормального распределения с параметрами $q = 1$ Бк, $d_{a0} = 2$ мкм, $s = 2,5$ в линейном масштабе

На графике d_a — аэродинамический диаметр частицы¹², мкм;

q — активность аэрозоля, Бк (на графике $q = 1$ Бк);

s — стандартное геометрическое отклонение (СГО) (на графике $s = 2,5$);

d_{a0} — аэродинамический медианный по активности диаметр (АМАД) аэрозоля, мкм (на графике, $d_{a0} = 2$ мкм);

АМАД и СГО — параметры распределения, которые характеризуют не отдельную частицу, а аэрозоль в целом: 50% активности аэрозоля сосредоточено на частицах меньшего размера, а 50% — на частицах большего размера, чем АМАД. СГО указывает на разброс диаметров частиц относительно АМАД¹³.

Минимальный размер (аэродинамический диаметр) частиц, которые еще могут быть разделены обыкновенным инерционным импактором, около $\sim 0,5$ мкм. Более мелкие частицы задерживаются конечным (выходным) фильтром — эти частицы, АД которых находится внутри диапазона 0—0,5 мкм, называют обычно субмикронными аэрозолями.

В табл. 5.7 для примера приведены значения вклада субмикронной фракции для различных параметров логнормальных распределений.

Таблица 5.7. Вклад, δ , субмикронной фракции в суммарную активность аэрозоля для различных параметров логнормальных распределений (АМАД и СГО)

АМАД, мкм	0,03	0,1	0,3	1,0	3,0	5,0	10
СГО	1,51	2,14	2,41	2,49	2,50	2,50	2,50
δ , %	100	98	72	22	2,5	0,6	0,05

Исследования дисперсного состава аэрозолей разрушенного блока, выполненные в мае 1986 г., показывали, что величины АМАД лежат в области (0,4—0,7) мкм, что вполне объяснимо протекавшими в то время процессами формирования аэрозолей.

В последующие годы многочисленные измерения, выполненные с помощью каскадных импакторов и многослойных фильтров (см., например, [16, 29—33]), давали для АМАД значения более 1,5 мкм. При этом вклад субмикронных аэрозолей составлял менее 15%. Это находится в хорошем согласии с обычными величинами для атомной энергетики и промышленности [34, 35].

Как уже говорилось, результаты исследований [24—26], выполненные с помощью импактора Sierra model 235, существенно отличались от данных других групп. Измеренное в них распределение активности аэрозоля по диаметрам частиц не являлось логарифмически нормальным, при этом субмикронная компонента выделялась в виде острого пика, а вклад субмикронных аэрозолей в активность воздуха составлял в среднем 34%.

В результате детального анализа проведенных специалистами ЧАЭС экспериментов [36] была установлена основная и вполне конкретная причина, по которой данные, полученные в этих работах, следует признать ошибочными. Это — нарушение технологии пробоотбора. Отбор аэрозолей производился на *сухие* подложки (фильтры), следовало же

¹² Вероятность осаждения, задержки аэрозольной частицы, которая попадает вместе с потоком воздуха, в дыхательные пути, в импактор или на фильтр респиратора зависит от ее размера, геометрической формы, плотности. Существует один обобщенный параметр, который учитывает все свойства частицы, существенные для ее осаждения. Это АД — аэродинамический диаметр частицы. Частицы с одинаковыми АД будут задерживаться одинаково.

¹³ Подробнее см. [27, 28].

применять фильтры, пропитанные минеральным маслом. Эта простая мера ликвидирует (минимизирует) отскок аэрозольных частиц от пластин импактора и, как следствие, устраняет искажение результата измерения.

Необоснованное преувеличение вклада субмикронных аэрозолей приводит к завышенным дозовым коэффициентам [37, 38], что влечет за собой применение избыточных мер защиты от внутреннего облучения, дополнительные трудозатраты и снижение производительности труда. Кроме того, высокий фон субмикронных аэрозолей может существенно изменить подходы к проектированию и строительству НБК и привести к возрастанию финансовых затрат на его создание.

В заключение следует привести следующие данные.

Начиная с 2003 г. многочисленными исследованиями АМАД активных аэрозолей, выбрасываемых из объекта «Укрытие» через вентиляционную трубу, было подтверждено, что носителями радионуклидов «чернобыльского генезиса» в подавляющем большинстве остаются частицы с АМАД 2—6 мкм. Это иллюстрируется рис. 5.15.

На рис. 5.15 изображены также величины АМАД для радиоактивных аэрозолей носителей дочерних продуктов радона и торона, не связанных с разрушением ТСМ. Их, действительно, следует отнести к «субмикронным аэрозольям» (возможно, это еще одна причина ошибок в обсуждавшихся выше работах о появлении аномального количества субмикронных аэрозолей).

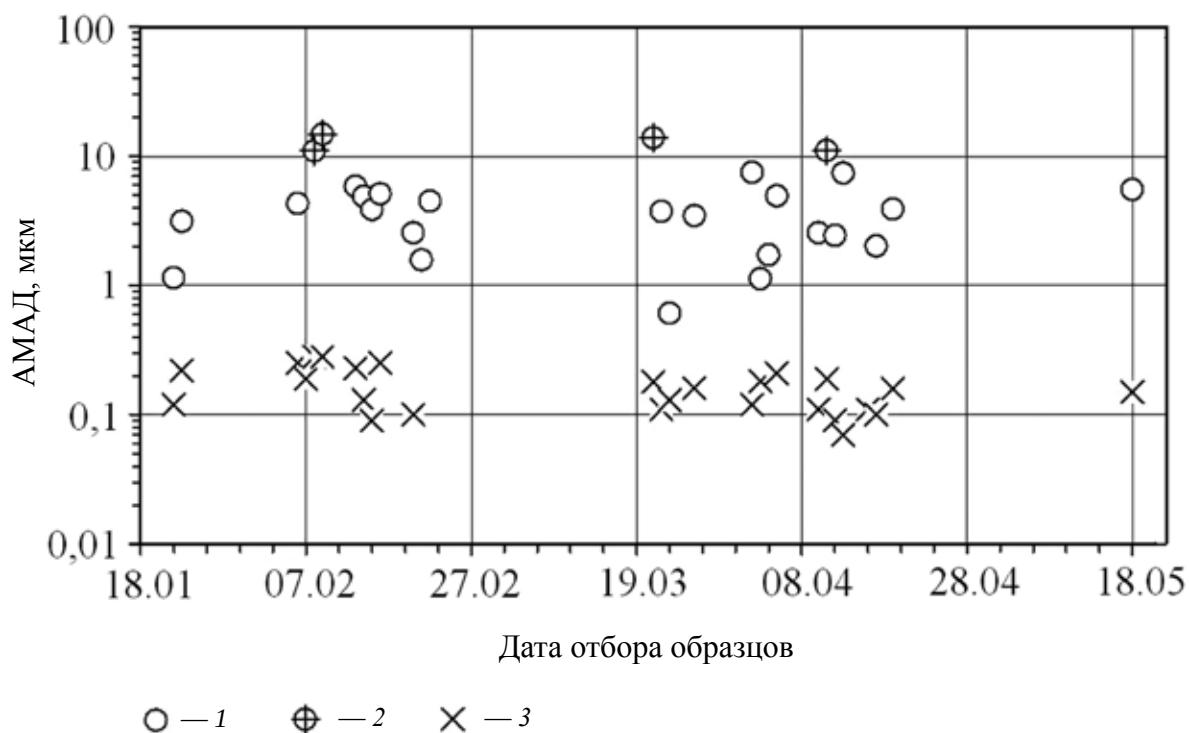


Рис. 5.15. АМАД аэрозолей-носителей радионуклидов — продуктов Чернобыльской аварии и дочерних продуктов радона и торона в байпасе объекта Укрытие в 2007 г.

1 — сумма бета-радионуклидов; 2 — сумма бета-радионуклидов с АМАД > 8 мкм;
3 — долгоживущие продукты распада радона и торона

В то же время в работе [39] в течение двух лет — 2006—2008 гг. — проводился мониторинг радиоактивных аэрозолей в пом. 207/4 и 318/2, имеющих воздушные связи с помещениями, в которых находятся скопления ТСМ: «Исследовалось распределение по трем группам аэрозолей: с $AD \geq 2$ мкм; $0,6 \text{ мкм} \leq AD \leq 2,0 \text{ мкм}$ и $AD \leq 0,6 \text{ мкм}$ и суммарные объемные концентрации радиоактивных аэрозолей, содержащие долгоживущие альфа-, бета-излучатели, отдельно ^{137}Cs и ^{212}Pb . Выявлена тенденция роста концентрации мелкодисперсной фракции аэрозолей, содержащих долгоживущие альфа-излучатели».

В «Выводах» авторы пишут: «Можно предположить, что причиной проявления указанной тенденции явился предсказанный в работе [40] эффект постепенного пополнения мелкодисперсной фракции радиоактивных аэрозолей частицами, генерируемыми поверхностями ТСМ».

Таким образом, вопрос об увеличении со временем в воздухе объекта «Укрытие» количества субмикронных аэрозолей требует дальнейшего изучения. Мы вернемся к его рассмотрению в главе 12.

Литература

1. Mac-Donald P.E., Seiffert S.L., Martinson Z.R. et al. Assessment of light-water reactor fuel damage during a reactivity-initiated accident // Nucl. Safety. 1980. Vol. 21 (5). P. 582—602.
2. Tsuruta T., Ochiai M., Saito S. Fuel fragmentation and mechanical energy conversion ratio at rapid deposition of high energy in LWR Fuel // Nucl. Sci. and Techn. 1985. Vol. 22 (9). P. 742—754.
3. Егорова Л.А., Павиук В.А., Асмолов В.Г. и др. Анализ результатов ампульных динамических испытаний модельных ТВЭЛов типа ВВЭР на реакторах ИГР и ГИДРА : Внутренний отчет ИАЭ им. И.В. Курчатова. М., 1986.
4. Авария на Чернобыльской АЭС и ее последствия : Информация, подготовленная для совещания экспертов МАГАТЭ, Вена, 25—29 августа 1986 г. М.: ГКИАЭ, 1986.
5. Велихов Е.П., Пономарев-Степной Н.Н., Асмолов В.Г. и др. Современные представления о возникновении и развитии аварии на ЧАЭС // Междунар. конф. ЕЯО «Ядерные аварии и будущее ядерной энергетики», Париж, апрель 1991 г. : докл.
6. Чернобыльская авария: дополнение к INSAG-1 INSAG-7 : Доклад Международной консультативной группы по ядерной безопасности. Вена, 1993. 159 с.
7. Abagyan A.A., Adamov E.O., Burlakov E.V. et. al. Chernobyl accident causes: overview of studies over the decade // IAEA : Intern. conf. «One decade after Chernobyl: nuclear safety aspects», Vienna, April 1—3 1996. 1996. P. 46—65.
8. Э.М. Пазухин. Взрыв водородно-воздушной смеси как возможная причина разрушения центрального зала 4-го блока Чернобыльской АЭС во время аварии 26 апреля 1986 г. // Радиохимия. 1997. Т. 39, вып. 4. С. 379—384.
9. С.А. Кабакчи, Г.П. Булгакова. Радиационная химия в ядерном топливном цикле (Глава 9 Моделирование образования водорода при аварии реактора РБМК). Адрес в Интернете: www.chem.msu.ru/rus/teaching/kabakchi/9.html

10. Iwasaki M., Sacurai T., Ishikawa N., Kobayashi Y. Oxidation of UO₂ Pellets in Air // J. of Sci. and Techn. 1968. Vol. 5 (12). P. 652—653.
11. Каушаров В.А. Оценка и прогнозирование радиоэкологической обстановки при радиационных авариях с выбросом частиц облученного топлива (на примере аварии на Чернобыльской АЭС) : Дис. ... д-ра биологич. наук. Киев, 1999. 389 с.
12. Chamberlain A. // *Quart. J. Roy. Meteorol. Soc.* 1959. Vol. 85, № 336. P. 350.
13. Стыро Б.И., Матулявичне В.И. Радиоактивные изотопы и их использование в метеорологии. М.: Атомиздат, 1965. С. 28.
14. Лощилов Н.А., Каушаров В.А., Юдин Е.Б. и др. Ингаляционное поступление радионуклидов при сельскохозяйственных работах на территориях, загрязненных в результате Чернобыльской аварии // Гигиена и санитария. 1993. №5. С. 41—60.
15. ACE MCCI Test L4. Test Data Report. Vol. II. Aerosol Analysis. ACE-TR-C30, Argonne National Laboratory, February 1992.
16. Огородников Б.И., Пазухин Э.М., Ключников А.А. Радиоактивные аэрозоли объекта «Укрытие», 1986—2006 гг. Чернобыль, 2008. 455 с.
17. Богатов С.А., Лебедева Л.И., Левина Л.А. и др. Физико-химические характеристики радиоактивных аэрозолей во внутренних помещениях «Саркофага». Препринт ИАЭ им. И.В. Курчатова ИАЭ-5435/3. М., 1991. 24 с.
18. Богатов С.А., Боровой А.А., Дубасов Ю.В., Ломоносов В.В. Форма и характеристики частиц топливного выброса при аварии на Чернобыльской АЭС // Атомная энергия. 1990. Т. 69, вып.1. С. 36—40.
19. Богатов С.А., Боровой А.А. О некоторых свойствах топливосодержащих частиц, образовавшихся при аварии на Чернобыльской АЭС, и особенностях формирования топливного выброса. Препринт ИАЭ им. И.В. Курчатова ИАЭ-5444/3. М., 1991. 30 с.
20. Получение экспериментальных данных для определения современного состояния пылевого загрязнения и проведение количественных оценок последствий радиационной аварии на объекте «Укрытие» : Отчет по второму этапу договора 78/96 ТО ОУ № 1432. / Отв. исполнитель С.А. Богатов. Чернобыль, 1997.
21. Богатов С.А., Боровой А.А. Оценка запасов и определение свойств пылевого загрязнения в подкровельном пространстве объекта «Укрытие». Препринт МНТЦ «Укрытие» № 002. Чернобыль, 2000. 16 с.
22. Богатов С.А. Оценка количества пыли, способной ко вторичному подъему при обрушении кровельных конструкций объекта «Укрытие». Препринт ИАЭ им. И.В. Курчатова ИАЭ-6210/1. М., 2000. 25 с.
23. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации : Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исп. А.А. Боровой. Чернобыль, 2001. 337 с.
24. Bondarenko O.A., Aryasov P.B., Melnichuk D.V., Medvedev S.Y. Analysis of aerosol distribution inside the object «Shelter» at the Chornobyl nuclear reactor site // Health Physics. 2001. Vol. 81, № 2. P. 114—123.
25. Бондаренко О.А., Арясов П.Б., Мельничук Д.В. и др. «Субмикронные аэрозоли Объекта «Укрытие» // Проблемы Чернобыля. Вып. 10, ч. 2. Чернобыль, 2002. С.140—153.
26. Bondarenko O.A., Aryasov P.B., Melnichuk D.V. et al. Current status of individual internal dose monitoring at the object shelter of the chornobyl site // Intern. conf. on occupational

- radiation protection: «Protecting Workers against Exposure to Ionizing Radiation», Geneva, Switzerland, 26—30 August 2002. IAEA-CN-91/60. P. 256—260.
27. Фукс Н.А. Механика аэрозолей. М.: Изд-во АН СССР, 1955. 352 с.
 28. И.В. Петрянов-Соколов. Аэрозоли. М.: Наука, 1989. 453 с.
 29. Кузьмина И.Е. Экспериментальные исследования дисперсного состава аэрозолей объекта «Укрытие» // Проблемы Чернобыльской зоны відчуження. Київ: Наукова думка, 1994. Вип. 1. С. 124—128.
 30. Цовьянов А.Г. и др. Оценка ведущих и дозообразующих факторов внешнего и внутреннего облучения с обеспечением индивидуального группового биофизического контроля : Отчет Ин-та биофизики МЗ РФ, инв. № 113. М., 1994. 60 с.
 31. Оценка запасов радиоактивной пыли в пространстве бывшего центрального зала 4-го энергоблока и характеристики частиц пылевого загрязнения : Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3712. Чернобыль, 1997.
 32. Исследование радиоактивных аэрозолей в объекте «Укрытие» Чернобыльской АЭС методом трехслойных фильтров в декабре 2000 г. : Научный отчет по теме 4-10-17-01 / Отв. исп. Б.И. Огородников. М.: НИФХИ им. Л.Я. Карпова, 2001. 35 с.
 33. Огородников Б.И., Будыка А.К., Павлюченко Н.И., Меленевский А.Э. Концентрации и дисперсность радиоактивных аэрозолей на крыше объекта «Укрытие» и в его окрестностях в 2002 г. // Проблемы Чернобыля. 2002. Вып. 13. С. 74—80.
 34. Dorrian M.D., Bailey M.R. Particle size distribution of radioactive aerosols measured in the work-place // Radiat. Prot. Dosim. 1995. Vol. 60. P. 119—133.
 35. Огородников Б.И. Дисперсность радиоактивных аэрозолей на рабочих местах // Атомная техника за рубежом. 2000. № 11. С. 12—20.
 36. Происхождение субмикронной фракции в результатах измерений дисперсного состава аэрозолей объекта «Укрытие» : Отчет ГСП ЧАЭС, инв. ТО ОУ № 364 от 20.12.2002 г. / Исп. А.К. Сухоручкин. Славутич, 2002. 22 с.
 37. Vargo G.J. The ICRP database of dose coefficients: workers and members of the public, version 1.0, an extension of ICRP Publication 68 and 72 // Health Physics. 2000. Vol. 78, №3. P. 343.
 38. The ICRP database of dose coefficients: Workers and members of the public. ICRP CD-ROMS (Version One). 1999.
 39. Бадковский В.П., Ключников А.А., Кравчук Т.А. и др. Мониторинг аэрозольной обстановки в некоторых подреакторных помещениях объекта «Укрытие» // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. Чернобыль, 2008. Вип. 10. С. 99—110.
 40. Baryakhtar V., Gonchar V., Kluchnicov A., Zhidkov A. Dust productivity of fuel-containing materials of Shelter object: experimental data, physical mechanisms, possible technology of prevention // Scientific-Technical Collection Problems of Chomobyl. 1999. Vol. 5.

ЛАВООБРАЗНЫЕ ТОПЛИВОСОДЕРЖАЩИЕ МАТЕРИАЛЫ. ОБРАЗОВАНИЕ ЛАВЫ И ЕЕ СВОЙСТВА

6.1. Образование и растекание лавы

6.1.1. «Китайский синдром»

Как говорилось (см. главу 4) ранее, уже на первом заседании Правительственной комиссии обсуждался вопрос о том, что существует опасность теплового разрушения или плавления строительных конструкций ядерным топливом, оставшимся в шахте реактора 4-го блока. Этот процесс получил название «китайский синдром» по названию художественного фильма, снятого по мотивам событий, происшедших во время аварии 1979 г. на АЭС «Три Майл Айленд» («Трехмильный остров») в штате Пенсильвания, США. В результате аварии там расплавилось около половины активной зоны реактора.

Перед коллективом специалистов филиала Курчатовского института, возглавляемого Е.П. Велиховым, В.Д. Письменным, А.М. Дыхне и Л.А. Большовым, была поставлена задача: в кратчайшие сроки определить насколько реальна эта опасность, возможен ли выход больших количеств расплавленных радиоактивных материалов за пределы реактора, в подреакторные помещения, парораспределительный коридор, бассейн-барбатор и последующее попадание их в грунтовые воды. Необходимо было выработать предложения по мерам предотвращения таких сценариев.

В отличие от США, которые после аварии на АЭС «Три Майл Айленд» стали проводить масштабные экспериментальные и расчетно-теоретические исследования тяжелых аварий с разрушением активной зоны реактора, в Советском Союзе таких исследований не проводилось. Мировой опыт, в частности созданный в США комплекс программ STCR, был недоступен по многим причинам, в том числе из-за режима секретности, установленного для работ по ЛПА на ЧАЭС. При этом последующее детальное знакомство с комплексом STCR, изначально предназначенного для моделирования тяжелых аварий с разрушением корпуса водо-водяного реактора, показало, что модели, заложенные в этот комплекс, не охватывали сценариев и процессов, характерных для аварий на ЧАЭС.

Кроме того, в первых числах мая 1986 г. практически отсутствовали какие-либо достоверные данные о состоянии реактора и ядерного топлива. В частности, неизвестны были результаты сброса около 5000 т песка, свинца и других материалов в шахту реактора. Также неизвестны были данные о состоянии металлоконструкций и графитовой кладки.

Отсутствовали какие-либо достоверные данные о процессах горения графита и выхода продуктов деления из топливной матрицы. Интенсивность этих процессов, в том числе с учетом эффекта Вигнера и возможного горения циркония, в значительной мере влияла на общее тепловыделение. В этих условиях было сложно с необходимой полнотой и достоверностью промоделировать поведение топлива и его взаимодействие с окружающими материалами, строительными и металлоконструкциями.

Учитывая отсутствие наработанных теоретических моделей и компьютерных программ, достоверных исходных данных, короткие сроки и ответственность решений, которые должны были быть приняты на основе теоретического и расчетного анализа поведения топлива 4-го блока, 5 мая была создана группа теоретиков (Р.В. Арутюнян, Л.А. Большов, А.М. Дыхне) для разработки сценариев и теоретических моделей поведения топлива и исходных постановок для расчетного моделирования. Для разработки расчетных программ и моделирования с их помощью процессов поведения топлива в 4-м блоке ЧАЭС были созданы две группы математиков-вычислителей, которые независимо вели параллельные расчеты по различным программам на ЭВМ ЕС-1060 (руководитель — В.П. Киселев) и БЭСМ-6 (руководитель — С.Ю. Чернов). Сравнение результатов расчетов независимых групп позволяло быстро находить неизбежные в условиях крайне ограниченного времени ошибки программирования.

В течение первых нескольких дней были разработаны базовые теоретические модели поведения плоских слоев, шаровых и цилиндрических фрагментов топливосодержащих масс. Были проведены оценки критических размеров скоплений топлива, способных проплавливать строительные конструкции в различных условиях. На их основе были созданы компьютерные программы для одно-, двух- и трехмерного расчетного моделирования взаимодействия топливосодержащих масс с окружающими материалами и их движения. Были оценены характерные скорости перемещения топливосодержащих масс при различных предположениях о выходе продуктов деления из таблеток диоксида урана и соответственно удельном объемном тепловыделении в топливосодержащих массах, их различных размерах, и условиях теплосъема со свободных поверхностей за счет теплового излучения и конвективного съема тепла воздушными потоками.

За считанные дни удалось проанализировать различные системы, предлагавшиеся для удержания топлива, и провести расчетно-теоретическое обоснование системы гарантированного удержания расплава топлива с помощью специальной плиты-ловушки, охлаждаемой водой.

Разработанные за короткое время физические модели и пакеты программ требовали объективной экспериментальной проверки хотя бы на качественном уровне. Поэтому одновременно с созданием программ и проведением расчетов началось экспериментальное моделирование движения источников тепла в различных средах. В экспериментах, проведенных под руководством В.Д. Письменного и Ф.К. Косырева, топливо имитировали полые металлические цилиндры, разогревавшиеся излучением технологического CO_2 -лазера и, по мере проплавления песка или бетона, опускавшиеся в их расплаве. Динамика их движения и измеренные термопарами значения температур сравнивались с результатами расчетов. Одновременно были поставлены эксперименты по исследованию взаимодействия необлученных таблеток диоксида урана с расплавами бетонов, создаваемых лазерным излучением.

В последующем более детальные исследования взаимодействия диоксида урана с расплавами, в том числе магнезитового бетона и песка, были проведены в Институте металлофизики Украинской академии наук, под руководством академика В.Г. Барьяхтара. В частности изучались процессы растворения таблеток диоксида урана в расплавах бетона и песка, важные для определения условий и температур растворения таблеток урана в расплавах различного состава. Эти процессы существенно влияли на возможные значения объемного тепловыделения за счет распада продуктов деления, оставшихся в топливе, и формирование тепловых характеристик образующихся в результате взаимодействия диоксида урана со строительными конструкциями топливосодержащих масс.

Таким образом, в течение первой недели на основе теоретических оценок и результатов численного моделирования были получены следующие основные выводы:

— высока вероятность реализации условий, при которых будет проплавлена опорная плита реактора (схема «ОР»);

— при выходе топливосодержащих масс в подреакторные помещения наиболее вероятен сценарий их остановки и замерзания за счет растекания и охлаждения собственным тепловым излучением с поверхности. Важную роль в остановке топливных масс при растекании будет играть металлическая плакировка поверхности бетонных конструкций подреакторных помещений;

— понимание принципиальной важности механизмов растекания и охлаждения топливосодержащих масс за счет собственного теплового излучения легло в основу рекомендации авторов группы об отмене рассматривавшегося решения о заливке подреакторных помещений магнезитовым бетоном для предотвращения движения топлива вниз. Так, были сформулированы возражения против предлагавшегося способа остановки движения расплава с помощью заливки бетоном помещений бассейна-барботера. Расчеты показывали, что в этом случае топливо, дойдя по паросбросным трубам до первого этажа бассейна-барботера на фундаментную плиту, в отсутствие охлаждения сверху с большой вероятностью проплавило бы ее;

— наряду с процессами растекания и затвердевания топливосодержащих масс фрагменты с характерными размерами 20—30 см и более, расположенные на расстояниях сравнимых с их размерами, в результате взаимного теплового влияния могут сливаться и двигаться вниз, проплавливая подстилающие конструкции. Повторное движение затвердевших в результате растекания топливных масс возможно в результате закрытия их свободной поверхности в случае обрушения поврежденных строительных конструкций, в том числе за счет прогрева остаточным тепловыделением или заливки топливосодержащих масс свежим бетоном в процессе строительства саркофага,

— на основе расчетных оценок и массовых расчетов различных сценариев поведения топливосодержащих масс с варьированием параметров в диапазоне их неопределенностей с учетом достоверности знаний о состоянии топлива и конструкций в 4-м блоке в первой половине мая был сделан вывод о маловероятном, но принципиально возможном сценарии проникновения топлива в нижние помещения бассейна-барботера и их попадании на фундаментную плиту 4-го блока. Исходя из принятой концепции ликвидации аварии о гарантированном предотвращении попадания радионуклидов в грунтовые воды, была сделана рекомендация о необходимости сооружения подфундаментной водоохлаждаемой плиты — ловушки для расплава топлива.

В начале мая Правительственная комиссия рассмотрела различные предложения по предотвращению загрязнения грунтовых вод. В основном обсуждались три способа остановить раскаленное ядерное топливо:

- проложить под фундаментом реакторного отделения трубопроводы, охлаждаемые жидким азотом;
- закачать в подреакторное пространство (в бассейн-барботер) бетон на магнезитовой основе, обладающей повышенной теплопроводностью;
- соорудить водо-охлаждаемую подфундаментную плиту.

Был принят третий вариант, опирающийся на расчеты плиты-ловушки, выполненные в филиале Курчатовского института. Ее сооружение было поручено Минуглепрому СССР, Минсредмашу и Минэнерго СССР.

Полностью сооружение подфундаментной плиты под реактором благодаря самоотверженной работе шахтеров, инженеров, вспомогательного персонала завершилось в конце июня 1986 г.

Уже позже, к осени 1986 г., разведывательные группы получили доказательства того, что процесс прожигания перекрытий хотя и начался (частично расплавлены конструкции основания реактора, плита между подаппаратным помещением и ПРК на отм. 9 м разрушена), но не привел к видимому разрушению фундаментной плиты, что соответствовало рассмотренным сценариям с возможностью растекания топливосодержащих масс и их затвердевания за счет собственного теплового излучения.

При этом надо понимать, что именно сложившаяся после взрывов геометрия разрушений предотвратила дальнейшее развитие «китайского синдрома».

В случае заливки подреакторных помещений магнезитовым бетоном, вероятным оказался бы сценарий перемещения топливосодержащих масс через паросбросные трубопроводы на фундаментную плиту с последующим ее проплавлением.

Работа, выполненная специалистами филиала Курчатовского института, явилась и отправной точкой и фундаментом для более поздних расчетов образования и растекания чернобыльской лавы, также как и для ряда работ по созданию моделей протекания аварий, сопровождающихся разрушением активной зоны АЭС.

Оригинальный текст отчета «Теоретический анализ и численное моделирование переноса тепла и миграции топлива в подстилающих грунтах и конструкциях АЭС при аварийных выбросах активной зоны» приводится в качестве Приложения 2 к настоящей работе.

Следование принятому в то время режиму секретности привело к тому, что даже в этом отчете с грифом ДСП отсутствует упоминание о 4-м блоке ЧАЭС и какие-либо конкретные привязки рассматриваемых моделей к ситуации на 4-м блоке. Также без ссылок на аварию на ЧАЭС эти результаты были опубликованы в 1989 г. в трудах Международной конференции по структурной механике и реакторным технологиям.

6.1.2. Образование лавы

С большим скоплением высокоактивного, напоминающего черное стекло материала исследователи, работавшие на 4-м блоке ЧАЭС, непосредственно столкнулись впервые осенью 1986 г. [1]. В одном из подреакторных пом. 217/2 была обнаружена гигантская застывшая капля, впоследствии получившая название «слоновья нога» (рис. 6.1). Величина МЭД у поверхности капли достигала 8000 Р/ч.

Уже первый анализ материала капли показал, что в основном она состоит из диоксида кремния с примесью других соединений, в том числе и соединений урана. Спектральный состав γ -активности образцов «слоновьяй ноги» полностью совпадал со спектральным составом облученного ядерного топлива, имеющим среднее для 4-го блока выгорание [2].



Рис. 6.1. «Слоновья нога» — лава, застывшая в виде большой капли в пом. 217/2

Таким образом, получила полное подтверждение гипотеза о плавлении топливом окружающих материалов и образовании своеобразной «чернобыльской лавы», об опасности которой говорилось выше.

Впоследствии лавообразные, содержащие ядерное топливо материалы (ЛТСМ) были обнаружены во многих подреакторных помещениях. В их состав входила значительная часть урана, находившегося до аварии в активной зоне и значительная часть наработанных в реакторе радионуклидов. Поэтому ЛТСМ стали предметом особо внимательного изучения.

К настоящему времени на основе значительного экспериментального материала создана модель образования лавы (см. [3—8]). Центр этого процесса находился в юго-восточной

части подапаратного пом. (305/2), а последовательность стадий образования лавы может быть описана следующим образом.

I. При вводе положительной реактивности ядерное топливо (UO_2), находящееся в ТВЭЛах, из-за интенсивного тепловыделения и малого теплосъема нагрелось до температуры плавления циркония — 1852°C). Циркониевая оболочка ТВЭЛов изнутри расплавилась и начала растворять в себе топливные таблетки с образованием жидкой уран-циркониевой эвтектики.

II. Взрывы, разрушившие активную зону, позволили этой эвтектике (и непосредственно топливу) вступить во взаимодействие с конструкционными материалами: металлом схемы «ОР», серпентинитовой засыпкой, песком, бетоном и т.д.

На основании результатов исследований 1986—2006 гг. в Курчатовском институте и ИПБ АЭС была создана модель расположения материалов 4-го блока в шахте реактора и подапаратном помещении через полчаса после начала аварии — в момент начала активного образования лавы. Результат этой работы [8] представлен на рис. 6.2. На рисунке видно, как пространственно располагались материалы, многие из которых вошли в состав лавы¹.

III. При контакте уран-циркониевой эвтектики с диоксидом кремния (основная составляющая лав) образовалась тройная система $\text{UO}_2\text{—SiO}_2\text{—ZrO}_2$. Минимальная температура поверхности ликвидуса этой системы равна температуре плавления тройной эвтектики и ориентировочно составляет 1500°C (рис. 6.3) [10].

IV. Дальнейший процесс лавообразования происходил при температурах² ($1500\text{—}2600^\circ\text{C}$). Минимальное значение температуры может быть обосновано необходимостью расплавления большой массы металла (в схеме «ОР»), максимальное — подтверждается присутствием в силикатной матрице глобул топлива с примесью циркония (система $\text{ZrO}_2\text{—UO}_2$) [11].

В процессе образования лавы при взаимодействии облученного топлива с конструкционными материалами в состав ЛТСМ кроме урана и циркония, кремния и кислорода вошло значительное количество других элементов (по данным элементного анализа ЛТСМ их около двух десятков).

Анализ установленных и возможных событий, происходивших в первое время после аварии, показывает, что существовало множество вариантов композиций топлива с другими материалами, попавшими в пом. 305/2 и шахту реактора после взрыва.

При этом естественно предположить существование нескольких очагов образования лав, каждый из которых имел свои характерные температуры и образовывал характерные для этого очага лавы с определенным составом. Например, эвтектическая смесь (см. рис. 6.3, температура $\sim 1500^\circ\text{C}$) имеет приблизительный состав (%): SiO_2 — 80; UO_2 — 15; ZrO_2 — 5. Интересно отметить, что максимальная концентрация топлива в стеклообразных образцах ЛТСМ составляет $\sim 15\%$.

¹ Не учитывались материалы, сброшенные с вертолетов, поскольку они практически не попали в шахту реактора [9].

² При образовании лав необходимо учитывать три источника тепла: остаточное тепловыделение ядерного топлива, горение графита и пароциркониевую реакцию.

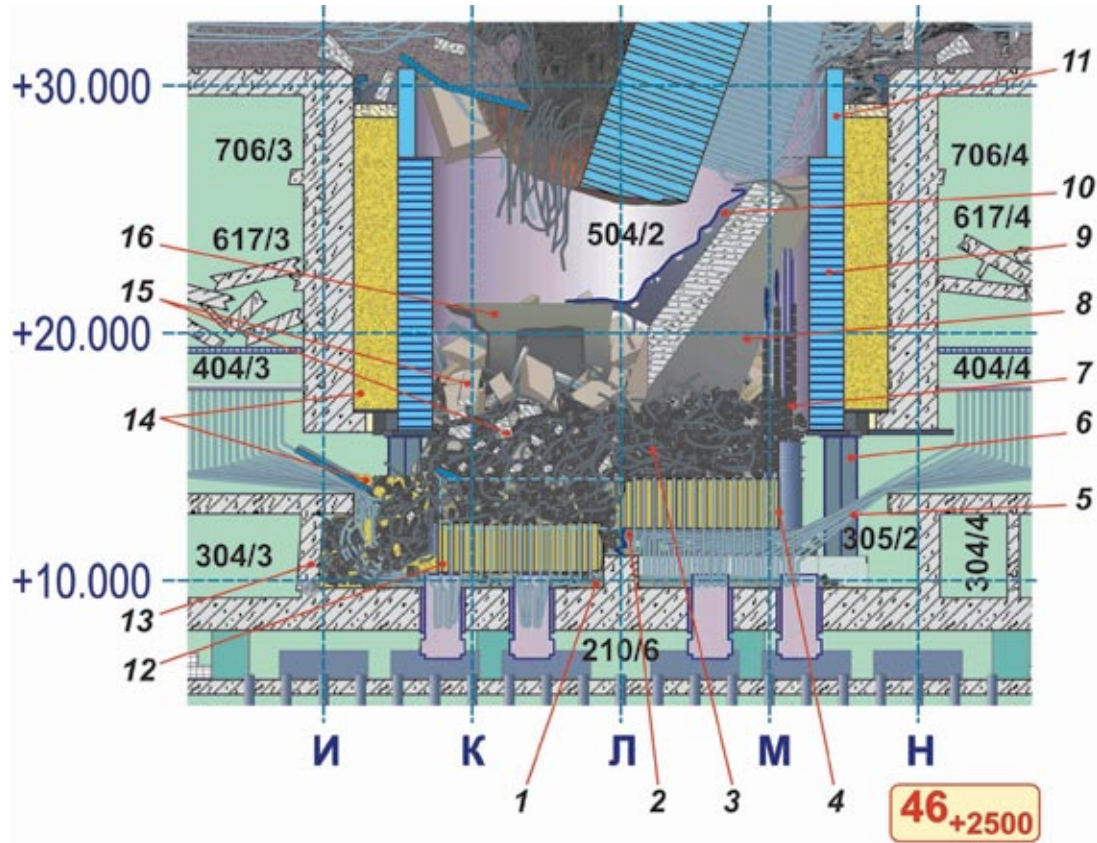


Рис. 6.2. Шахта реактора (пом. 504/2) и подаппаратное помещение (пом. 305/2) через полчаса после взрыва

1 — серпентинит схемы «ОР» и межкомпенсаторного зазора; 2 — смятая схема «С» («крест»); 3 — разрушенное топливо, топливные сборки, ТВЭЛы, ТК, графитовые блоки, бетон; 4 — опустившаяся на 3,8 м основная часть (¾) ОР; 5 — трубы НВК; 6 — дополнительная опора; 7 — отражатель (каналы и графитовые блоки); 8 — железобетонная плита (фрагмент стены бокса сепараторов), упавшая в шахту реактора; 9 — бак схемы «Л»; 10 — облицовка теплозащиты стены бокса сепараторов; 11 — бак схемы «Д»; 12 — отколовшаяся часть (¼) ОР, материалы которой вошли в состав ЛТСМ; 13 — поврежденная стена; 14 — песок шахтной засыпки; 15 — обломки железобетонных конструкций; 16 — фрагмент железобетонных конструкций

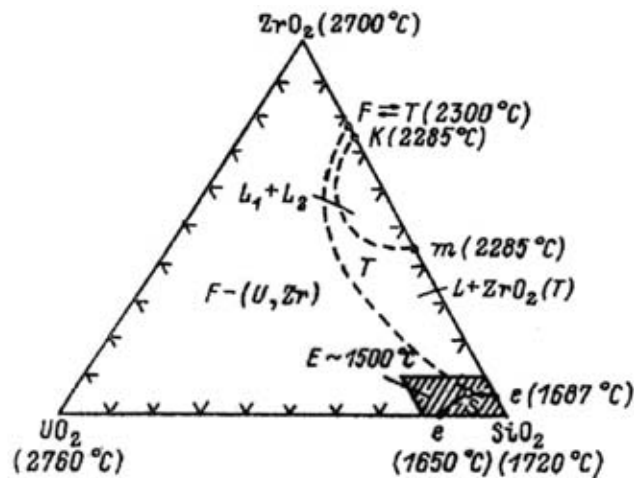


Рис. 6.3. Ориентировочная проекция поверхности ликвидуса тройной системы $\text{UO}_2\text{-SiO}_2\text{-ZrO}_2$
 F — поле первичной кристаллизации твердых растворов на основе оксидов U и Zr со структурой типа флюорита;
 T — поле первичной кристаллизации тетрагональной ZrO_2 ; S — поле кристаллизации SiO_2 (кristобалит).
 Заштрихованная область соответствует наиболее часто наблюдаемому составу ТСМ

При недостатке кремния и других материалов будет работать система $ZrO_2-УО_2$ с температурами 2500—2600 °С. Сам $УО_2$ в SiO_2 растворяется крайне медленно [12] (эвтектика в бинарной системе $УО_2-SiO_2$ образуется при относительном содержании оксида урана 13 % и имеет температуру плавления 1650 °С). В то же время добавление 10 % Al_2O_3 в расплав приводит к быстрому растворению топлива [12]. К таким же результатам приводит и добавление ZrO_2 .

Если основная часть лавы образовывалась при температуре ~ 1600 °С, то в отдельных очагах лавообразования могли быть достигнуты температуры, превышающие температуру плавления зерен урана». А в отдельных участках при «удачном» наборе материалов и соответствующей «организации» теплового режима процесс лавообразования мог начаться и при температуре около 1000 °С [13].

V. Несмотря на множество потенциальных возможностей, подавляющая часть ЛТСМ, которые обнаружили в помещениях блока, имела близкий химический состав. Это могло объясняться тем, что процесс образования металлокерамического расплава сопровождался перемешиванием за счёт газовыделения и конвективных потоков [3].

В работе [8] путем анализа собранных данных по состоянию разрушенных помещений, составу застывшей лавы и ее количеству и т. п. приводится перечень материалов, которые послужили исходным «сырьем» при образовании чернобыльских ЛТСМ.

Среди них:

- ядерное топливо ($УО_2$), до аварии находившееся в АЗ;
- цирконий из конструкций АЗ;
- сталь из различных металлоконструкций;
- строительный бетон, попавший в шахту реактора при взрыве, и бетон подреакторной плиты, вошедший в состав лавы при ее образовании;
- часть песка из пространства между баком «Л» и стенами шахты реактора;
- серпентинитовая смесь засыпки расплавленной части схемы «ОР» и часть серпентинитовой засыпки компенсаторного зазора.

Количественные данные приведены в табл. 6.1.

Таблица 6.1. Материалы, находившиеся в шахте реактора (пом. 504/2) и подаппаратном пом. 305/2 в стадии образования и растекания лавы и вошедшие в состав ЛТСМ

Материал	Присутствовало в помещениях 504/2* и 305/2 после аварии, т	Вошло в состав ЛТСМ, т
Топливо (У)	120	90
Сталь	1300**	< 20***
Серпентинитовая смесь	580	160
Бетон подреакторной плиты	—	130
Бетон строительных конструкций, попавший с верхних отметок	950	480
Материалы шахтной засыпки	300	280
Цирконий	?	45
Графит	750	Практически нет

* В границах реакторного пространства.

** Не учтены материалы схемы «С» и не расплавившиеся коммуникации низа реактора.

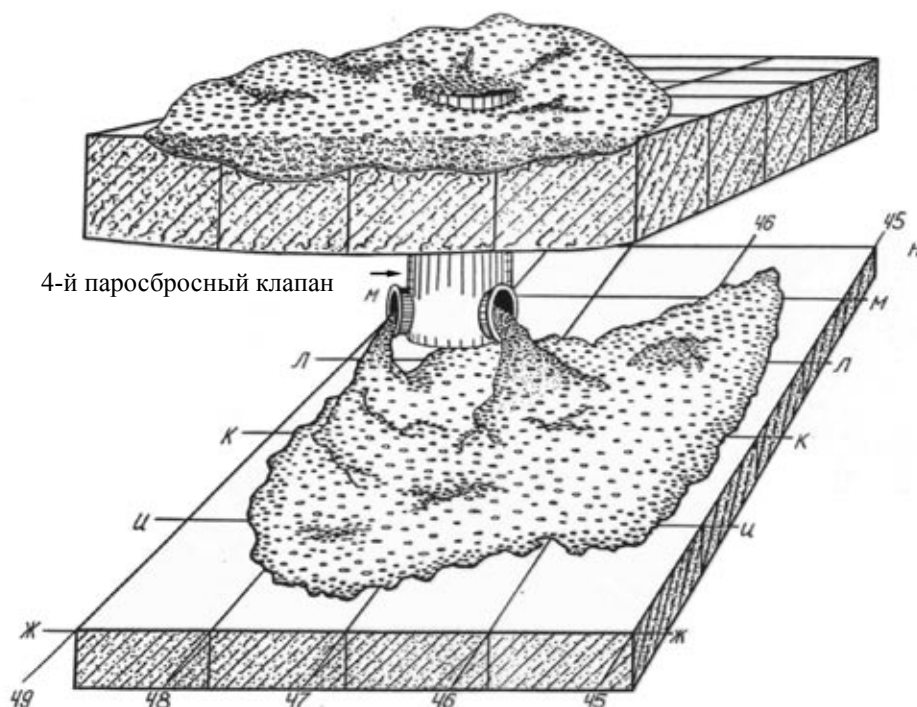
*** 330 т расплавилось и растеклось по подреакторным помещениям в металлическом виде.

6.1.3. Растекание лавы³

Образовавшийся в пом. 305/2 расплав распространялся по полу, достигал паросбросных клапанов, переливался внутрь и попадал в нижние помещения, созданные для локализации пара при проектной аварии: парораспределительный коридор (ПРК) и два этажа бассейна-барботера (ББ-1 и ББ-2), расположенные на отметках +6.000, +3.000 и 0.000 соответственно (рис. 6.4, 6.5).

Одновременно расплав распространялся и в горизонтальном направлении, так как в стене между пом. 305/2 и пом. 304/3 при аварии образовался пролом (рис. 6.6). Информация, имеющаяся о скоплениях лавы в различных помещениях объекта «Укрытия», будет анализироваться далее.

Подаппаратное помещение (пом. 305/2)



Парораспределительный коридор (пом. 210/7)

Рис. 6.4. Распространение лавы в пом. 305/2 и парораспределительном коридоре

Более подробная информация о скоплениях ЛТСМ, относящихся к вертикальным и горизонтальному потоку, будет приведена в главе 7.

³ По материалам [2, 3, 7].

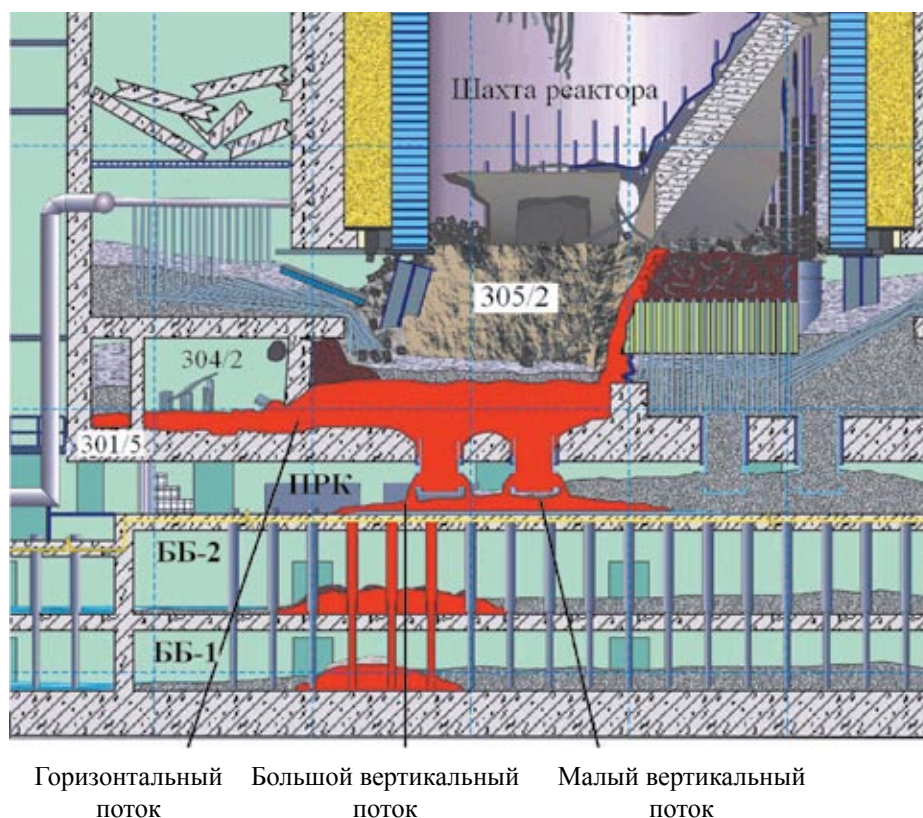


Рис. 6.5. Вертикальное распространение лавы по паросбросным клапанам и трубам (фрагмент сечения объекта «Укрытие» по оси 46₊₂₅₀₀). Большой вертикальный поток: пом. 305/2 → пом. 210/7 → пом. 012/15 → пом. 012/7; малый вертикальный поток: пом. 305/2 → пом. 210/6

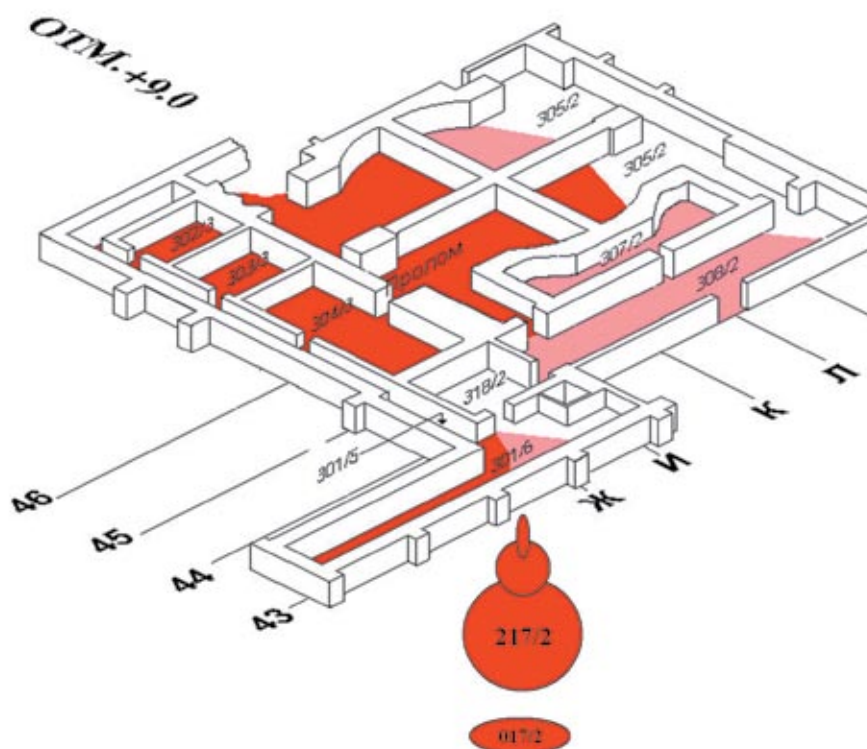


Рис. 6.6. Распространение горизонтального потока лавы

6.2. Модификации ЛТСМ⁴

6.2.1. Коричневая стеклообразная масса — коричневая керамика

Это хрупкое вещество, пронизанное множеством пор различного диаметра. Его внешняя поверхность чаще всего блестящая, иногда матовая (рис. 6.7). Встречается в виде слоя, расположенного над расплавленным и застывшим металлом (как флюс в металлургических процессах). Содержит большое количество мельчайших металлических шариков правильной формы. Обнаруживается главным образом в большом вертикальном потоке с основной локализацией в ПРК.



Рис.6.7. Образец коричневой керамики

6.2.2. Черная стеклообразная масса — черная керамика

Черная керамика имеет угольно-черный цвет. Поверхность в некоторых случаях матовая с очень большим количеством газовых пор и пустот большого размера 1—2 дм² (рис. 6.8, 6.9). Чаще всего такого вида керамика наблюдается ближе к центру образования ЛТСМ (юго-восточная часть пом. 305/2).



Рис. 6.8. Образец черной керамики

⁴ По материалам [2, 3, 6, 14—16].

Характерным в этом отношении является пом. 304/3 и коридор пом. 301/5, где черная керамика напоминает кокс и кажется легкой из-за множества газовых пор. В других случаях черная керамика имеет блестящую поверхность и напоминает антрацит. Чаще всего эта разновидность черной керамики встречается на достаточно больших расстояниях от центра развития процессов («слоновья нога» и «сталактиты» в пом. 217/2).



Рис. 6.9. Черная керамика на полу пом. 304/2

6.2.3. «Шлак», или шлакообразные гранулированные ЛТСМ

Этот тип керамики встречается в виде больших куч на полу первого и второго этажей ББ. Они представляют собой застывшие массы, покрытые стеклообразной коркой. Под коркой кучи состоят из гранул неправильной формы с вариацией цвета от серо-розового до темно-коричневого (рис. 6.10). Эта керамика образовалась при контакте расплава коричневой керамики с водой, заполнявшей в штатном положении первый и второй этажи ББ.



Рис. 6.10. «Шлак», или шлакообразные гранулированные ЛТСМ

6.2.4. Рассыпчатые куски, или «пемза»

Рассыпчатые куски, встречающиеся только в ББ, — образования серо-коричневого цвета, предположительно возникшие при самом первом контакте высокотемпературной лавы с водой и вспененные мгновенно выделившимся паром. Они представляют собой хрупкий неоднородный материал. Большое количество «пемзы» находится в районе проходок, через которые сбрасывалась вода из ББ. Объяснить это можно тем, что пемзообразные куски легче воды, и к моменту слива плавали на ее поверхности. По мере снижения водяного уровня куски «пемзы» подплывали к месту расположения сливных отверстий, цеплялись за конструкции и иногда оставались на них достаточно высоко над полом в самых неожиданных местах.

6.2.5. Переплавленный и застывший металл

Строго говоря, переплавленный и застывший металл (рис. 6.11) к ТСМ не относится, поскольку, как выяснилось, он не содержит собственно частиц топлива, но лишь отдельные осколки деления (например, ^{106}Ru). Основное место локализации — ПРК.



Рис. 6.11. Переплавленный и застывший металл

6.2.6. Полихромная керамика

Особенности полихромной керамики объясняются, прежде всего, тем, что в отличие от других ЛТСМ она образовывалась не в пом. 305/2, а под завалами материалов на верхних отметках блока. Хотя эта модификация ЛТСМ была обнаружена еще в 1987 г., ее систематическое изучение началось значительно позже.

Как показали наблюдения разведывательных групп, с верхней части бетонной плиты, упавшей в шахту реактора, свешивается своеобразная «сосулька» — тонкий застывший поток многоцветной (полихромной) лавы (рис. 6.12). Первоначально она была сплошной, но позднее, при попытках отобрать пробы, оказалась перебитой.

Внизу, в районе пересечения оси 46 и ряда М на отогнутой части обечайки активной зоны (схема «КЖ») находится застывший натек лавы («сталагмит») высотой 1—1,2 м и диаметром от 0,2 до 0,5 м, являющийся продолжением «сосульки» (рис. 6.12, 6.13). Цвет этого новообразования — коричневый с яркими голубыми прожилками, поверхность — блестящая, глянцевая.

В 1996 г. из пом. 305/2 были отобраны образцы проб «сталагмита», визуальное обследование которых показало, что этот вид чернобыльских лав содержит слитые воедино фрагменты разного цвета — в основном, коричневого, желтого и ярко-синего (отсюда и название этой модификации ЛТСМ — полихромная керамика).

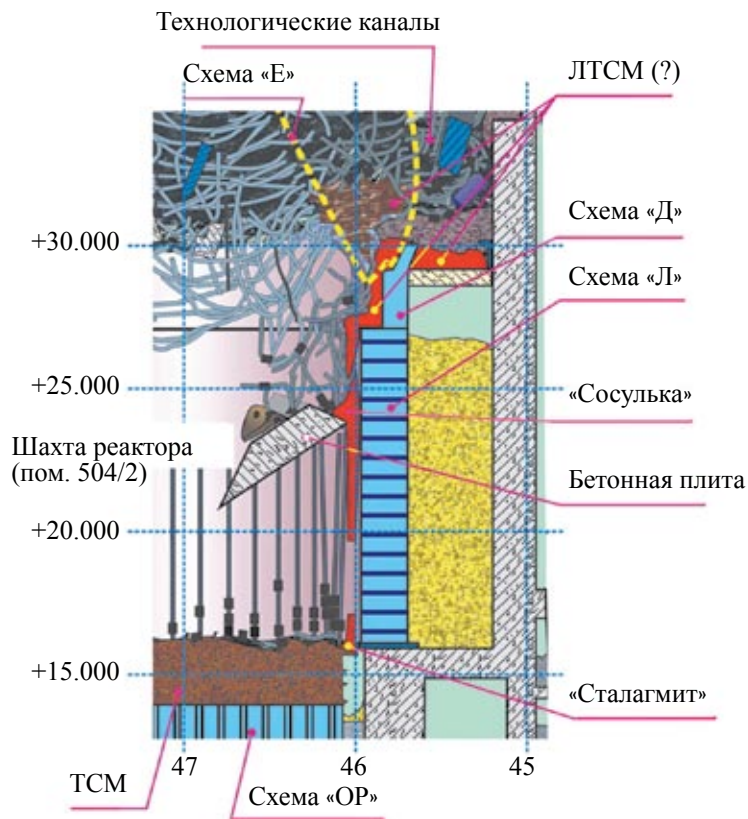


Рис. 6.12. Фрагмент разреза 4-го блока в районе ряда М. Красным цветом обозначены застывшие потоки полихромной лавы: «сосулька», «сталагмит» и ЛТСМ, которые могут находиться в реакторном пространстве в районе отметок +24.00— +35.000



Рис. 6.13. Скопление лавы «сталагмит», являющийся продолжением «сосульки» ЛТСМ, свисающей с бетонной плиты

6.3. Физико-химические свойства ЛТСМ⁵

6.3.1. Плотность ЛТСМ

ЛТСМ — разнородный материал, плотность которого в значительной степени определяют газовые пустоты. В качестве примера можно привести данные по измерению плотности матовой черной керамики из пом. 304/3 (большой горизонтальный поток). Этот материал очень неоднороден по пористости: наименее пористый слой находится у пола и имеет плотность (1,8—2,4) г/см³. Центральный слой имеет большую пористость и меньшую плотность (0,9—1,8) г/см³. Наконец верхний, наиболее пористый слой имеет плотность (0,7—0,9) г/см³.

В табл. 6.2 приведены значения плотности различных модификаций ТСМ в объекте «Укрытие». Интерес представляет «доступная» для воды пористость ТСМ. Она изменяется от 90 % для образцов пемзы, до 8—9 % для коричневой керамики и 3—4 % для большей части черной.

Таблица 6.2. Плотность различных модификаций ТСМ в объекте «Укрытие»

Помещение	Вид ТСМ	Плотность (г/см ³)
Центральный зал и прилегающие помещения	Фрагменты активной зоны	10,4
305/2 + шахта реактора	Черная керамика	2,3—2,7
	Коричневая керамика	2,5—3,0
	Рыхлый слой лавы	1,2—1,5
	Полихромная керамика (синего цвета)	2,8
304/3 Горизонтальный поток	Черная керамика (верхний слой)	0,7—0,9
	Черная керамика (средний слой)	0,9—1,8
	Черная керамика (нижний слой, основная часть ЛТСМ)	1,8—2,4
Парораспределительный коридор	Коричневая керамика	3,00 ± 0,13
	Черная керамика	2,69 ± 0,17
Бассейн-барботер 1-й и 2-й этажи	Коричневая керамика из куч	2,14 ± 0,34
	Пемза	0,14—0,18

6.3.2. Элементный состав ЛТСМ и содержание в них ядерного топлива

Элементный состав лавы определялся для многих десятков образцов из самых разных ее скоплений в объекте «Укрытие». В основном для анализа применялся эмиссионный спектральный анализ, дающий точность 15—20 %.

В следующих разделах будут приведены более подробные данные о результатах такого анализа для конкретных помещений. В этом разделе мы ограничимся несколькими примерами (рис. 6.14, 6.15). Они дают представление о значении массовой доли основных элементов для образцов лавы, взятых из ПРК.

⁵ По материалам [2, 3, 14—16].

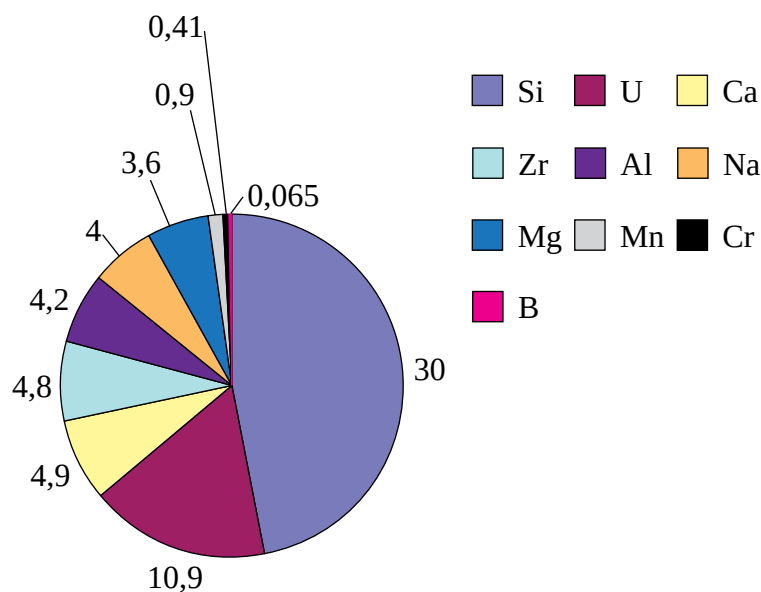


Рис. 6.14. Элементный состав коричневой керамики из ПРК (18 образцов)

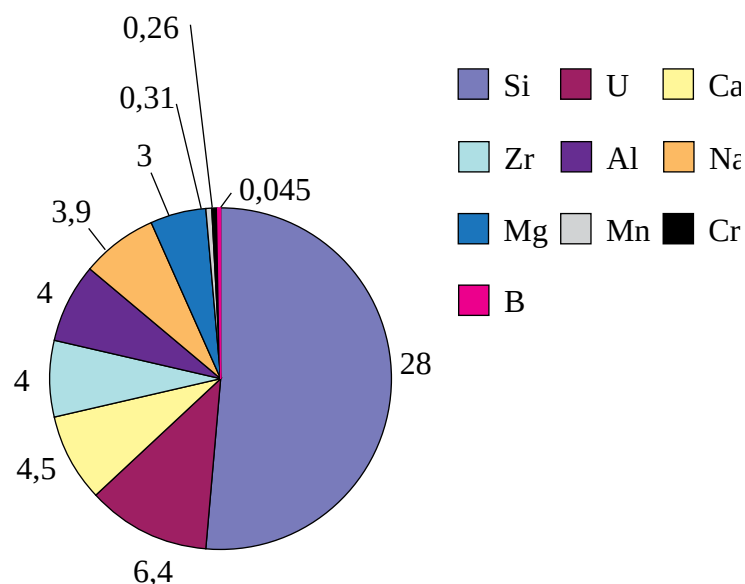


Рис. 6.15. Элементный состав черной керамики из ПРК (16 образцов)

Что касается содержания в лавах ядерного топлива, то обработка результатов большого числа анализов показала следующее: угольно-черная керамика содержит $5,5 \pm 1,5$ мас.% топлива (по U), шоколадно-коричневая — 10 ± 2 %. Для исследованных образцов полихромной керамики данные следующие: керамика синего цвета — $5,7 \pm 0,2$ %, коричневого — 7,6 %, желтого — 7 %.

6.3.3. Теплостойкость и теплопроводность ЛТСМ

Теплостойкость черных и коричневых ЛТСМ составляет $\sim 0,8$ кДж $\cdot$ кг $^{-1}$ $\cdot$ К $^{-1}$ и близка к теплостойкости таких материалов, как железобетон, песок или стекло, а теплопроводность равна 0,7—0,9 Вт $\cdot$ м $^{-1}$ $\cdot$ К $^{-1}$.

6.3.4. Вязкость расплавленных ЛТСМ

В настоящее время экспериментальные данные по вязкости черномыльских лав имеются только для небольшого диапазона температур [13]. Для создания модели их растекания пришлось прибегнуть к аналогиям.

По своему элементному составу (за исключением таких элементов, как уран и цирконий), по организации макро- и микроструктуры черномыльские лавы во многом подобны природным вулканическим лавам. Это видно, например, из сравнения данных на рис. 6.16.

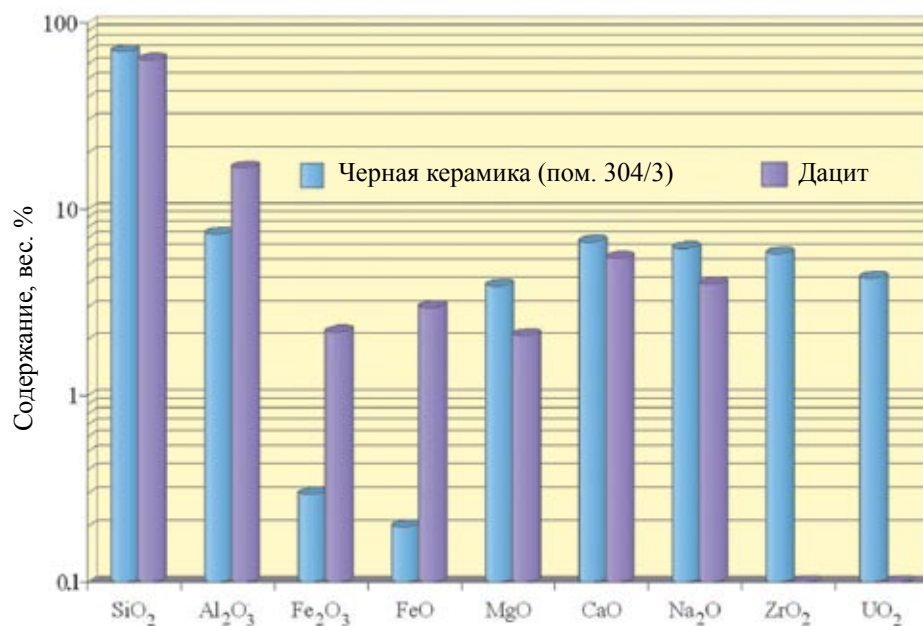


Рис. 6.16. Сравнение состава ЛТСМ и природной лавы дацита

Исследования природных лав показали, что вязкость лавы в основном определяется содержанием в ней диоксида кремния. Это связано не только с тем, что SiO₂ является основной компонентой лавы, но и с решающей, тормозящей ролью группировок из Si и O во взаимном перемещении слоев расплава [17].

На основе экспериментальных данных в работе [18] получены оценки вязкости природных лав в зависимости от содержания в них различных компонент для температур в диапазоне 1250—1450 °С. Если применить эти уравнения к ЛТСМ, то становится возможным оценить величину их вязкости. Точность расчетов — порядковая. Результаты представлены в табл. 6.3.

Таблица 6.3. Результаты расчета динамической вязкости ЛТСМ помещений ОУ при различной температуре, Па·с

Тип ЛТСМ	Динамическая вязкость, Па·с				
	1250 °С	1300 °С	1350 °С	1400 °С	1450 °С
Черная керамика (пом. 304/3)	1,18	1,11	0,68	0,46	0,22
Черная керамика (пом. 217/2)	1,80	1,36	0,81	0,54	0,28
Черная керамика (пом. 210/6)	1,34	1,04	0,61	0,40	0,22
Коричневая керамика (пом. 210/7)	1,50	0,96	0,57	0,38	0,19

Данные о вязкости лавы позволили специалистам Курчатовского института, ИБРАЭ и ИПБ АЭС создать модель ее растекания. Более подробно о результатах, полученных с помощью этой модели, рассказывается в главе 10.

6.3.5. Выгорание топлива, находящегося в составе ЛТСМ

Как показали результаты анализа более чем 200 проб, черная и коричневая керамика имеют практически одинаковое выгорание, а именно: коричневая керамика — $12,6 \pm 0,4$, черная — $12,5 \pm 0,5$ МВт сут/кг (U). Отсюда следует, что среднее выгорание топлива в ЛТСМ $\sim 12,5$ МВт сут/кг (U) выше, чем среднее расчетное выгорание по всей активной зоне, составляющее $\sim 10,9$ МВт сут/кг (U). Результаты расчета выгорания для полихромной лавы (синего, коричневого и желтого цветов) дают значение $13,0 \pm 0,5$ МВт сут/кг U.

На рис. 6.17 приведено распределение проб ТСМ, отобранных из помещения 305/2 по содержанию урана и выгоранию.

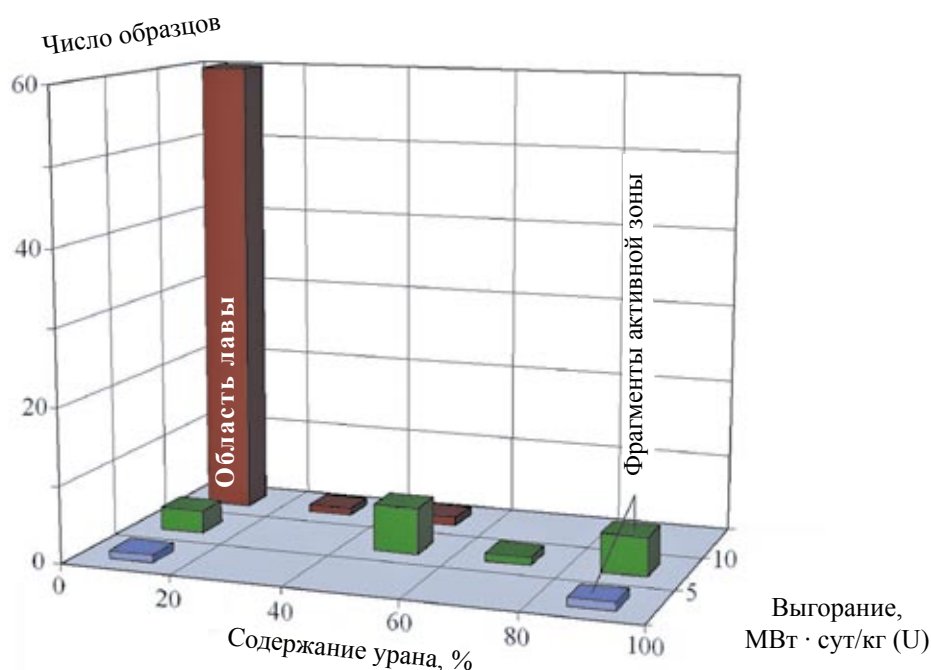


Рис. 6.17. Распределение проб ТСМ, отобранных из пом. 305/2, по содержанию урана и выгоранию

6.3.6. Радионуклидный состав ЛТСМ

Радионуклидный состав ЛТСМ в основном определяется радионуклидным составом ядерного топлива, находившегося в активной зоне перед аварией. Особенностью ЛТСМ является то, что при своем образовании они подвергались воздействию высоких температур, при которых из топлива в атмосферу должны выходить легколетучие продукты деления, в том числе и цезий. Кроме того, в специфических условиях аварии на ЧАЭС можно было ожидать, что рутений либо окислится до легколетучих оксидов, либо перейдет в расплавленный металл при контакте последнего с топливом (высокотемпературная экстракция). Все эти предположения подтвердились при радиохимическом анализе ЛТСМ.

Обеднение по цезию во всех пробах составляет 2,2—2,5 раза по сравнению с его расчетным количеством и не зависит от типа керамики и массового числа изотопа цезия. Другими словами, цезия в ЛТСМ осталось около 40 % от первоначального количества.

Обеднение по рутению (когда этот радионуклид еще не распался) во всех пробах составляло около 25 раз и не зависело от типа керамики, т.е. рутения в ЛТСМ осталось около 4% по сравнению с его расчетным количеством. Более подробная информация о радионуклидном составе лавы, находящейся в различных помещениях «Укрытия», приведена в следующих разделах.

6.4. Микроскопическое строение ЛТСМ⁶

6.4.1. Неоднородность микроструктуры ЛТСМ

В первые годы после аварии на ЧАЭС (1986—1988 гг.) основные усилия исследователей были направлены на определение геометрии и физико-химических свойств основных скоплений ТСМ в объекте «Укрытие», определяющих их ядерную и радиационную опасность.

К середине 1988 г. главная информация была получена, и открылась возможность более детально исследовать такой необычный материал, как лавообразные ТСМ и, в частности, начать изучение его микроструктуры. С самого начала одной из главных целей исследований было получение данных о возможности разрушения лавы под действием обычных внешних факторов (влажность, изменение температуры, механические воздействия и т.п.) и радиационного облучения, в том числе самооблучения. Первые и наиболее полные данные о микроскопическом строении ЛТСМ были получены в Радиевом институте [3, 20—22], позднее в IPSN (Сакле, Франция) [23], а также в Курчатовском институте [24] и МНТЦ «Укрытие»⁷ [25].

Уже первые исследования показали, что лава имеет достаточно сложную микроструктуру. Это ясно видно на полированных препаратах коричневой и черной лавы (рис. 6.18, 6.19).

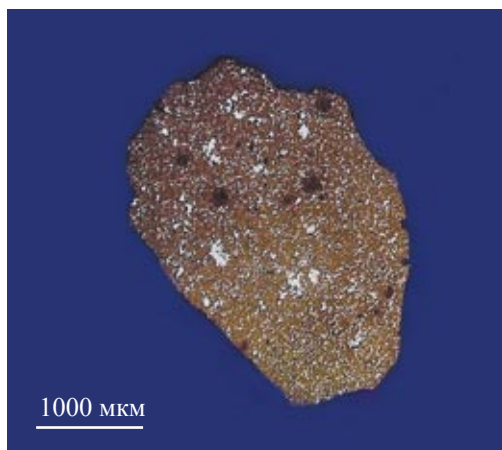


Рис. 6.18. Полированный препарат коричневой лавы

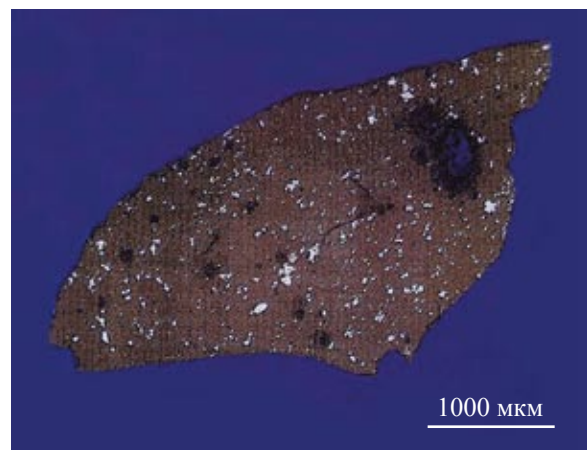


Рис. 6.19. Полированный препарат черной лавы

⁶ По материалам работы [19].

⁷ В настоящее время — Институт проблем безопасности АЭС Национальной академии наук Украины.

Изображение было получено в обратнорассеянных электронах. Видны разнообразные включения в матрицу, при этом светлые пятна — это включения урановых и уран-циркониевых фаз.

Дальнейшие исследования показали, что на микроуровне ЛТСМ представляют собой гетерогенный твердый раствор, «растворителем» которого является стекловидная силикатная матрица с большим количеством разнообразных включений, среди которых установлены оксиды урана, уран-цирконий-кислородная фаза $U_xZr_yO_2$, техногенный уран, содержащий циркон («чернобылит»), и металлические глобулы.

6.4.2. Стекловидная силикатная матрица

Матрица чернобыльских лав представляет собой силикатное стекло, содержащее в своем составе примеси K, Ca, Al, Mg, Zr, Fe, U.

Оптические наблюдения показали, что сама матрица, без включений в тонких срезах, прозрачна и имеет желтоватый или дымчатый оттенок, в черной керамике цвет матрицы — зеленоватый, обусловленный большим содержанием растворенного урана.

Химический состав стеклообразных матриц основных типов ЛТСМ приведен в табл. 6.4. Кроме усредненных данных по основным типам ЛТСМ (черной и коричневой керамикам) в таблице приведены результаты анализа элементного состава матрицы скопления ЛТСМ «слоновья нога» (которое также представляет собой черную керамику). Это скопление относится к горизонтальному потоку лавы и находится наиболее далеко от центра ее образования (~ 25 м).

Таблица 6.4. Результаты рентгеноспектрального микроанализа силикатной матрицы основных типов ЛТСМ, мас. %, по [3, 20]

Соединение	Коричневая керамика	Черная керамика	«Слоновья нога»
K ₂ O	1,5	1,7	1,7
CaO	6,8	7,2	7,2
MgO	5,8	4,9	1,9
Al ₂ O ₃	5,2	5,3	5,1
ZrO ₂	3,2	2,8	4,5
FeO	Не обн.	8,6	Не обн.
U	2,4	2,1	4,0

Относительно распределения урана в силикатной матрице ЛТСМ из данных, представленных в табл. 6.4 (см. также рис. 6.20), можно сделать следующие выводы:

— в матрице коричневой керамики (ПРК, пом. 210/7) содержится 2,4 вес. % урана, среднее же содержание урана в этой модификации ЛТСМ (в этом помещении) составляет 10 ± 2 %;

— в матрице черной керамики (ПРК, пом. 210/6) содержится 2,1 % урана, среднее содержание урана в этой модификации ЛТСМ составляет в среднем $(5,8 \pm 0,8)$ %;

— в матрице «слоновьей ноги» содержится 4% урана, среднее содержание урана в

ЛТСМ составляет $4,5 \pm 0,2\%$. Такая повышенная концентрация U в матрице в работе [22] объясняется тем, что количество включений в исследованных образцах было много меньше, чем в образцах из других помещений. А это «позволяет предположить возможность растворения части оксидных форм урана в силикатном расплаве по мере его продвижения» [22].

В работе [23] определение урана в силикатной матрице «слоновой ноги» проводилось по 5 образцам в 19 точках и дало меньший средний результат — $3,0 \pm 0,2\%$.

Матрица «пемзы» по своему химическому составу очень похожа на матрицу коричневой керамики, что подтверждает предположение о генетической связи коричневой лавы и «пемзы», образовавшейся как результат контакта лавы с водой в ББ [26].

В целом экспериментальные данные говорят о том, что основная часть топлива сосредоточена во включениях. Существуют и данные, свидетельствующие о неоднородном распределении урана не только между матрицей и включениями, но и отдельных участках самой матрицы [19].

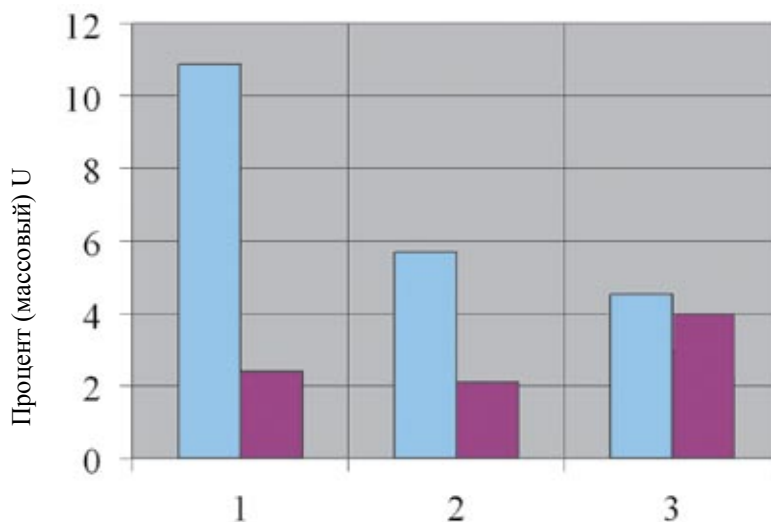


Рис. 6.20. Содержание урана в различных видах ЛТСМ

Виды ЛТСМ: 1 — коричневая керамика (ПРК); 2 — черная керамика (ПРК); 3 — черная керамика («слоновья нога»). Среднее по определённому типу керамики (синий цвет) и только в матрице (фиолетовый)

6.4.3. Характеристики включений в стекловидную матрицу лавы

Выше уже говорилось о весьма сложном составе включений в стекловидную матрицу. Микроанализ позволил выделить среди них следующие основные типы:

- оксиды урана;
- уран-цирконий-кислородные фазы $(Zr, U) O_x$;
- глобулы нержавеющей стали.

Ниже приводятся микрофотографии отполированных поверхностей образцов коричневой и черной лавы, на которых выделены перечисленные типы скоплений (рис. 6.21, 6.22 и 6.23).

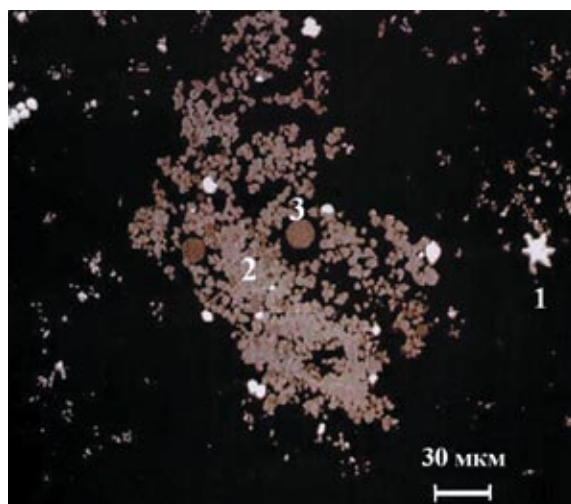


Рис. 6.21. Микрофотография поверхности коричневой лавы
1 — оксиды урана (белый цвет); 2 — выделения фазы $(Zr, U)O_2$ (серый и светло-коричневый цвет);
3 — выделения глобул нержавеющей стали (более темный цвет)

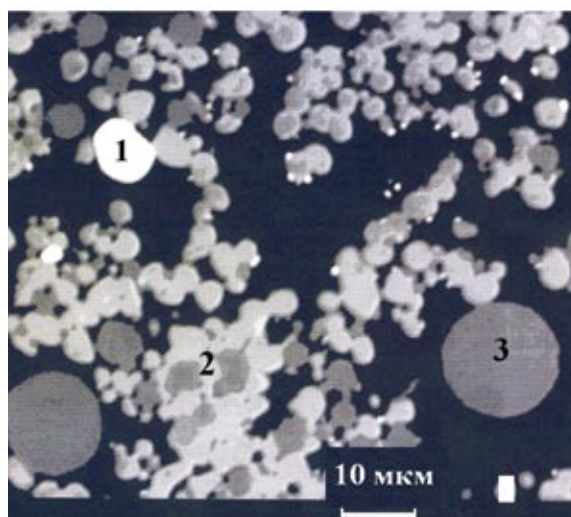


Рис. 6.22. То же, что и на рис. 6.21, но с бóльшим увеличением



Рис. 6.23. Поверхность черной лавы. Видны крупные включения оксидов урана (белый цвет) и небольшие глобулы нержавеющей стали (серо-коричневый цвет)

6.4.4. Распределение урана в материале ЛТСМ

В работе [19], исходя из известных данных о микроструктуре ЛТСМ, предложена модель распределения урана между микровключениями и матрицей⁸. Количественные результаты расчетов по этой модели приведены в табл. 6.5 и на рис. 6.24.

Таблица 6.5. Соотношения масс в микровключениях и матрице ЛТСМ, мас. %

Тип ЛТСМ	Исходные данные				Результаты расчетов	
	ε^U — доля U в ЛТСМ *	ε_M^U — доля U в матрице**	ε^{Zr} — доля Zr в ЛТСМ ⁶	ε_M^{Zr} — доля Zr в матрице ⁶	$u = \varepsilon_B^U$ — доля U во включениях	$z = \varepsilon_B^{Zr}$ — доля Zr во включениях
Коричневая керамика	8,3	2,4	4,3	2,4	62—73	22—26
					Среднее интервальное значение — 68	Среднее интервальное значение — 24
Черная керамика	4,7	2,1	3,2	2,1	50—69	24—32
					Среднее интервальное значение — 60	Среднее интервальное значение — 28

* В качестве примера принято содержание урана в двух крупных скоплениях коричневой и черной лавы.

** См. табл. 6.4.

При имеющихся экспериментальных данных возможен достаточный произвол в определении доли урана в микровключениях. Учитывая порядковый характер проводимых оценок, массовую долю урана в микровключениях можно принять как среднее интервальное значение: 68 % — для коричневой керамики и 60 % — для черной керамики.

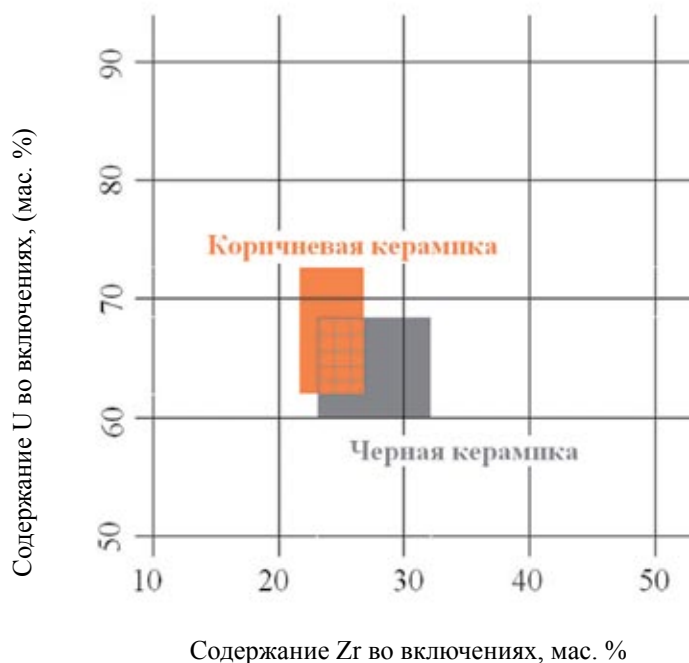


Рис. 6.24. Результаты расчетов содержания урана и циркония во включениях в силикатную матрицу для различных типов лавы (два последних столбца табл. 6.5)

⁸ Предполагалось, что микровключения состоят из урана, циркония и кислорода.

6.4.5. Однородная и неоднородная модели

Итак, матрица ЛТСМ «обеднена» ураном по отношению к его среднему содержанию в лаве и основная часть урана содержится в микровключениях. Естественно возникает вопрос, как это сказывается на распределении радионуклидов, которые первоначально содержались в топливе, можно ли считать, что активности матрицы и микровключений пропорциональны содержанию в них урана?

В этом случае отношения активностей, сосредоточенных в микровключениях (A_B) и матрице (A_M) ЛТСМ, равно отношению их масс (m_B и m_M), умноженному на отношение долей урана:

$$\frac{A_B}{A_M} = \frac{m_B}{m_M} \cdot \frac{\varepsilon_B^U}{\varepsilon_M^U}$$

Соответствующие отношения для рассматриваемых типов ЛТСМ приведены в табл. 6.5.

Отношение объемных активностей материала микровключений (a_B) и матрицы (a_M) в сделанных предположениях равно отношению их плотностей, умноженному на отношение долей урана:

$$\frac{a_B}{a_M} = \frac{\rho_B}{\rho_M} \cdot \frac{\varepsilon_B^U}{\varepsilon_M^U}$$

Плотность силикатной матрицы с достаточной для оценочных расчетов точностью можно считать равной $\rho_M \sim 2,3 \text{ г/см}^3$. Экспериментальное значение плотности микровключений в ЛТСМ ρ_B составляет около 8 г/см^3 . Полученные отношения удельных (объемных) активностей микровключений и силикатной матрицы приведены в табл. 6.6.

Видно, что в принятой модели объемная активность микровключений в десятки раз больше объемной активности силикатной матрицы.

Таблица 6.6. Соотношения активности и весов матрицы и микровключений в основных типах ЛТСМ

Тип ЛТСМ	m_B/m_M — отношение масс включений и матрицы	A_B/A_M — отношение полных активностей включений и матрицы	a_B/a_M — отношение объемных активностей включений и матрицы
Коричневая керамика	0,1	2,8	98,6
Черная керамика	0,05	1,3	99,4

Характер распределения активности в ЛТСМ важен при расчетах и оценках величины самооблучения лавы от α -активных радионуклидов и будет обсуждаться в главе 12.

Если гипотеза о том, что активность матрицы и микровключений пропорциональны содержанию в них урана верна, то необходимо использовать для ЛТСМ неоднородную модель. В то же время существует точка зрения [27], которая предполагает, что основная часть

радионуклидов в процессе образования и растекания лавы перешла в матрицу. Авторы предлагают пренебречь повышенной активностью микровключений, они пишут: «Практически все основные α -излучатели равномерно распределены по объему ЛТСМ».

Это означает, что для расчетов и оценок можно воспользоваться однородной моделью лавы с равномерно распределенными в ней α -излучателями⁹.

Необходимость выбора между двумя моделями заставляет обратиться к экспериментальным данным о распределении активности в ЛТСМ.

6.4.6. Экспериментальные данные о распределении активности в ЛТСМ

К сожалению, экспериментальных данных очень мало. Одними из них, которые могут быть использованы для оценки распределения активности, являются данные работы [28]. В [28] изучались частицы, образующиеся на поверхности ЛТСМ. В качестве предварительного эксперимента два образца — черной (пом. 301/3) и коричневой (пом. 210/7) керамики были обработаны плавиковой кислотой (растворяющей матрицу), и образовавшийся осадок нерастворившихся частиц был пропущен через колонку с набором фильтров. Объем осадка составлял менее 10% исходного объема образцов, что согласуется с оценками доли объемов микровключений. В табл. 6.7 приведено распределение активности осадка по фильтрам по изотопу ^{144}Ce , который рассматривался в качестве индикатора «топливной» активности, содержащейся в урановой матрице.

Таблица 6.7. Распределение активности ^{144}Ce по размерам микровключений в черной и коричневой керамиках, %

Образец	Фильтр, мкм						
	140	70	50	25	10	2,5	1,0
Черная керамика (пом. 301/3)	0,3	7,0	1,5	1,7	89,5	< 0,1	<0,1
Коричневая керамика (пом. 210/7)	0,8	2,8	1,4	16,7	78,1	0,2	<0,1

По результатам, представленным в табл. 6.7, можно полагать, что основная активность сосредоточена в микровключениях с размерами 10—50 мкм, что согласуется с оценками, полученными по фотографиям микрошлифов образцов. В том же эксперименте было показано, что более 90% активности ^{144}Ce из образцов осталась на фильтрах (в микровключениях).

Качественно результаты этой работы согласуются с предположениями о распределении активностей микровключений и матрицы пропорционально весовому содержанию в них урана, т.е. с неоднородной моделью.

Рассмотренные данные по микроскопическому строению ЛТСМ будут использованы в дальнейшем, при обсуждении вопросов о возможном разрушении лавы.

⁹ Для γ -излучения можно всегда использовать однородную модель, с хорошей точностью она выполняется и для β -активных включений.

Литература

1. Боровой А.А. Мой Чернобыль // Новый мир. 1996. №3. С. 132—180.
2. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации. Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исполнитель А.А. Боровой Чернобыль, 2001. 337 с.
3. Пазухин Э.М. Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока Чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарий образования // Радиохимия. 1994. Т. 36, вып. 2. С. 97—142.
4. Боровой А.А. Обзор и оценка существующих моделей протекания второй стадии Чернобыльской аварии. Препринт ИАЭ-6366/11. М., 2005. 14 с.
5. Лагуненко А.С. Поиск и исследование скрытых скоплений топливосодержащих материалов разрушенного 4-го блока Чернобыльской АЭС : Дис. ... канд. техн. наук. Киев, 2008. 148 с.
6. Боровой А.А. Ядерное топливо в объекте «Укрытие» // Атомная энергия. 2006. Т. 100, вып. 4. С. 259—267.
7. Богатов С.А., Боровой А.А., Лагуненко А.С. и др. Образование и растекание чернобыльских лав // Радиохимия. 2008. Т. 50, вып. 6. С. 565—568.
8. Bogatov S., Borovoi A., Gavrilov S. et al. Half an hour after the beginning of the accident. М.: OKPRINT, 2006. 22 p.
9. Боровой А.А., Пазухин Э.М., Стрижов В.Ф. Эффективность мер по ликвидации последствий аварии на ЧАЭС (активная стадия аварии). Препринт РНЦ «Курчатовский институт» ИАЭ-6471/11. М., 2007. 38 с.
10. Обобщение результатов материаловедческих исследований ТСМ за 1991 г. : Отчет КЭ при ИАЭ №11.07/304 от 16.12.1991 г. / Отв. исполнитель Э.Т. Денисенко. Чернобыль, 1991. 23 с.
11. Пазухин Э.М., Краснов В.А. По поводу «грубого инженерного просчета», допущенного при проектировании реактора РБМК-1000, а также необходимости «существенной корректировки сценария протекания активной фазы аварии 1986 г. // Проблемы Чернобыля. Чернобыль, 2004. Вып. 15. С. 93—102.
12. Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Васильев А.В., Стрижев В.Ф. Физические модели тяжелых аварий на АЭС / Под ред. Н.Н. Пономарева-Степного. М.: Наука, 1992. 232 с.
13. Гончар В.В., Жидков А.В. Динамика высокотемпературного взаимодействия аварийного ядерного топлива с конструкционными материалами РБМК // Проблемы Чернобыля. 2001. Вып. 9. С. 25—33.
14. Боровой А.А., Лагуненко А.С., Пазухин Э.М. Новые оценки количества ядерного топлива, находящегося на нижних отметках объекта «Укрытие» // Проблемы Чернобыля. Чернобыль, 2000. Вып. 6. С.13—16.
15. Богатов С.А., Боровой А.А., Гаврилов С.Л. и др. База данных по местонахождению и состоянию ядерного топлива 4-го блока ЧАЭС до и после аварии. Препринт РНЦ «Курчатовский институт», № 130-11/2. М., 2007. 146 с.
16. Изучение физико-химических свойств ядерноопасных делящихся материалов объекта «Укрытие», влияющих на степень ядерной, радиационной и радиэкологической безопасности объекта «Укрытие»: Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3970. Чернобыль, 2007. 248 с.

17. Шелудяков П.Н. Состав, структура и вязкость гомогенных силикатных расплавов. Алма-Ата: Наука, 1980.
18. Кудинова И.В., Додис Г.М. Исследование вязкости расплавов из базальтовых горных пород // Вестник КГНУ. 1998. Ч. 3.
19. Богатов С.А., Боровой А.А., Гаврилов С.Л., Пазухин Э.М. Микроструктура лавообразных ТСМ объекта «Укрытие». Препринт ИБРАЭ, № IBRAE-2008-05. М., 2008. 22 с.
20. Андерсон Е.Б., Бураков Б.Е., Шашуков Е.А. Изучение физико-химических свойств топливосодержащих масс объекта «Укрытие»: Отчет о НИР по договору № 03-63/92 (НПО «РИ» инв. №4320И). СПб., 1992. 32 с.
21. Ushakov V.S., Burakov B.E., Andersen E.B. Interaction of UO_2 and zircaloy during the Chernobyl accident // Mater. Res. Soc. Symp. Proc. «Scientific Basis for Nuclear Waste Management XX». 1997. P. 1313—1318
22. Исследование взаимодействия топлива с конструкционными материалами в объекте «Укрытие»: Обобщающий отчет по договору 39-901/63-16-2-1 от 10.02.1991 г., №11.07/285 от 13.12.1991 г. / Исп. Радиевый институт им. В.Г. Хлопина, Чернобыль; СПб., 1991. 77 с.
23. Examination of Chernobyl samples impact on the accident scenario understanding: Отчет IPSN MARS. 1993. 102 с.
24. Teterin Yu.A., Baev A.S., Bogatov S.A. X-ray photoelectron study of samples containing reactor fuel from «lava» and products growing on it which formed at Chernobyl NPP due to the accident // J. of Electron Spectroscopy and Related Phenomena. 1994. Vol. 68. P. 685—694
25. Бураков Б.У., Пазухин Э.М., Николаева Л.Д. и др. Исследование взаимодействия топлива с конструкционными материалами в объекте «Укрытие»: Заключительный отчет МНТЦ «Укрытие» №11-07/16. Чернобыль, 1992.
26. Изучение физико-химических свойств ядерноопасных делящихся материалов объекта «Укрытие», в том числе тех, которые влияют на степень ядерной, радиационной и радиозоологической безопасности объекта «Укрытие»: Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3833. Чернобыль, 2001. 109 с.
27. Баряхтар В.Г., Гончар В.В., Жидков А.В., Ключников А.А. Радиационные повреждения в лавообразных топливосодержащих материалах объекта «Укрытие». Препринт МНТЦ «Укрытие» №98-12. 1998. 23 с.
28. Богатов С.А., Боровой А.А., Киселев А.Н. и др. Оценка скорости эрозии топливосодержащих масс внутри «Саркофага» и характеристики образующихся частиц. Препринт РНЦ «Курчатовский ин-т» ИАЭ-5434/3. М., 1991.

СКОПЛЕНИЯ ЛТСМ В ПОМЕЩЕНИЯХ ОБЪЕКТА «УКРЫТИЕ»

7.1. Верхние отметки

В центральном зале и окружающих его помещениях ЛТСМ пока не обнаружены. Однако есть убедительные косвенные указания на то, что под завалами разрушенных конструкций и материалами, сброшенными с вертолетов во время активной стадии аварии, может находиться какое-то количество полихромной керамики. На рис. 6.12 указано расположение такого гипотетического скопления — «ТСМ ?».

Возможность его существования подробно рассматривалась в работе [1], где предполагалось, что полихромные ЛТСМ образовались выше отметки +24.000 (рис. 7.1) по своему, особому механизму: при меньшем времени воздействия высокой температуры и, возможно, с участием серпентинита, который мог попасть в шихту из периферийных частей плитного настила ЦЗ, расположенных над шахтой реактора



Рис. 7.1. Расположение гипотетической области образования полихромных ЛТСМ в районе отметок +24.000—+35.000

Было проведено математическое моделирование и тепловые расчеты процесса образования ЛТСМ, которые показали, что он вполне мог реализоваться. Проведенные оценки позволили автору [1] утверждать, что «в настоящий момент на верхних отметках разрушенного 4-го блока находится не менее 15 т ЛТСМ».

7.2. Средние отметки

7.2.1. Шахта реактора и подаппаратное помещение (пом. 305/2)¹

Исследования скоплений топлива в этих помещениях начались с момента окончания активной стадии аварии, продолжались до конца 1990-х годов, а анализ их результатов проводится и в настоящее время.

Первые указания о том, что в подаппаратном пом. 305/2 (см. схему на рис. 7.2) могут находиться большие скопления ТСМ, были получены еще в мае 1986 г. [6].

Выше уже говорилось, что осенью 1986 г., когда завершалось создание объекта «Укрытие», разведывательные группы обнаружили, что верхняя часть северной стены пом. 213/2 (отм. +6.000), имеет высокую температуру. Источником тепла могло быть только ядерное топливо, которое находилось в пом. 305/2 и в других помещениях на отм. +9.000 (см. главу 2)

Еще в конце 1987 г. для определения количества ТСМ в пом. 305/2 и в шахте реактора (далее, для краткости, пом. 305/2) было предложено использовать так называемый теплотметрический метод (см. главу 2). Он основывается на том, что полный поток тепла, выходящий из помещения, определяется мощностью тепловых источников внутри него и, следовательно, массой находящегося там топлива. В 1989—1990 гг. такие измерения были проведены [8].

Скопление ТСМ в пом. 305/2 охлаждалось путем теплопроводности через опорную бетонную плиту и далее через помещения ПРК и другие нижние помещения 4-го блока, а также конвективными потоками воздуха, спускающимися сверху из центрального зала через шахту реактора к верхней поверхности завала на полу пом. 305/2.

Они охлаждали эту поверхность и затем поднимались опять через шахту реактора в центральный зал и далее в атмосферу². Измерения, проведенные в ПРК, позволили оценить интегральную мощность теплоотвода от «горячего пятна» на потолке ПРК — полу пом. 305/2.

Для оценки мощности теплоотвода с верхней поверхности скопления ТСМ была проведена серия экспериментов по определению скоростей воздушных потоков в реакторном пространстве, в которых использовался индикаторный метод. Подача газа производилась через скважины на отм. +15.000 и +21.000, а также в пом. 305/2 через южные ворота. Отбор образующейся газовоздушной смеси производился через скважину на отм. +24.000. В качестве газов-индикаторов использовались тритий, криптон-85, радиоуглерод (в составе метана) и гелий.

¹ По материалам [2—5].

² Теплоотвод через боковые поверхности исследуемых помещений, согласно оценкам, был существенно меньше, чем через верх и низ.

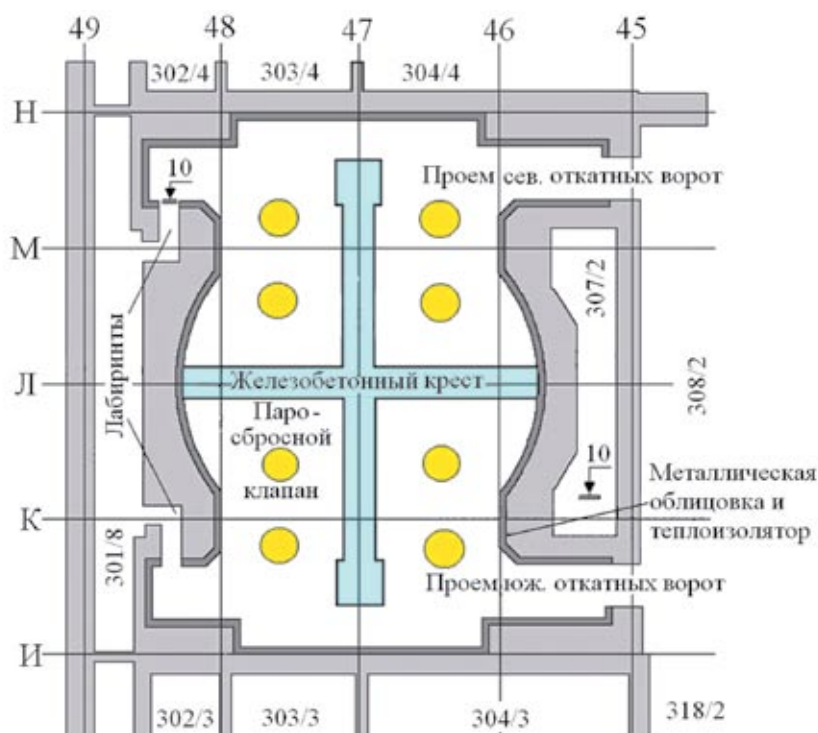


Рис. 7.2. Схема подаппаратного пом. 305/2

Средняя скорость восходящего потока оказалась равной 0,09 м/с. Определение температуры воздуха велось по показателям системы «Финиш». Эти измерения позволили оценить мощность тепла, выносимого воздушными массами с верхней поверхности ТСМ из пом. 305/2.

Окончательные цифры следующие: с нижней поверхности ТСМ (потолка ПРК) отводится $Q = 25$ КВт, с верхней (из развала) воздух выносит $Q = 35$ КВт таким образом, суммарное тепловыделение составляет 60 КВт. Эта мощность тепловыделения соответствует массе топлива (по U) в пом. 305/2 75 ± 25 т³.

В 1990 г. в КЭ был сконструирован робот, который по специальным рельсам, проложенным над завалом в южных откатных воротах пом. 305/2 (рис. 7.3) проехал в это помещение и произвел видеосъемку его юго-восточной части (дозы в ней достигали сотен рентген в час).

Понадобились еще несколько лет исследований, прежде чем на основе анализа данных, полученных при помощи скважин (см. раздел 3.2.3), — материалам фото- и видеосъемки, чертежам и схемам, выполненным разведывательными группами, удалось выполнить реконструкцию общего вида завала из различных материалов, находящихся в пом. 305/2 [9] (рис. 7.4).

³ При измерениях и при расчетах тепловыделения возникли многочисленные источники погрешностей. Часть из них была связана с необходимостью экстраполировать данные по тепловым потокам на области, в которых большие радиационные поля препятствовали прямым измерениям, часть определялась ошибками измерений параметров воздушных потоков. Оценка погрешностей, несомненно, прерогатива авторов работы. Следует только отметить, что в [8] не упоминалось о возможных дополнительных источниках тепла от лавообразных материалов, находящихся в пом. 304/3, 303/3, 301/5 и 307/2, которые могли внести вклад в подогрев опорной плиты. Не рассматривался и дополнительный подогрев воздуха ТСМ, находящимися в верхней части шахты реактора. Таким образом, все наблюдаемое тепло связывалось только с топливом, оставшимся в пом. 305/2.



Рис. 7.3. Робот-разведчик, оснащенный телекамерой, осветительными и другими приборами, на пути в пом. 305/2

На основании этой реконструкции в [2] было предложено разбить помещение на 7 участков (скоплений), в каждом из которых предполагалось наличие значительного количества ТСМ (рис. 7.5).

Участок 1. Расположен на месте расплавившегося юго-восточного сектора плиты «ОР». Центр образования основной массы ЛТСМ. Границы участка — железобетонный крест и стены пом. 305/2. Координаты: 45/47, И/Л, отметки +9.000— +11.500. ТСМ на этом участке скрыты под слоем «свежего бетона» толщиной 0,3—0,5 м и завалом конструкций. Бетон подреакторной плиты под слоем лавы до отм. +9.000 и часть железобетонного креста вдоль оси 47 разрушены под влиянием термического воздействия, их компоненты вошли в состав лавы. Тип ЛТСМ — преимущественно черная и коричневая керамика.

Участок 2.⁴ В него входит сам завал вдоль южной стены пом. 305/2, образовавшийся в результате обрушения металлоконструкций и смещения труб НВК. Координаты: 46₋₂₀₀₀/48₊₃₀₀₀, И/К₋₁₀₀₀, отм. +11.000— +14.000. Завал содержит фрагменты активной зоны реактора. Западная часть завала частично залита бетоном. Тип ТСМ — АЗФ, ЛТСМ.

Участок 3. Юго-западная часть помещения. Границы участка — железобетонный крест, стены пом. 305/2. Координаты: 47/49₋₂₀₀₀, И/Л, отм. +9.000— +12.000. ТСМ на этом участке находятся под схемой «ОР» и завалом, расположенным вдоль южной стены помещения. Бетон подреакторной плиты разрушен и лава может достигать отм. +9.000 и ниже. Тип ЛТСМ — преимущественно коричневая и черная керамика, возможно, АЗФ.

Участок 4. Схема «ОР» и завал на ней. Предполагаемый тип топливосодержащих материалов — топливные сборки (не менее 50 шт.), ЛТСМ.

Участок 5. Так называемый сталагмит — застывший натек полихромных ЛТСМ, образовавшийся в районе верхней части большой железобетонной плиты. Координаты: 46, М; отм. — +16.000 (см. рис. 6.13).

Участок 6. Наименее изученная северо-восточная часть пом. 305/2. Границы участка: пространство под «ОР» и «сталагмитом». Координаты: 46₋₂₀₀₀/47₋₁₀₀₀, Л/М, отм. +9.700. Возможно присутствие ЛТСМ.

⁴ В работе [2] применяется несколько иная нумерация участков.

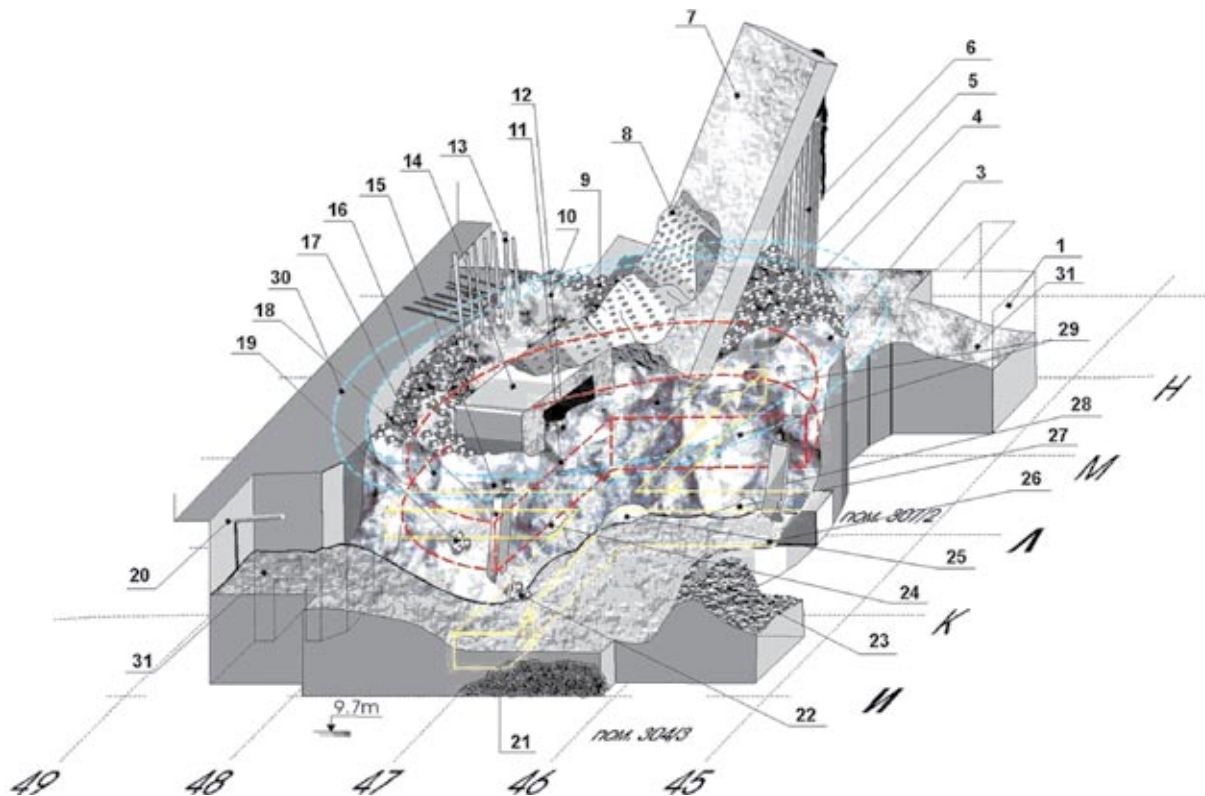


Рис. 7.4. Схема расположения конструкций и ТСМ в пом. 305/2 (по данным исследований с помощью скважин и информации разведывательных групп)

1 — проем северных откатных ворот; 2 — поверхность «свежего бетона»; 3 — засыпка из межкомпенсаторного зазора; 4 — «сталагмит»; 5 — область, заполненная фрагментами активной зоны; 6 — каналы охлаждения; 7 — наклонно стоящая железобетонная плита; 8 — деформированный лист металла; 9 — фрагмент завала (железобетонная конструкция), (отм. +17.000); 10 — «траншея»; 11 — схема «ОР»; 12 — провал (отм. +13.000); 13 — каналы охлаждения отражателя; 14 — железобетонная конструкция; 15 — фрагмент элемента завала (железобетонная конструкция?); 16 — сборки с сохранившимися ТВЭЛами; 17 — край схемы «ОР»; 18 — южная дополнительная опора; 19 — фрагменты ТВС; 20 — западная стена помещения 305/2; 21 — ТСМ (пролом в стене); 22 — графитовые блоки и обломки труб (ТК?); 23 — «гравийная» куча; 24, 25, 27 — бреши в стене из переплавленного вещества; 26 — прожог в стене («грот»); 28 — колонна; 29 — стена из рыхлого переплавленного вещества; 30 — проекция бака «Л» на отм. +15.950

Участок 7. Это скопление — полукруглая стена рыхлых ТСМ, образовавшаяся в процессе переплавки юго-восточного сектора «ОР» и лавовой шихты. Границы участка — над железобетонным крестом вдоль границы отсутствующей юго-восточной части «ОР». Тип ТСМ — пористая керамика. Оценки распределения ТСМ по пом. 305/2 представлены в табл. 7.1.

В 1997 г. была сделана дополнительная оценка количества топлива в завалах пом. 305/2, которая проводилась следующим образом (см. [9]). Весь объем помещения был разбит на отдельные вертикальные колонны — «квартиры» с площадью сечения 2×2 м и высотой, определяемой соответствующими поперечными сечениями. Таких «квартир» оказалось 144. В каждой «квартире» вычислялся объем, приходящийся только на ТСМ, плотность и содержание урана в которых учитывались по обобщенным результатам ранее проведенных исследований. При расчетах в том случае, когда для данной «квартиры» не было данных по содержанию топлива, принималось, что его в данном объеме вообще нет. Такими условно «пустыми» оказались 23 «квартиры». Подобное предположение кажется излишне жестким, поскольку в целом ряде этих «квартир» наблюдались высокие значения мощности дозы.

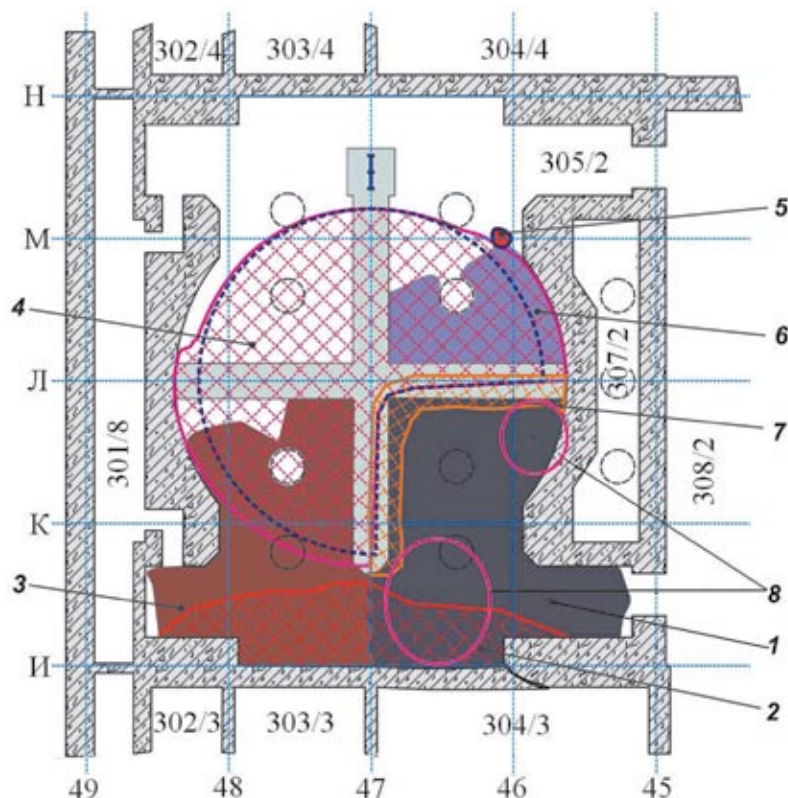


Рис. 7.5. Схема расположения участков с ТСМ в пом. 305/2

1—8 — участки. Участки 8 — гипотетические области с большим содержанием урана, расположенные под поверхностью завала. Подробно о них см. в разделе 7.2.2

Таблица 7.1. Экспертные оценки⁵ распределения ТСМ по пом. 305/2 [2]

Помеще- ние	№ участка, отметки	Краткая характеристика ТСМ на участке	Оценка объема ТСМ, м ³	Оценка коли- чества топлива по урану, т
305/2	№ 1, отм. +9.000 — +11.500	Черная и коричневая керамика, возможно, АЗФ	150—190	20 ± 3
	№ 2, отм. +11.000 — +14.000	ЛТСМ, шихта, АЗФ	9—26	6 ± 4
	№ 3, отм. +9.000 — +12.000	Коричневая и черная керамика, возможно, АЗФ	100—180	33 ± 8
305/2 и 504/2	№ 4, отм. +12.000 — +24.000	ЛТСМ, шихта, АЗФ	70—110	19 ± 7
	№ 5, отм. +16.000 — +24.000	«Сталагмит» — ЛТСМ	~ 0,7	0,12
305/2	№ 6, отм. +9.700	ЛТСМ ?	До 20 (?)	До 1,5 (?)
305/2 и 504/2	№ 7, отм. +11.000 — +16.500	Рыхлые ТСМ, пористая керамика	50—60	5 ± 2

⁵ В группу экспертов входили специалисты Курчатовского института, ИБРАЭ РАН, МНТЦ «Укрытие», Радиевого института, ЧАЭС и ряда других учреждений.

Отсутствие данных для еще пяти «квартир» объясняется тем, что при бурении через них исследовательских скважин из-за высоких значений мощности дозы от извлекаемых кернов (сотни рентген в час) бурение приходилось прекращать. Поэтому отсутствие данных для этих «квартир» парадоксально объясняется именно присутствием слишком большого количества топлива.

В результате было получено, что нижняя оценка количество топлива, содержащегося в завалах на «ОР» в пом. 305/2, составляет 52,4 т.

При оценке количества топлива в паросбросных клапанах (ПСК) учитывалось, что оно имеется в трех местах: 4-й южный ПСК юго-западного квадранта, 3-й и 4-й южные ПСК юго-восточного квадранта.

В первом случае лава представляет собой коричневую керамику, среднее содержание урана — 10 %, средняя плотность — $2,7 \text{ г/см}^3$, объем ПСК — $3,8 \text{ м}^3$, количество топлива — 1000 кг.

Во втором и третьем случае — это черная керамика, среднее содержание урана — 4 %, средняя плотность — $2,3 \text{ г/см}^3$, суммарный объем клапанов — $7,6 \text{ м}^3$, количество топлива: — 700 кг.

Таким образом, общее содержание топлива в трех клапанах составляет $\sim 1,7 \text{ т}$.

При визуальных исследованиях пом. 305/2 было установлено, что в нем находится не менее 50 сборок. Не менее, так как вполне вероятно, что под завалами имеется еще некоторое, скорее всего, значительное количество ТВС. Каждая сборка содержит 114,7 кг топлива. Поэтому общее его количество в сборках пом. 305/2 составляет не менее 5,7 т. «Сталагмит» имеет плотность $2,7 \text{ г/см}^3$, средняя концентрация урана в нем — 6,5 %. По оценкам, в нем содержится $\sim 125 \text{ кг}$ топлива.

Исходя из всего вышеизложенного, предельно осторожная оценка количества топлива в пом. 305/2 составляет $\sim 60 \text{ т}$:

$52,4 \text{ т (завал на «ОР») + 1,7 \text{ т (ПСК) + 5,7 \text{ т (ТВС) + 0,125 \text{ т («сталагмит») = 60 \text{ т}.$

7.2.2. Предполагаемые скопления с большим содержанием урана в пом. 305/2

В последние годы все чаще высказывается мнение, что кроме наблюдаемых 7 участков с ТСМ (см. выше) в глубине подаппаратного помещения существуют еще скопления топлива со значительным содержанием урана (участок 8). Впервые гипотеза о таких скоплениях была высказана при попытках объяснить так называемое аномальное нейтронное событие, произошедшее в 1990 г. Оно заключалось в следующем (см. [2]).

Во второй половине июня 1990 г. информационно-измерительная система «Финиш» регистрировала потоки нейтронов в «Укрытии» с помощью 5 детекторов.

Два из них были установлены в реакторном пространстве на отм. +18.00 (канал 48) и +15.00 (канал 46), по одному детектору находилось в подаппаратном пом. 305/2, в ПРК (канал 45) и в пом. 304/3 (канал 50). Все детекторы были установлены с помощью скважин. Схема их размещения представлена на рис. 7.6.

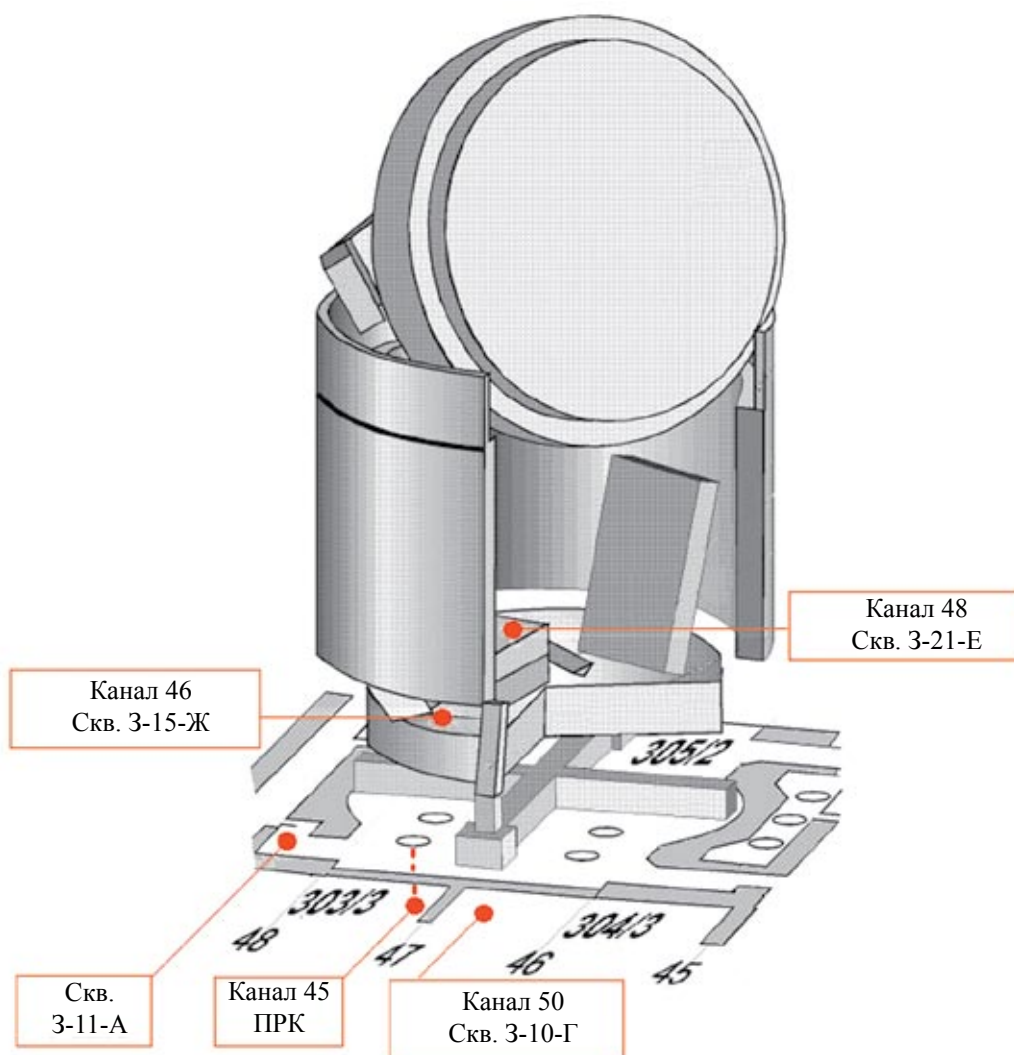


Рис.7.6. Схема расположения нейтронных каналов системы «Финиш» летом 1990 г.

24 июня 1990 г. оператор обратил внимание на повышение скорости счета 50-го канала ($\sim 4,0$ имп./с вместо обычных $\sim 2,5$ имп./с). Нейтронный детектор этого канала был установлен в пом. 304/3 через скв. 3-10-Г (из пом. 207/4) и находился непосредственно на поверхности ЛТСМ. В дальнейшем (25—29 июня) скорость счета в канале продолжала повышаться и превысила обычный уровень приблизительно в 60 раз (рис. 7.7).

Все это время проводились мероприятия, по поиску причин аномального поведения 50-го канала. Была проведена полная проверка всего его счетного тракта, которая не выявила неисправностей. Был произведен также осмотр пом. 304/3 из пом. 318/2 с помощью перископа. Каких-либо изменений в пом. 304/3 обнаружено не было. С целью проверки работоспособности детектора и всего тракта к детектору через скважину был доставлен на штанге источник нейтронов (^{252}Cf). Реакция счетного канала соответствовала ожидаемой и не выявила каких-либо аномалий. Через скважину был введен дополнительный нейтронный детектор. Он подтвердил возрастание счета.

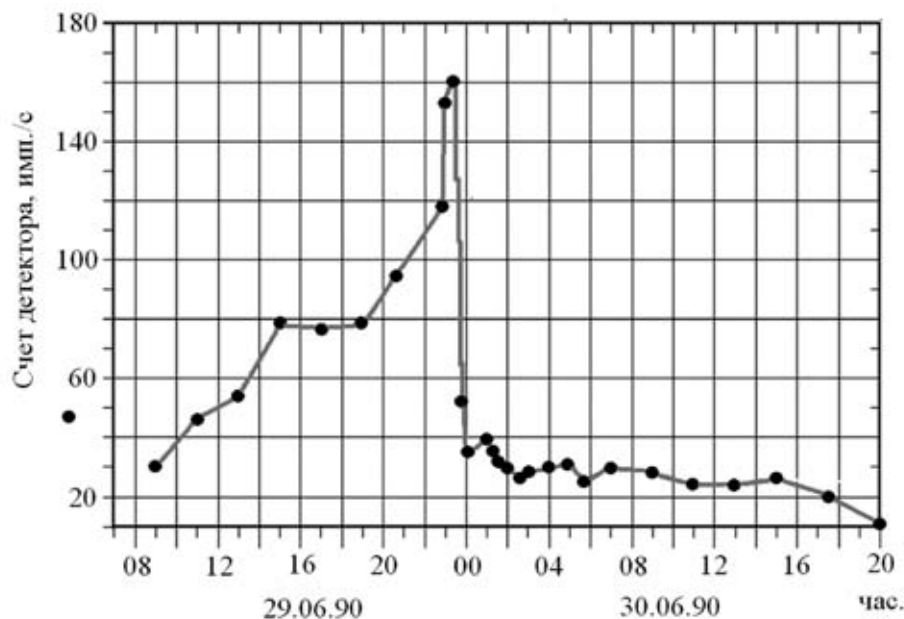


Рис. 7.7. Временная зависимость счета 50-го канала системы «Финиш» 29 и 30 июня 1990 г.

В связи с дальнейшим повышением скорости счета в 50-м канале системы «Финиш» (примерно до 160 имп./с) 29 июня 1990 г. было принято решение о заливке пом. 304/3 раствором азотнокислого гадолиния — поглотителя нейтронов. Он вводился двумя порциями. После второй порции в течение суток счет вернулся к значению 2,4 имп./с. Все это время другие нейтронные каналы системы «Финиш» регистрировали обычную скорость счета.

Наиболее подробное и авторитетное исследование причин аномального события в пом. 304/3 в июне 1990 г. было проведено специальной комиссией, созданной руководством ИБРАЭ РАН [10]. Проверке подвергались как «аппаратурные», так и «физические» гипотезы.

В качестве примера последней выдвигалось предположение об увеличении эффективности детектора нейтронов за счет смягчения их спектра в результате возможного залива пом. 305/2 водой. Однако от этой гипотезы пришлось отказаться — расчеты показали, что эффект смягчения спектра ни при каких предположениях не мог дать столь значительного увеличения счета [11].

После проверки всех предположений «под подозрением» осталось одно — значительное увеличение генерации нейтронов (в пределе — возникновение СЦР) при заливе водой гипотетического скопления ТСМ, которое должно было находиться в пом. 305/2 у пролома в стене, ведущего в пом. 304/3. В этом случае детектор реагировал на рассеянное нейтронное излучение, которое сначала возрастало, а затем стало активно поглощаться после залива помещения раствором гадолиния. К такому же выводу позднее пришли и специалисты ФЭИ [12].

Для того чтобы в таком скоплении при попадании в него воды значительно увеличивался эффективный коэффициент размножения нейтронов — $K_{\text{эф}}$, необходимо, чтобы объем ТСМ составлял несколько кубометров, а содержание в них урана (при среднем выгорании) значительно (в 4—5 раз) превышало его содержание в ЛТСМ [13]. Скопление может представлять собой, например, смесь лавы с непереплавленными фрагментами актив-

ной зоны. В дальнейшем внимательный анализ уже имеющихся материалов (см. ниже), а также результаты измерений, проведенных в 1999—2000 гг. по трем новым маршрутам в районе пролома в юго-западном квадранте пом. 305/2 [14], подтвердили наличие в нем большого локализованного массива ТСМ, имеющего повышенную нейтронную активность. Этот массив расположен в районе отм. +9.000. Кроме того, предполагается наличие похожего скопления севернее, у стены пом. 307/3 в районе отм. +9.000— +10.000 (рис. 7.5, участки 8) [1].

Что касается уже имевшихся материалов, то в пользу гипотезы о «скрытых» скоплениях говорят результаты анализов кернов [15], распределение тепловых потоков в опорной плите (пол пом. 305/2), полученные с помощью скважин (см. рис. 3.16), и результаты наблюдений за потоками нейтронов в периоды аномально больших осадков [16].

В последнем случае был проведен анализ корреляций между нейтронной активностью, регистрируемой детекторами, внешней температурой T , а также интенсивностью атмосферных осадков по данным метеостанции Чернобыля. Такая корреляция действительно наблюдается. Особенно ясно это проявилось в июле 2000 г., когда в районе ЧАЭС выпало аномально большое количество осадков (рис. 7.8).

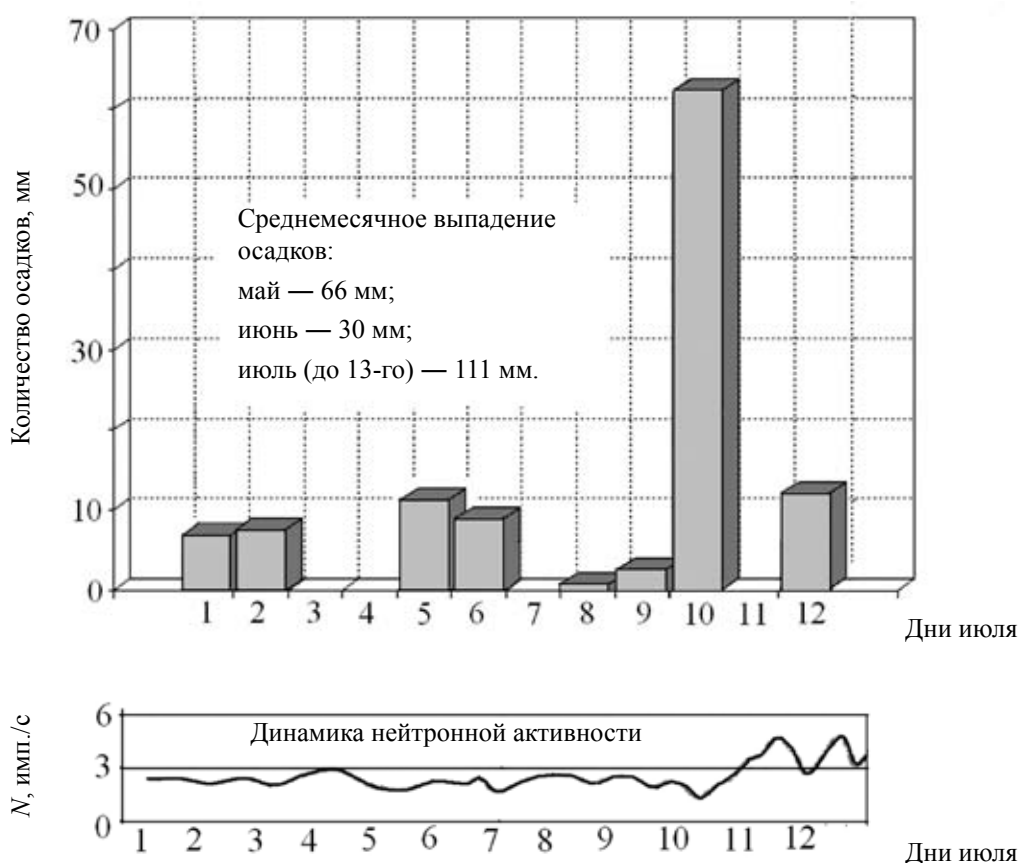


Рис. 7.8. Выпадение осадков в районе ЧАЭС в мае—июле 2000 г. и динамика нейтронной активности в пом. 305/2 у пролома

При этом вода, поступающая из верхних помещений блока по маршруту: пом. 504/2, далее юго-западный и юго-восточный квадранты пом. 305/2, заполняет углубления, образовавшиеся в результате прожога пола под проломом между пом. 305/2 и 304/3. В зависимости от скорости притока или оттока меняется уровень воды в скоплении ТСМ в районе пролома, что и определяет колебания плотности нейтронного потока. При консервативном подходе эти колебания можно отнести за счет изменения $K_{эф}$. (Вторая возможная причина — смягчение спектра нейтронов и, соответственно, возрастание чувствительности детектора нейтронов.)

Из сказанного следует, что кроме описанных семи участков с ТСМ в глубине подаппаратного помещения возможно существуют скопления топлива со значительным содержанием урана. В то же время количественные оценки геометрии этих скоплений и их структуры (содержания топлива) пока можно делать лишь гипотетически.

7.2.3. Границы распространения ЛТСМ в пом. 305/2

В работах [1] и [5] была сделана попытка определить границы распространения ЛТСМ, находящихся в пом. 305/2. Для этого пом. 305/2 было условно разбито на участки с помощью проведения вертикальных сечений (вдоль строительных рядов). Координаты сечений выбраны по принципу информативности — наличия пробуренных скважин, числа отобранных проб, наличия данных по измерениям в скважинах и т.п. Для каждого из участков на основании всей имеющейся к настоящему времени верифицированной информации были найдены границы распространения ЛТСМ.

Для иллюстрации этого подхода ниже приводятся два таких сечения, проведенные по ряду $И_{-900}$ (рис. 7.9) и ряду $К_{-1000}$ (рис. 7.10)

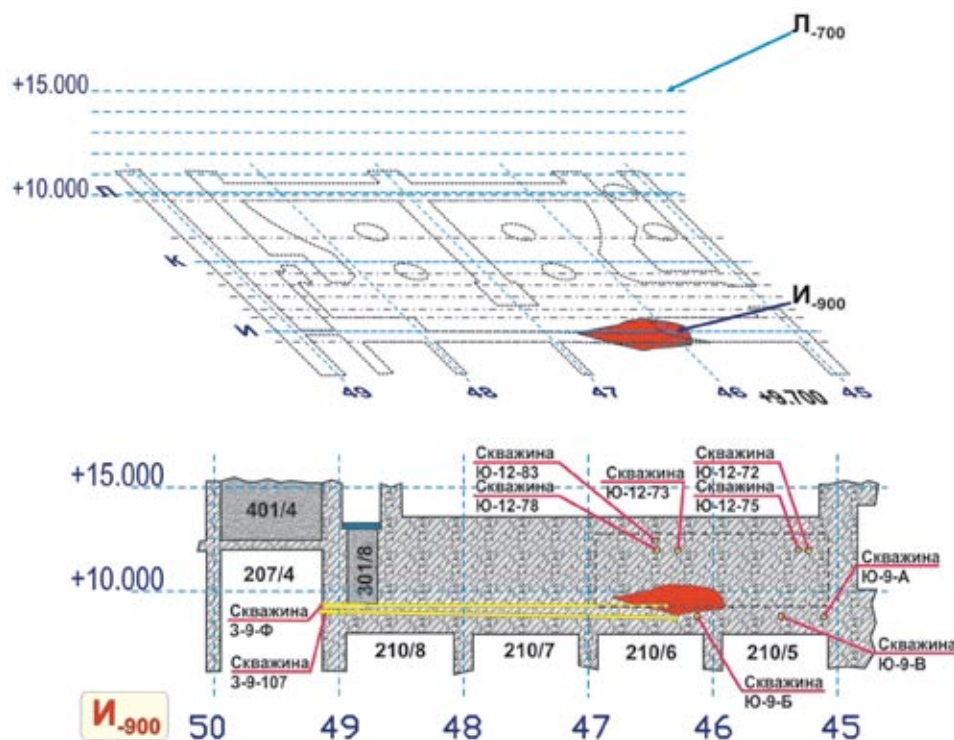


Рис. 7.9. Разделительная стена между пом. 305/2 и 304/3. ЛТСМ. Сечение по ряду $И_{-900}$

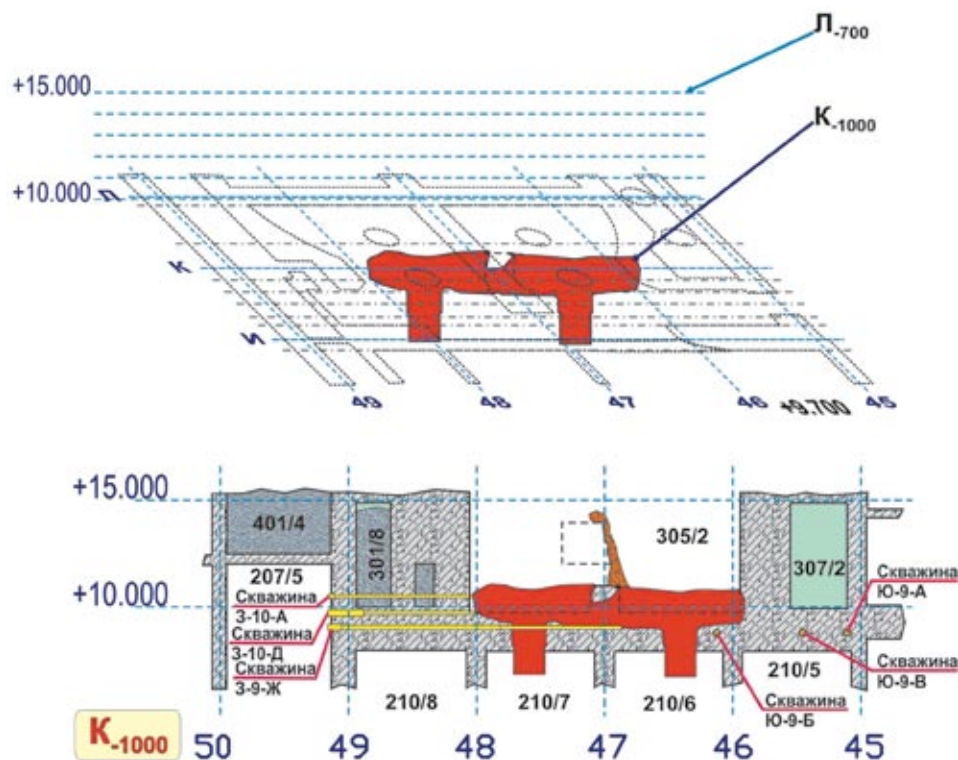


Рис. 7.10. Помещение 305/2. ЛТСМ. Сечение по ряду К₋₁₀₀₀

7.2.4. Горизонтальный поток ЛТСМ⁶

В разделе 6.1.2 уже говорилось о горизонтальном потоке лавы (рис. 6.6, 7.11 и 7.12).

Этот поток вытекал из пом. 305/2 через пролом в стене в пом. 304/3 и растекался по всему его полу. Далее, через открытую дверь пом. 304/3, он попал в пом. 301/5 и разделился на два направления: на запад и на восток.

В западном направлении лава затекла в пом. 303/3 (через сорванную с петель дверь). Дальнейший путь западного потока проследить не удалось из-за большого слоя бетона, попавшего в помещения при строительстве «Укрытия».

В восточном направлении лавовый поток достиг пом. 301/6, повернул на юг и, проделав путь около 15 м, достиг ряда Г. Из пом. 301/6 через вертикальные проходки ЛТСМ протекли на отметку 6 м в пом. 217/2 и образовали «слоновью ногу», «сталактиты» и «каплю» (рис. 6.6). Из пом. 217/2 лава в незначительных, по сравнению с общей массой, количествах попала на нулевую отметку — в пом. 017/2.

В дальнейшем восточный горизонтальный лавовый поток повернул на север и закончил свое продвижение по пом. 301/6, вероятнее всего, между рядами Ж и И.

Общая информация о ЛТСМ, входящих в горизонтальный поток, приведена в табл. 7.2 и на рис. 7.11. Детальные данные рассматриваются ниже при описании конкретных помещений.

⁶ По материалам [2, 5, 17—19].

Таблица 7.2. Экспертные характеристики* ЛТСМ, входящих в состав горизонтального потока (на отм. +9.00 и в его протечках на отм. +6.00 и 0.00)

№ помеще-ния	Краткая характеристика скопления ТСМ	Объем ТСМ, м ³	Масса топлива (по урану), т	Примечание
304/3	Слой ТСМ на полу помещения толщиной 0,6—1 м	50—70	6 ± 2	Учтен объем ТСМ, в проломе
303/3	ТСМ на полу под бетоном	2—7	$0,5 \pm 0,3$	
301/5	ТСМ, лежащие открыто и под бетоном	8—30	$2,0 \pm 1,5$	
301/6	ТСМ на полу под бетоном.	8—30	$2,0 \pm 1,5$	
217/2	«Слоновья нога», «сталактиты», «капля»	2—4	$0,4 \pm 0,2$	
017/2	Отдельные фрагменты ТСМ на «свежем» бетоне	Малый		Возможно при-сутствие ТСМ под бетоном

* В группу экспертов входили специалисты Курчатовского института, ИБРАЭ РАН, МНТЦ «Укрытие», Радиового ин-ститута, ЧАЭС и ряда других учреждений.

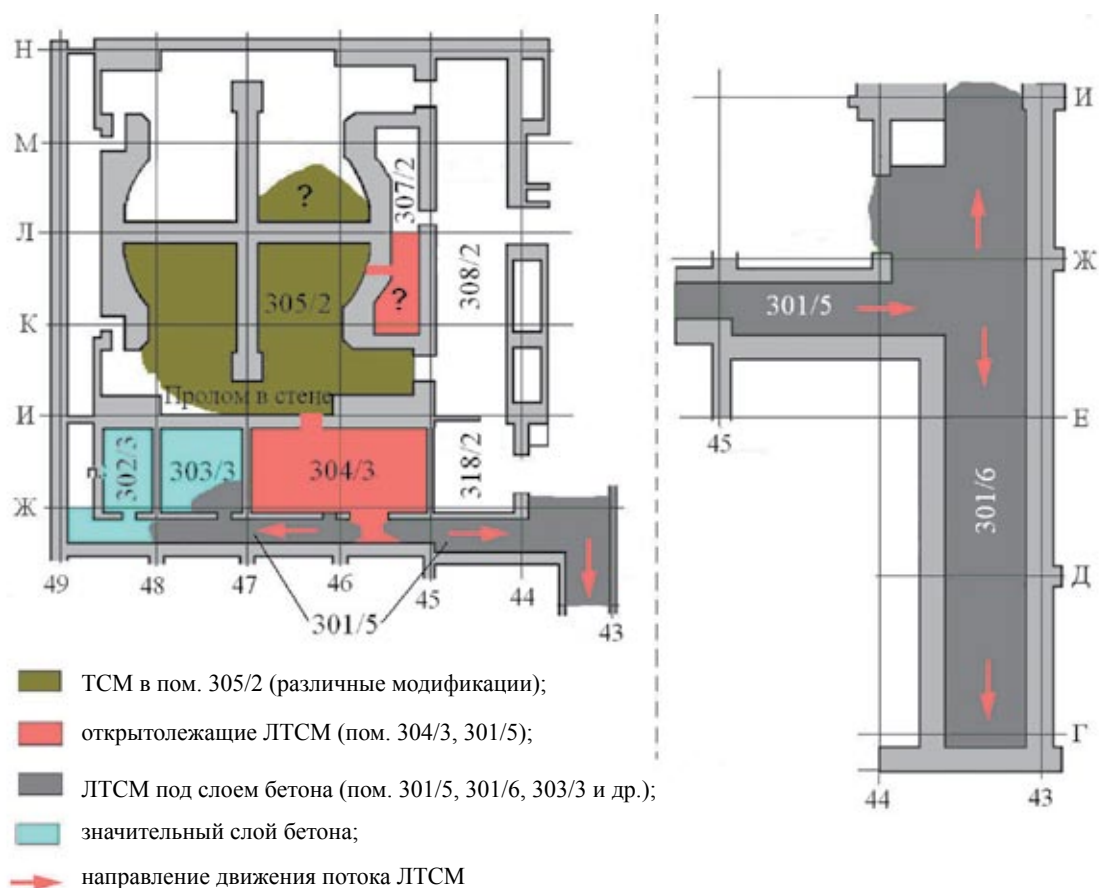


Рис. 7.11. Горизонтальный поток лавы на отм. +9.000

Таким образом, общий объем ТСМ в горизонтальном потоке и на нижних этажах, в которые он попал, составляет 70—140 м³. Содержание урана в пробах потока измерялось тремя методами. Их результаты (%): элементный состав — $4,2 \pm 0,4$; радиохимия — $4,2 \pm 1$; по корреляции с ^{144}Ce — $5,2 \pm 1$.

Эксперты при расчетах принимали, что содержание урана в ТСМ горизонтального потока лежит в пределах 4—5 % для всех скоплений [2]. Тогда количество топлива, заключенного в ТСМ, равно 11 ± 4 т.



Рис. 7.12. Проникновение ЛТСМ от горизонтального потока на отм. +6.000 в пом. 217/2

7.2.5. Помещение 304/3⁷

Открытолежащие ЛТСМ заполнили всю площадь пом. 304/3. Можно считать, что они образуют единое скопление (рис. 7.13, 7.14).

Поверхность ЛТСМ неоднородна, покрыта трещинами. Цвет ЛТСМ — черный. Визуально структура — крупнопористая, в застывшей лаве много крупных полостей, некоторые из которых имеют объем 1—2 дм³.

В течение 1988—1990 гг. в пом. 304/3 была пробурена 21 скважина. Бурение производилась с трех основных направлений — с запада (из пом. 207/4), с юга (из пом. 208/9 и пом. 10) и с востока (из пом. 318/2) (см., например, рис. 3.3).

⁷ По материалам [2, 17—19].

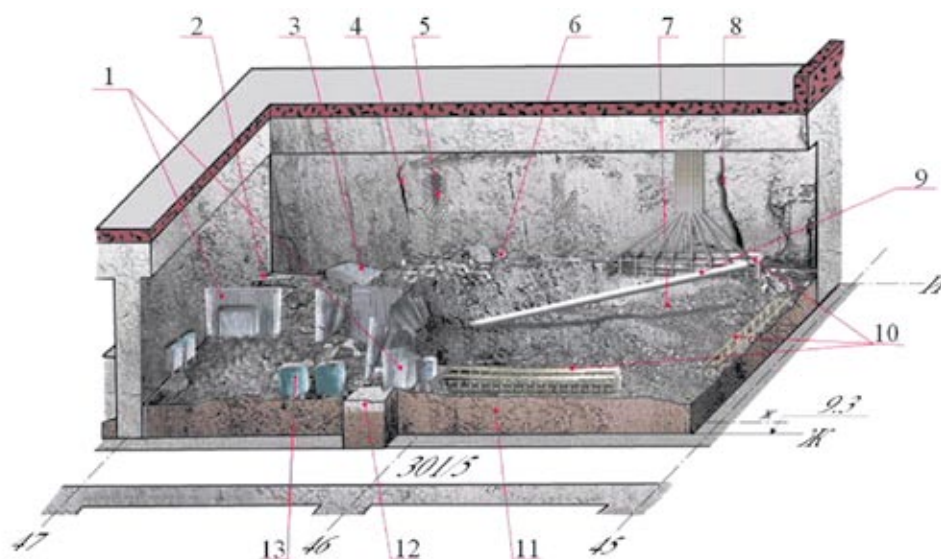


Рис. 7.13. Схема расположения конструкций и ТСМ в пом. 304/3 (по данным исследований с помощью скважин и информации разведывательных групп)

1 — ограждение электрошкафов; 2 — датчик плотности нейтронного потока (скв. 3-10-Г); 3 — упавший электрошкаф; 4 — трещины в стене; 5 — обнажившаяся металлоарматура; 6 — возвышение у стены, разделяющей пом. 304/3 и 305/2 (отм. +10.300); 7 — область, имеющая «холмистую» поверхность; 8 — глубокая вертикальная трещина; 9 — обсадная труба скв. В-12-79, пробуренной из пом. 318/2; 10 — пробоотборные гребенки; 11 — слой лавы, заполнивший помещение; 12 — бетон в дверном проеме пом. 304/3; 13 — контейнеры с мусором и ТСМ



Рис. 7.14. Скопление лавы на полу пом. 304/3

Исследования, проведенные с помощью скважин, пробуренных в полу пом. 304/3, показали, что лава находится не только над полом пом. 304/3, но и «выжгла» часть самого пола практически по всей площади помещения. Бетон в месте прожога деструктурировался и превратился в щебень. На это указывают и косвенные данные.

Так, результаты бурения, проведенного посредством дистанционно-управляемой системы ТР-4 (пробурено несколько вертикальных скважин в коридоре пом. 301/5 в перекры-

тие пола между строительными осями 46_{-2000} и 45_{+2500} см. ниже) показали, что строительный бетон пола помещения деструктурирован в месте бурения на глубину около 15 см.

Поскольку пол пом. 301/5 подвергся меньшему по сравнению с пом. 304/3 термическому воздействию — как по времени, так и по интенсивности, можно заключить, что нижняя граница скопления ЛТСМ в пом. 304/3 находится не выше отм. 9.15 м.

Некоторые характеристики ЛТСМ из пом. 304/3, приведены в табл. 7.3—7.5 (см. [5], [18]).

Таблица 7.3. Усредненный радионуклидный состав проб керамики из пом. 304/3 (продукты деления и активации) (данные по 34 пробам)

Нуклид	^{144}Ce	^{137}Cs	^{134}Cs	^{106}Ru	^{125}Sb	^{154}Eu	^{155}Eu	^{90}Sr
Активность, МБк/г*	$1 \cdot 10^3$	$2,2 \cdot 10$	$1,3 \cdot 10$	$1,2 \cdot 10$	1,6	1,4	2,0	$6,8 \cdot 10$

* Пересчет на 26.04.1986 г.

Таблица 7.4. Усредненный радионуклидный состав проб керамики из пом. 304/3 (трансурановые элементы)

Активность нуклидов, МБк/г (керамики), пересчет на 26.04.1986 г.					U, %	Выгорание, МВт·сут./ кг (U)
^{238}Pu	$^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$	^{242}Cm	^{244}Cm	^{241}Am		
$4,9 \cdot 10^{-1}$	$9,4 \cdot 10^{-1}$	$2,0 \cdot 10$	$2,6 \cdot 10^{-1}$	$3,2 \cdot 10^{-1}$	4,1	12,3

Таблица 7.5. Усредненный элементный состав проб ТСМ из пом. 304/3, % (данные по 19 пробам)

Si	Ca	Ti	Zr	Cu	Na	Ba	U	Al	Mn	Mo	Fe	Mg	Cr	Ni	B
33,0	4,8	$1,2 \cdot 10^{-1}$	4,3	$2,7 \cdot 10^{-3}$	4,6	$1,2 \cdot 10^{-1}$	4,0	3,9	1,5	$2,2 \cdot 10^{-3}$	$3,5 \cdot 10^{-1}$	2,3	$2,0 \cdot 10^{-1}$	$9,7 \cdot 10^{-2}$	$5,7 \cdot 10^{-2}$

Из приведенных в табл. 7.3—7.5 данных следует, что топливо, содержащееся в черной матовой керамике пом. 304/3, обеднено по ^{137}Cs и ^{134}Cs в ~ 2 раза. Керамика сильно и неравномерно обеднена по рутению. Во всех изученных образцах наблюдается закономерное обеднение по ^{154}Eu в $\sim 2,2$ раза. Химический состав черной керамики в среднем соответствует сценарию образования ЛТСМ в 4-м блоке ЧАЭС (см. главу 6).

Экспертные оценки объема ЛТСМ и количества топлива (по урану), находящегося в пом. 304/3, дали величину $50\text{—}70 \text{ м}^3$ и $6\text{—}2 \text{ т}$ соответственно (см. табл. 7.2).

Несколько дополнительных замечаний.

В работе [18] сделана оценка верхней границы количества ^{137}Cs , который вылетел из расплава ЛТСМ, проникшего в пом. 304/3. Как показал проведенный анализ, максимальный уровень поверхностного загрязнения бетона в пом. 304/3 не превышает 100 МБк/м^2 . Общая площадь потолка и стен этого помещения составляет не более 200 м^2 . Отсюда верхняя оценка количества ^{137}Cs , вылетевшего в процессе растекания потока лавы, дает значение $2 \cdot 10^4 \text{ МБк}$, что не превышает $0,1\%$ количества ^{137}Cs , оставшегося в матрице ЛТСМ. Этот факт позволяет сделать следующий вывод: вылет цезия из ЛТСМ в основном происходил до того как расплав попал в пом. 304/3, т.е. во время «варки» лавы в пом. 305/2.

Изучение образцов бетона, отобранных на поверхности стен пом. 304/3 [18] показало, что в них содержится значительно больше ^{125}Sb , чем это характерно для обычного топливного состава (в 4 раза!). Поскольку температура кипения металлической и оксидной форм сурьмы составляет 1440 и 1550 °С соответственно, можно предположить, что в тот момент, когда лава проникла в изучаемое помещение, ее температура достигла или превысила 1550 °С. Это значение хорошо согласуется с тем, которое предлагается для средней температуры лавы (1600 °С) согласно сценарию, предложенному в разделе 6.

7.2.6. Помещения 301/5 и 305/6⁸

Помещение 301/5 представляет собой коридор обслуживания, который примыкает с юга к пом. 302/3, 303/3, 304/3 (см. рис. 7.9, 7.13). На востоке он переходит в другой коридор обслуживания пом. 301/6. Поток лавы попал в пом. 301/5 через дверь из пом. 304/3. Позднее коридор был залит «свежим бетоном» с двух сторон — с запада и с востока. Только небольшой участок пола между осями 45_{+2500} и 46_{-1500} оказался свободен от бетона и на нем видны открытые ЛТСМ (рис. 7.11, 7.15).

В этом коридоре исследования ЛТСМ велись с помощью специальных роботов (рис. 7.16). Один из них (ТР-4) провел бурение нескольких скважин между строительными осями 46_{-2000} и 45_{+2500} , на месте залегания открытых ЛТСМ. Результаты бурения показали, что слой лавы в этом месте составляет около 0,5 м, кроме того, строительный бетон пола де-структурирован в месте бурения на глубину около 15 см.

Усредненный радионуклидный состав проб, взятых в пом. 301/5, приведен в таблицах 7.6 и 7.7. Информация об элементном составе проб, взятых из пом. 301/5, отсутствует.

Таблица 7.6. Усредненный радионуклидный состав проб керамики из пом. 301/5 (продукты деления и активации) (данные по 11 пробам)

Нуклид	^{144}Ce	^{137}Cs	^{134}Cs	^{106}Ru	^{125}Sb	^{154}Eu	^{155}Eu	^{90}Sr
Активность, МБк/г*	$9,0 \cdot 10^2$	$2,1 \cdot 10$	$1,1 \cdot 10$	9,3	—	1,4	—	$5,6 \cdot 10$

* Пересчет на 26.04.1986 г

Примечание. Здесь и далее в таблицах прочерк означает отсутствие данных.

Таблица 7.7. Усредненный радионуклидный состав проб керамики из пом. 301/5 (трансурановые элементы)

Активность нуклидов, МБк/г (керамики), пересчет на 26.04.1986 г.					U, %	Выгорание, МВт·сут./кг (U)
^{238}Pu	$^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$	^{242}Cm	^{244}Cm	^{241}Am		
$4,1 \cdot 10^{-1}$	$7,7 \cdot 10^{-1}$	$3,9 \cdot 10$	$1,7 \cdot 10^{-1}$	$2,9 \cdot 10^{-1}$	3,4	10,6

Общий объем ТСМ в пом. 301/5 может быть (очень приблизительно) оценен в 8—30 м³. Тогда полное количество топлива (по урану), находящееся в пом. 301/5, составляет $2,0 \pm 1,5$ т (см. табл. 7.2).

Помещение 301/6 — коридор обслуживания, который расположен между рядами П и Г и осями 43 и 44 (рис. 7.11). После проведения работ по строительству объекта «Укрытие»

⁸ По материалам [5].

пом. 301/6 оказалось залитым слоем бетона около 2 м. О существовании ЛТСМ на полу в пом. 301/6 можно судить только по косвенным признакам, к которым относятся данные о ЛТСМ в пом. 301/5 и данные о проникновении ЛТСМ в нижние этажи.



Рис. 7.15. Пом. 301/5. Вид с запада на восток

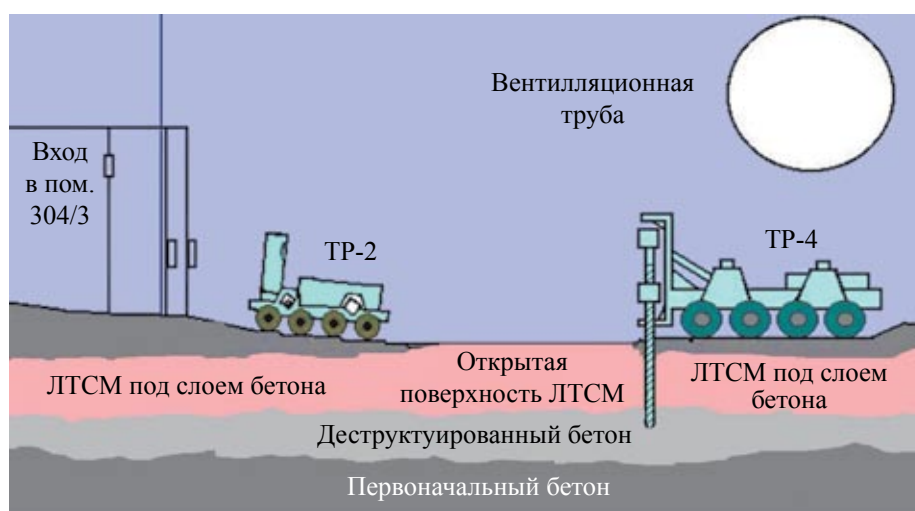


Рис. 7.16. Схема исследования пола в пом. 301/5 с помощью роботов ТР-4 (бурение, отбор проб, измерение радиационных полей) и ТР-2 (внешнее наблюдение, координация работы ТР-4)

Общий объем ТСМ в пом. 301/6 может быть (очень приблизительно) оценен в 8—30 м³. Тогда полное количество топлива (по урану) в пом. 301/6 составляет $2,0 \pm 1,5$ т (см. табл. 7.2).

7.2.7. Помещения 217/2 и 017/2⁹

Помещение 217/2

Хотя коридор обслуживания пом. 217/2 находится на отм. 6 м, он входит в перечень помещений, куда попали ЛТСМ большого горизонтального потока. Лава проникла в это помещение из коридора 301/6 через технологические проходки, соединяющие отметки 9 м и 6 м, и застыла в виде причудливых образований — «слоновой ноги», «сталактитов», «капли» (рис. 7.12, 7.17). После проведения работ по строительству «Укрытия» коридор обслуживания 217/2 был залит бетоном с двух сторон. Поверхность бетона у южного торца (ряд Г) достигает потолка помещения.



Рис.7.17. Помещение 217/2.
«Сталактиты»

Таблица 7.8. Усредненный радионуклидный состав проб черной керамики из пом. 217/2 (продукты деления и активации) (данные по 27 пробам)

Нуклид	¹⁴⁴ Ce	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	¹⁰⁶ Ru	¹²⁵ Sb	¹⁵⁴ Eu	¹⁵⁵ Eu	⁹⁰ Sr
Активность, МБк/г*	1,2·10 ³	2,8·10	1,6·10	1,3·10	3,9	1,6	2,1	5,5·10

* Пересчет на 26.04.1986 г.

Таблица 7.9. Усредненный радионуклидный состав проб черной керамики из пом. 217/2 (трансурановые элементы)

Активность нуклидов, МБк/г (керамики), пересчет на 26.04.1986 г.					U, %	Выгорание, МВт·сут./ кг (U)
²³⁸ Pu	²³⁹ Pu + ²⁴⁰ Pu	²⁴² Cm	²⁴⁴ Cm	²⁴¹ Am		
4,0·10 ⁻¹	8,3·10 ⁻¹	1,2·10	1,3·10 ⁻¹	1,2·10 ⁻¹	4,6	12,1

⁹ По материалам [5, 19].

**Таблица 7.10. Усредненный элементный состав проб ТСМ в пом. 217/2, %
(данные по 25 пробам)**

Si	Ca	Ti	Zr	Cu	Na	Ba	U	Al	Mn	Mo	Fe	Mg	Cr	Ni	B
31,1	6,1	$1,6 \cdot 10^{-1}$	4,3	$1,5 \cdot 10^{-3}$	4,1	$1,3 \cdot 10^{-1}$	4,4	4,6	3,0	$4,4 \cdot 10^{-3}$	0,56	2,3	$2,2 \cdot 10^{-1}$	$1,5 \cdot 10^{-1}$	$9,7 \cdot 10^{-2}$

Суммарный объем скоплений ЛТСМ в пом. 217/2 составляет 2—4 м³. Полное количество топлива, находящееся в пом. 217/2, составляет $0,4 \pm 0,2$ т (см. табл. 7.2).

Помещение 017/2

Продвигаясь по технологическим проходкам вниз, лава попала и на отм. 3 м — в пом. 017/2 (коридор обслуживания). Его южная часть расположена непосредственно под пом. 217/2. Впоследствии этот коридор был залит «свежим бетоном» с севера. ТСМ в помещении представлены отдельными фрагментами черной керамики, находящимися около лестницы между рядами Е и Ж. Количество топлива в этом пом. незначительно, по оценкам — менее 100 кг.

7.2.8. Горизонтальный поток, некоторые выводы

Сравнивая радионуклидный состав проб керамики из большого горизонтального потока (пом. 304/3, 301/5, 217/2, 017/2) можно прийти к выводу, что этот состав, в пределах экспериментальных ошибок, остается неизменным по ходу растекания лавы.

Такой же вывод можно сделать на основе результатов исследований элементного состава керамики (пом. 304/3 и 217/2). Для примера на рис. 7.18 представлена диаграмма среднего содержания урана в лаве вдоль ее потока для трех помещений. В пределах ошибок измерений оно не меняется. Это означает, что при прохождении потока лавы он заметным образом не пополнялся за счет окружающих его конструкционных материалов блока.

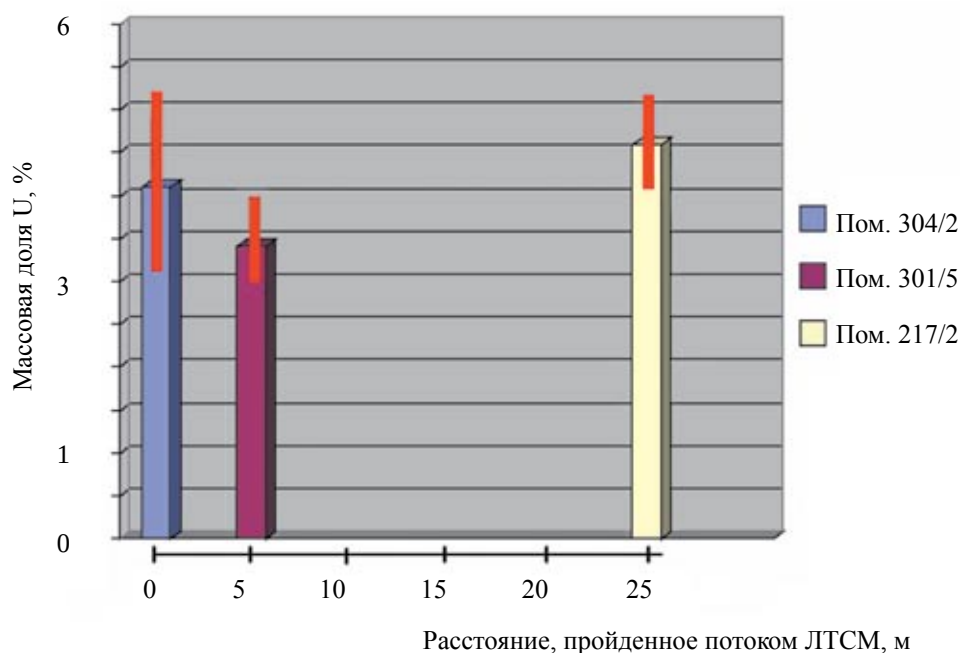


Рис. 7.18. Среднее содержание урана в образцах лавы, взятых в пом. 304/3, 301/5 и 217/2 (горизонтальный поток). Красные отрезки — величины стандартных отклонений

В то же время следует отметить, что в местах контакта лавы с бетоном неоднократно наблюдалось его разрушение. Как показали взятые пробы, лава проникла на десятки сантиметров в деструктурированный бетон на полу пом. 304/3 и 301/5. Такой процесс хорошо известен [20].

Во время нагрева бетона происходит его обезвоживание, кроме того, протекают реакции дегидратации и разложения в цементном камне и в заполнителях. Соответственно при нагреве бетон теряет массу. Экспериментами установлено, что при температуре до 500 °С из 1 м³ бетона удаляется ~ 100 л воды. При 500—700 °С удаляется еще ~ 75 л воды при разложении портландтида $\text{Ca}(\text{OH})_2$. Кроме того, при 120—600 °С постоянно происходит выделение связанной цеолитами и химически сорбированной воды.

При бурении слоя ЛТСМ в пом. 301/5 с помощью робота было обнаружено, что лава в этом помещении имеет слоистую структуру. Ее отдельные горизонтальные слои достигают толщины порядка нескольких сантиметров. Слоистость лавы отмечалась и при исследованиях в пом. 304/3 и «слоновой ноги».

На основе предыдущих выводов можно представить себе картину растекания горизонтального потока лавы следующим образом. Лава поступала в помещения порциями (слоистая структура). Попадая в помещение, она взаимодействовала с бетоном пола (в меньшей степени с бетонными стенами), разрушала его и проникала в пустоты. Процесс поступления лавы шел с такой скоростью, что продукты ее взаимодействия с бетоном не вовлекались в поток.

7.3. Нижние отметки. Вертикальные потоки лавы

7.3.1. Большой и малый вертикальные потоки¹⁰

Как уже говорилось в главе 6, в период активной стадии аварии лавообразные ТСМ и расплавленный металл, образовавшиеся в пом. 305/2, «воспользовались» путем, предусмотренным для воды и пара в случае проектной аварии, и проникли на нижние отметки блока. Этот путь проходит через паросбросные клапаны, находящиеся на полу подаппаратного помещения, паросбросные коллекторы и трубы в ПРК и ББ (рис. 7.19).

Таким образом, кроме горизонтального потока лавы образовались и два вертикальных — большой вертикальный поток и малый вертикальный поток (см. рис. 6.5). Позднее, осенью 1986 г., часть этого пути проделал «свежий бетон», частично покрывший ЛТСМ.

Для удобства изложения на рис. 7.20 еще раз приведена принципиальная схема растекания лавы, входящей в вертикальные потоки.

Большой вертикальный поток: пом. 305/2 → пом. 210/7 → пом. 012/15 → пом. 012/7.

Малый вертикальный поток: пом. 305/2 → пом. 210/6.

Главная информация о ЛТСМ, находящихся в помещениях, в которых застыли большой и малый вертикальные потоки, приведена в табл. 7.11.

¹⁰ По материалам [2, 5].

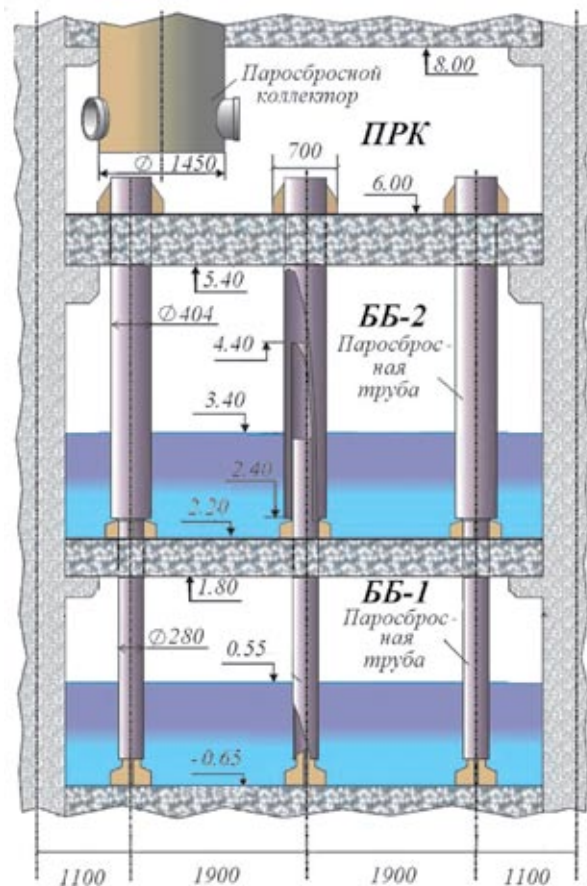


Рис. 7.19. Система сброса воды и пара 4-го блока ЧАЭС до аварии
Показаны помещения парораспределительного коридора и бассейна-барботера. Уровень воды в бассейне-барботере показан в соответствии со штатным режимом эксплуатации

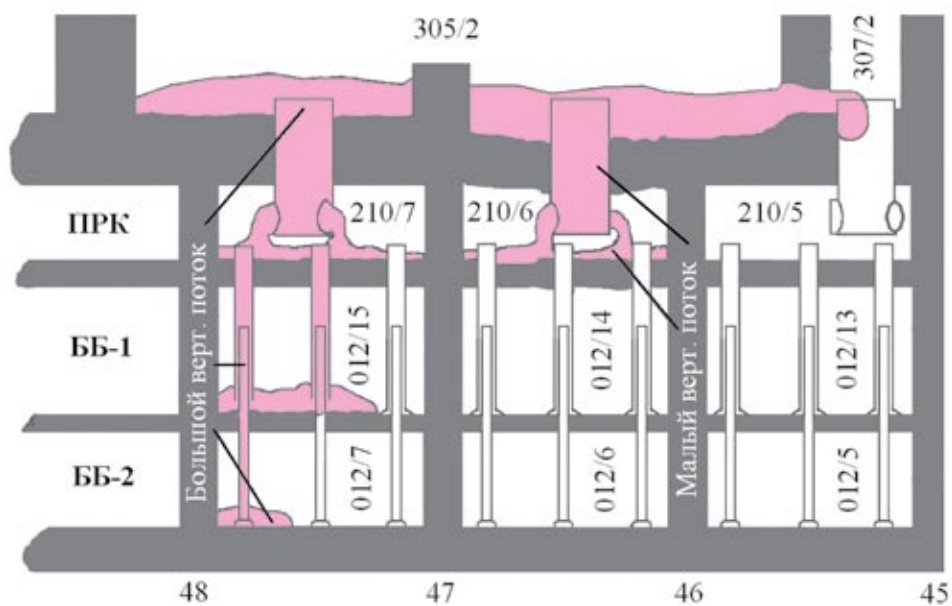


Рис. 7.20. Вертикальное распространение лавы по паросбросным клапанам и трубам

Таблица 7.11. Данные о ЛТСМ, входящих в состав большого и малого вертикальных потоков (на отм. +6.000, +3.000 и 0.000)

№ помещения, отметка	Краткая характеристика скопления ТСМ	Объем ЛТСМ, м ³	Масса топлива (по урану), т	Примечание
210/7 (6.00). ПРК	Застывшая лава (преимущественно коричневая керамика) и металл, поступавшие из 4-го ПК	13—28	3,7—10,4	Учтен объем ЛТСМ в ПК
210/6 (6.00). ПРК	Застывшая лава (преимущественно черная керамика) и металл, поступавшие из 3-го и 4-го ПК	17—30	2,4—6,2	Учтен объем ЛТСМ в ПК
210/5 (6.00). ПРК	Застывший металл на полу помещения	—	—	Топлива в помещении не обнаружено
Всего в ПРК находится (11,4 ± 5,3) т топлива (экспертное значение)*				
012/15 (3.00). ББ-2	Куча второго этажа ББ	23 ± 6	5,2 ± 2	Учтено топливо в паросбросных трубах
012/14 (3.00). ББ-2	Лава в четырех трубах в районе ряда Л Лава под бетоном вдоль оси 46+1000 между рядами К—М	До 1,4 (?) До 20 (?)	(?) (?)	
Всего в ББ-2 может находиться до 14 т топлива. Экспертное значение — 8 ± 3				
012/7 (0.00). ББ-1	Куча первого этажа ББ	2,5 ± 0,5	0,4 ÷ 1,3	Учтено топливо в паросбросных трубах
012/6 (0.00). ББ-1	Застывшая лава, находящаяся в четырех трубах, расположенных в районе ряда Л Застывшая лава, находящаяся под бетонными аплывами вдоль оси 46+1000, между рядами К—М	(?) (?)	0,1(?)	
Всего в ББ-1 находится 1,0 ± 0,5 т топлива (экспертное значение*)				

* В группу экспертов входили специалисты Курчатовского института, ИБРАЭ РАН, МНТЦ «Укрытие», Радиового института, ЧАЭС и ряда других учреждений.

7.3.2. Лава в пом. 210/7. Большой вертикальный поток в ПРК¹¹

Начало большого вертикального потока — четвертый паросбросной клапан в юго-западной части пом. 305/2 (квадрат И/47-И/48-К/48-К/47). Через него лавообразные ТСМ попали в ПРК в пом. 210/7 (рис. 7.21).

В одном патрубке 4-го клапана в пом. 210/7 наблюдается своеобразный застывший водопад коричневой керамики с крупными каплями и струями металла (рис. 7.22). В другом патрубке — застывшая струя угольно-черной керамики. Третий патрубок заполнен шоколадно-коричневой застывшей массой. Рядом с застывшей струей ЛТСМ, напротив третьего патрубка, вплотную к конденсаторной батарее (ряд К₊₃₀₀₀) из слоя ЛТСМ выступает застывший металл, его высота от пола помещения — 0,5 м.

¹¹ По материалам [2,5,19].

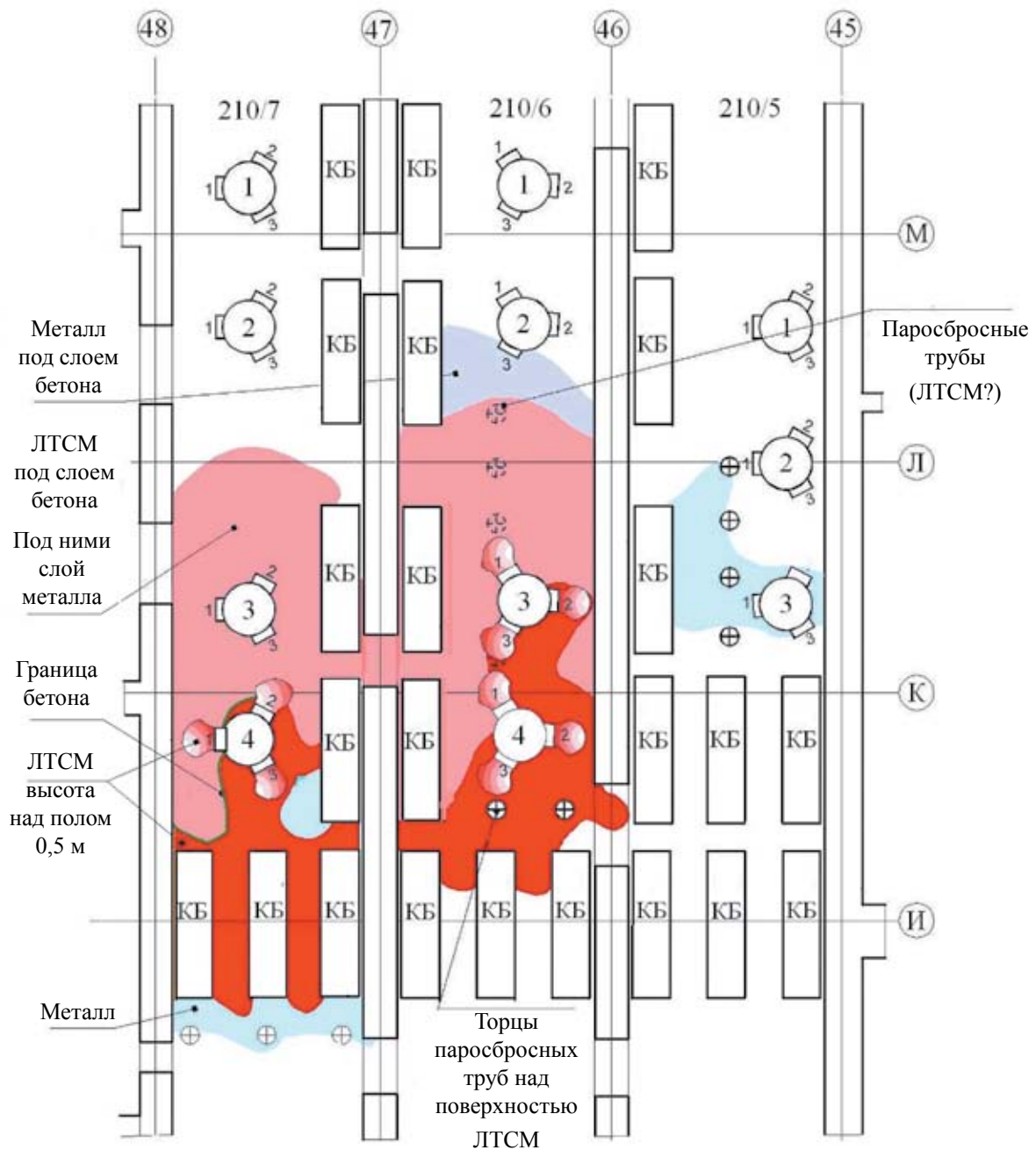


Рис. 7.21. ЛТСМ в парораспределительном коридоре

Открытолежащие ЛТСМ расположены между рядами $И_{-2500}$ — К. Толщина слоя ЛТСМ от ряда К до ряда $И_{+1900}$ (торцы конденсаторных батарей) достигает 0,5 м и плавно, в зоне ограниченной стенками конденсаторных батарей, понижается примерно до уровня пола ($И_{-2500}$).

От ряда $И_{+2000}$ до ряда К у западной стены, и далее от ряда К в северном направлении ЛТСМ прилиты «свежим бетоном».

С юга вплоть до ряда $И_{-3000}$ из под ТСМ выступает металл, «разлитый» слоем толщиной около 5 см.



Рис. 7.22. Застывшие струи ЛТСМ, вытекающие из парораспределительного клапана в пом. 210/7

В 1988—1989 гг. в пом. 210/7 было пробурено 6 исследовательских скважин. Анализ результатов бурения показывает (скважина 3-9-У, ряд K_{+500} , высотная отметка 6.00), что толщина слоя металла на полу помещения не менее 5 см, МЭД более 100 Р/ч. Хотя ЛТСМ в керне отсутствовали, высокие значения МЭД от выбуренного бетона (до 40 Р/ч) косвенно указывают на присутствие ЛТСМ в области трассы скважины. Результаты исследования кернов остальных скважин, пробуренных севернее 3-9-У, т.е. севернее ряда L_{-2600} (скв. 3-9-Г) показали отсутствие ЛТСМ. Таким образом, северная граница распространения ТСМ в пом. 210/6 (только по результатам бурения) находится между рядами K_{+500} и L_{-2600} .

Все скважины, пробуренные в пом. 210/7, достигают уровня пола помещения в непосредственной близости от восточной стены помещения, т.е. в области, где расположены конденсаторные батареи. Под эти батареи ЛТСМ вряд ли могли затечь в значительных количествах: во-первых, туда уже должен был попасть металл, а во-вторых, при соприкосновении с холодными стенками конденсаторов вязкая лава быстро застывала. Учитывая сказанное и то, что ТСМ распространились в южном направлении на расстояние 7,5 м от оси 4-го паросбросного клапана, можно сделать предположение, что северная граница распространения ТСМ лежит в районе ряда L_{+500} .

Результаты исследований 23 проб коричневой керамики показали, что содержание урана в ней составляет 10 ± 2 %. Обеднение по ^{137}Cs (процент цезия, оставшегося в лаве, по отношению к начальному) равно 36 ± 12 %. Выгорание, вычисленное по $(A^{134}\text{Cs}/A^{137}\text{Cs})$, составляет $12,4 \pm 0,6$ МВт · сут/кг (У), рассчитанное по отношению $A^{238}\text{Pu}/A^{238+239+240}\text{Pu}$ — $12,5 \pm 1,4$ МВт · сут/кг (У). Объединение двух выборок по выгоранию, вычисленному по цезию и плутонию, дает среднее значение равное $12,4 \pm 1,1$ МВт · сут/кг (У). Усредненный элементный состав проб ЛТСМ представлен в табл. 7.12.

С учетом объема ЛТСМ, оставшихся в парораспределительном клапане, общий объем лавы в пом. 210/7 по оценкам экспертов [5] находится в пределах 13—28 м³, а количество топлива в этом помещении составляет 3,7—10,4 т (см. табл. 7.11).

**Таблица 7.12. Усредненный элементный состав проб ЛТСМ в пом. 210/7, %
(данные по 18 пробам, коричневая керамика)**

Si	Ca	Ti	Zr	Na	Ba	Al	Mn	Fe	Mg	Cr	Ni	B	Gd
29,9	4,9	$1,4 \cdot 10^{-1}$	4,7	4,0	$1,6 \cdot 10^{-1}$	3,7	$4,0 \cdot 10^{-1}$	$8,9 \cdot 10^{-1}$	4,2	$2,7 \cdot 10^{-1}$	$2,8 \cdot 10^{-1}$	$6,5 \cdot 10^{-2}$	$2,5 \cdot 10^{-2}$

7.3.3. Лава в пом. 210/6. «Малый вертикальный поток» в ПРК¹²

Начало малого вертикального потока — 3-й и 4-й южные паросбросные клапаны в юго-восточной части пом. 305/2 (прямоугольник И/46—И/47—Л/47—Л/46). Лаваобразные ТСМ попали в пом. 210/6 через 3-й и 4-й паросбросные клапаны из юго-восточной части пом. 305/2 (см. рис. 3.39). Патрубки паросбросных клапанов заполнены ЛТСМ черного цвета, в патрубках среди ЛТСМ находится множество мелких фрагментов металлоконструкций. На поверхности ЛТСМ, вытекших из клапанов, заметны ярко-желтые пятна — новообразования (рис. 7.23). Металлическая облицовка потолка над 3-м и 4-м клапанами провисла.



Рис. 7.23. Ярко-желтые пятна – новообразования на поверхности ЛТСМ в пом. 210/6 (см. главу 8)

Открытолежащие ЛТСМ расположены между рядами И—К₊₃₀₀₀. Толщина слоя ЛТСМ у 2-го патрубка 3-го клапана достигает 0,6 м, в районе 4-го клапана — 0,4—0,5 м, в районе ряда И составляет 0,1 м. В районе 4-го паросбросного клапана (ряды И—К) зафиксирован переплавленный и застывший металл, а матовая керамика пронизана крупными газовыми пустотами и имеет небольшую высоту над полом.

ТСМ от ряда И₊₂₀₀₀ до ряда К₊₂₅₀₀ (3-й клапан), вдоль конденсаторных батарей, стоящих у западной стены, и далее в северном направлении от ряда К₊₂₅₀₀ прилиты «свежим бетоном».

¹² По материалам [2, 5, 19].

Как показали исследования, проведенные в бассейне-барботере, под пом. 210/6 четыре паросбросных трубы, расположенные по оси 47₋₃₀₀₀ и рядом Л₊₁₅₀₀, Л, Л₋₁₅₀₀ и К₊₁₅₀₀ заполнены ТСМ. Последнее позволяет предположить, что толщина слоя ЛТСМ в районе ряда Л₊₁₅₀₀ составляет не менее 0,35 м.

Застывшие массы металла фиксируются в пом. 210/6 визуальнo между рядами К—И и обнаруживаются в керне из наклонной скв. 3-9-Т (ряд Л₊₅₀₀), где толщина слоя металла составляет более 0,2 м (МЭД до 200 Р/ч, ЛТСМ в керне не обнаружены).

Результаты исследований черной керамики показали, что содержание урана в ней составляет $5,8 \pm 0,8$ %. Обеднение по ^{137}Cs (процент цезия, оставшегося в лаве по отношению к начальному) равен 59 ± 14 %. Выгорание, вычисленное по отношению активностей ($^{134}\text{Cs}/^{137}\text{Cs}$), составляет $12,1 \pm 1,7$ МВт·сут/кг U, рассчитанное по отношению $A^{238}\text{Pu}/A^{238+239+240}\text{Pu}$ — $13,5 \pm 0,3$ МВт·сут/кг U.

Объединение двух выборок по выгоранию, вычисленному по цезию и плутонию, дает среднее значение выгорания $13,0 \pm 1,5$ МВт·сут/кг U. Усредненный элементный состав проб ЛТСМ представлен в табл. 7.13.

**Таблица 7.13. Усредненный элементный состав проб ЛТСМ в пом. 210/6, %
(данные по 16 пробам, черная керамика)**

Si	Ca	Ti	Zr	Na	Ba	Al	Mn	Mg	Cr	B
28,2	4,5	$11,2 \cdot 10^{-2}$	4,0	3,9	$1,6 \cdot 10^{-1}$	4,0	$3,1 \cdot 10^{-1}$	3,0	$2,6 \cdot 10^{-1}$	$4,5 \cdot 10^{-2}$

С учетом объема ЛТСМ, оставшихся в парораспределительном клапане, общий объем лавы в пом. 210/6, по оценкам экспертов [5] находится в пределах 17—30 м³, а количество топлива в этом помещении составляет 2,4—6,2 т (см. табл. 7.11).

7.3.4. Застывший металл в ПРК¹³

Расплавленный металл образовался в пом. 305/2 в основном при плавлении конструкцій схемы «ОР». Однако видимых застывших образований металла в этом помещении пока обнаружить не удалось.

В большом вертикальном потоке металл в виде застывшего натека наблюдается в пом. 210/7 под третьим патрубком 4-го паросбросного клапана между рядами К—И. Высота натека над полом — около 50 см (рис. 7.24).

Кроме того, в первом патрубке 4-го клапана струи металла перемешаны с застывшим потоком шоколадно-коричневой керамики. Металл в пом. 210/7 обнаружен также при бурении скважины 3-9-Х по ряду (К₊₅₀₀) (минимальная толщина — 50 мм) и визуальнo наблюдается с южной стороны помещения как слой толщиной до 50 мм под слоем коричневой керамики.

Можно предположить, что в самом 4-м клапане до нижнего края патрубков также находится металл. В нижележащих помещениях ББ (012/15, 012/7) переплавленный металл не наблюдается.

¹³ По материалам [2, 5, 19].

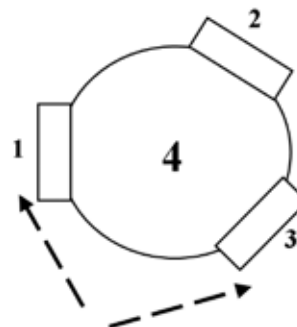


Рис. 7.24. Помещение 210/7, клапан 4 (фото и прорисовка). Съемка проводилась с юго-западной стороны из патрубка 3 (справа), из которого вытекает коричневая лава (на полу под ним в виде застывшего натека наблюдается металл); в патрубке 1 (слева) струи металла перемешаны с застывшим потоком шоколадно-коричневой керамики

Таким образом, в большом вертикальном потоке расплавленный металл достиг лишь ПРК (см рис. 7.21) и застыл там, растекшись с севера на юг, между рядами И и Л (по 6 м в ту и другую сторону от 4-го клапана). Характерным является то, что высота застывшего металла (50 см) в районе 3-го патрубка 4-го клапана пом. 210/7 ПРК у конденсаторной батареи выше, чем высота торцов паросбросных труб (35 см). Однако металл в паросбросные трубы ББ не протек, что свидетельствует о том, что температура расплава ТСМ была значительно выше температуры застывания металла (металл уже застыл, расплав был еще достаточно текуч).

В малом вертикальном потоке металл поступал в пом. 210/6 из пом. 305/2, вероятно, сразу по двум паросбросным клапанам, растекаясь с юга на север между рядами И и М.

Это следует из того, что застывшие массы металла фиксируются в пом. 210/6 визуально между рядами К—И и обнаруживаются в керне из наклонной скважины 3-9-Т (ряд Л+500), где толщина металла составляет более 200 мм. Не исключено, что часть металла из пом. 210/6 ПРК все-таки попала в паросбросные трубы пом. 012/14 ББ-2 и там застыла.

Установлено, что и в третьем паросбросном клапане пом. 210/6 ПРК среди угольно-черной керамики визуально наблюдается струя металла.

Имеется еще одно место локализации застывшего металла, которое вообще не связано с потоками ЛТСМ: в пом. 210/5 ПРК, между рядами К—Л в районе 3-го южного клапана, соединяющего это помещение с пом. 307/2 (рис. 7.25). Однако заглушки на этом клапане целы (как и на втором центральном клапане). Поэтому лужа застывшего металла под ним не из вышерасположенного пом. 307/2, а, скорее всего, из соседнего пом. 210/6 (ПРК).

Металл из пом. 210/5 ПРК прошел в нижележащие помещения ББ-2 и ББ-1 — 012/13 и 012/5.



Рис. 7.25. Застывший металл на полу пом. 210/5

Результаты химического и радиохимического анализов

Результаты химического и радиохимического анализов показали полную идентичность всех типов наблюдаемого металла (от микровключений в керамике до «капли» в ББ-1), что позволяет говорить о генетически-связанном происхождении всего расплавленного металла в целом. Результаты анализов представлены в табл. 7.14 [5].

Таблица 7.14. Результаты спектрального анализа проб металла в ОУ

Место отбора пробы металла	Бк/г металла, пересчет на 26.04.1986 г.		
	$^{60/106}\text{Co}$	$^{125/106}\text{Sb}$	$^{106/108}\text{Ru}$
Шарики из темно-коричневой керамики, «куча» ББ-1	6,7	7,8	9,4
Шарики из черной керамики ПРК, вал	3,4	8,3	9,7
Шарики при отмывке чернобылита, пом. 304/3	3,2	4,8	8,1
Шарики из коричневой керамики, ББ, 47-48, И/К, отм. 3.00	3,3	6,3	8,7
Шарики из черной керамики, пом. 304/3	3,2	5,6	8,3
Растекшийся застывший металл в ПРК	4,0	8,4	8,8

Изотопов ^{144}Ce , ^{137}Cs и ^{134}Cs в металлических глобулах и в металле ПРК в значимых количествах не обнаружено. Из данных таблицы 1 можно сделать следующие выводы.

Выраженной особенностью радионуклидного состава переплавленного металла по сравнению с составом ТСМ является:

- отсутствие изотопов ^{144}Ce , ^{137}Cs и ^{134}Cs , т.е. включений топлива;
- очень сильное обогащение по ^{106}Ru и в меньшей степени по ^{125}Sb ;
- концентрация изотопов ^{60}Co , ^{106}Ru и ^{125}Sb близка в образцах металла, взятых в самых разных местах, отстоящих иногда на расстояние нескольких метров друг от друга.

Очевидно, в процессе аварии плавление металла происходило приблизительно одновременно и в одном пом. (в пом. 305/2). Об этом говорит высокая степень однородности распределения ^{60}Co по всей массе металла — от микронных глобулей в массе керамики до застывшего металла в ПРК.

Рутений и сурьма могли попасть в металл только из топлива путем высокотемпературной экстракции осколков деления

7.3.5. Большой вертикальный поток в помещениях ББ-2¹⁴

Наиболее полные исследования помещений ББ и находящихся в них ТСМ были выполнены в работах [21, 22].

Открытолежащие в ББ-2 ЛТСМ представлены «кучей», расположенной в пом. 012/15 (рис. 7.26, 7.27). Ее видимая часть находится в области между осями 47_{+1000} — 48_{-1000} и рядами И_{-3000} —К. По своей структуре «куча» представляет собою систему связанных друг с другом холмов. По краям она прилита «свежим бетоном». С северной стороны уровень бетона достигает примерно 0,7 м над полом. Видимая поверхность «кучи» покрыта пемзообразным слоем толщиной около 10 см. ЛТСМ содержатся и в пяти паросбросных трубах¹⁵ диаметром 280 мм, по которым лава, очевидно, поступала в «кучу».

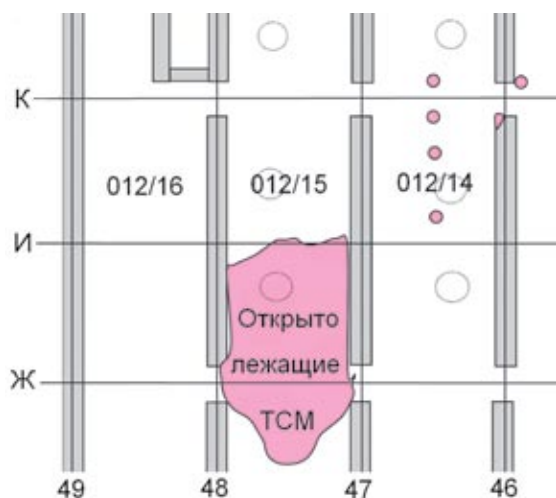


Рис. 7.26. Схема помещений ББ-2 и места расположения скоплений ЛТСМ



Рис. 7.27. «Куча» в ББ-2

В пом. 012/14 четыре паросбросных трубы, расположенные по оси 47_{-3000} и рядам Л_{+1500} , Л_{-1500} и К_{+1500} также заполнены ТСМ. Кроме того, вдоль оси 46_{+1000} (восточная стена пом. 012/14) между рядами К—М под бетонными наплывами, достигающими 0,9 м над уровнем пола, возможно, находится скопление ТСМ (на это указывают высокие значения мощности экспозиционной дозы над бетоном).

¹⁴ По материалам [2, 5, 21, 22].

¹⁵ Координаты труб: К, К_{-1500} , К_{-3000} (по оси 48_{-3000}) и К_{-1500} , К_{-3000} (по оси 48_{-1000}).

Усредненный радионуклидный состав проб, взятых в ББ-2, приведен в табл. 7.15 и 7.16. Усредненный элементный состав проб представлен в табл. 7.17.

Таблица 7.15. Усредненный радионуклидный состав проб лавы из помещений ББ-2 (продукты деления и активации, данные по 15 пробам)

Нуклид	^{144}Ce	^{137}Cs	^{134}Cs	^{106}Ru	^{125}Sb	^{154}Eu	^{155}Eu	^{90}Sr
Активность, МБк/г*	$2,6 \cdot 10^3$	$5,6 \cdot 10$	$3,1 \cdot 10$	$3,7 \cdot 10$	7,5	4,0	4,2	$1,0 \cdot 10^2$

* Пересчет на 26.04.1986 г.

Таблица 7.16. Усредненный радионуклидный состав проб лавы из помещений ББ-2 (трансурановые элементы)

Активность нуклидов, МБк/г (керамики), пересчет на 26.04.1986 г.					U, %	Выгорание МВт·сут/кг (U)
^{238}Pu	$^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$	^{242}Cm	^{244}Cm	^{241}Am		
$8,4 \cdot 10^{-1}$	1,7	$4,6 \cdot 10$	$2,3 \cdot 10^{-1}$	$4,6 \cdot 10^{-1}$	1,0·10	12

Таблица 7.17. Усредненный элементный состав проб ТСМ из помещений ББ-2, % (данные по 23 пробам)

Si	Ca	Zr	Cu	Na	Ba	Mn	Mo	Fe	Mg	Cr	B	Gd
35,5	3,9	4,3	$2,7 \cdot 10^{-3}$	1,7	$1,0 \cdot 10^{-1}$	$3,0 \cdot 10^{-1}$	$4,1 \cdot 10^{-3}$	1,4	6,1	$3,2 \cdot 10^{-1}$	$7,7 \cdot 10^{-2}$	$3,5 \cdot 10^{-2}$

Оценки суммарных объемов топливосодержащих материалов в помещениях ББ-2 приведены в табл. 7.18.

Таблица 7.18. Распределение ТСМ по помещениям ББ-2 (см. табл. 7.11)

Помещение	Краткая характеристика ТСМ в скоплении	Объем ЛТСМ, м ³	Примечание
012/13	Оплавленная труба	?	Активность обусловлена Ru
012/14	ТСМ в 4-х трубах в районе ряда Л	до ~ 1,4 (?)	
	ТСМ под бетоном вдоль оси 46 ₊₁₀₀₀ между рядами К—М	до ~ 20 (?)	
012/15	«Куча» второго этажа ББ	23 ± 6	Учтены ЛТСМ в паросбросных трубах

Максимальный объем ТСМ в ББ-2 может составлять ~50 м³. Результаты определения плотности образцов коричневой керамики дают значение — $2,14 \pm 0,34$ г/см³. Содержание урана в образцах ТСМ составляет 9—13 %.

Отсюда следует, что, масса топлива по урану в ББ-2 может достигать 14 т, в то же время нижняя оценка (в том случае, если предположить, что топливо присутствует только в куче) составляет всего около 3 т. В результате, экспертная оценка — 8 ± 3 т (см. табл. 7.11 и 7.18).

7.3.6. Большой вертикальный поток в помещениях ББ-1¹⁶

На первом этаже бассейна-барботера открытолежащие ТСМ представлены «кучей» в пом. 012/7. Вершина «кучи» находится на высоте около 0,8 м от пола.

«Куча» прилита бетоном до уровня 0,2—0,4 м над полом, и ее открытая часть расположена в области между осями 48_{-500} — 48_{-2500} и рядами I_{+400} — I_{+3300} .

Местами «куча» покрыта стеклообразной коркой, местами — пемзообразной. Внутри «кучи» — ЛТСМ — гранулированное, стеклообразное вещество темно-коричневого цвета (коричневая керамика) (рис. 7.28, 7.29).

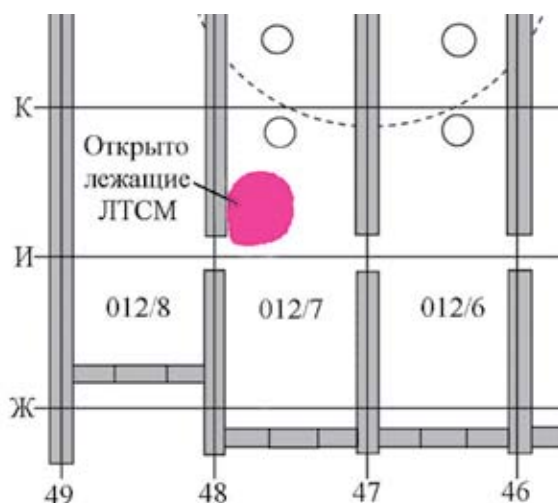


Рис. 7.28. Схема помещений ББ-1 и место расположения «кучи» ЛТСМ

В марте 2000 г. «куча» была покрыта слоем радиационно-стойкого кремнийорганического материала ЭКОР. Это было сделано для опробования метода изоляции и консервации ТСМ, чтобы в дальнейшем предотвратить неконтролируемое распространение радионуклидов (рис. 7.30).

Пемзообразные ТСМ в виде отдельных фрагментов находятся в различных местах ББ-1, некоторые куски находятся на горизонтальных участках паросбросных труб и металлоконструкций на высоте более 1 м.

ТСМ также содержатся в пяти паросбросных трубах диаметром 280 мм, находящихся в районе «кучи». Координаты труб: — К, K_{-1500} , K_{-3000} (по оси 48_{-3000}) и K_{-1500} , K_{-3000} (по оси 48_{-1000}). Четыре паросбросных трубы в пом. 012/6, расположенные по оси 47_{-3000} и рядам L_{+1500} , L_{-1500} и K_{+1500} , очевидно, заполнены ТСМ.

Кроме того, вдоль оси 46_{+1000} (восточная стена пом. 012/6) между рядами К—М под бетонными наплывами, достигающими 1 м над уровнем пола, возможно расположено скопление ТСМ (высокие поля МЭД).

В пом. 012/5 на пересечении ряда Л и оси 46_{-1000} находится оплавленная труба с ме-

¹⁶ По материалам [2, 5, 21, 22].



Рис. 7.29. «Куча» в ББ-1 (первоначальный вид)



Рис. 7.30. «Куча» в ББ-1 после нанесения слоя ЭКОР

таллическим каплеобразным натеком. На потолке вблизи оплавленной трубы — следы температурного воздействия. Расположение основных источников интенсивного гамма-излучения подтверждает предположение, что радиоактивная лава поступала в помещение через систему паросбросных труб.

Усредненный радионуклидный состав проб, взятых в помещениях ББ-1, приведен в табл. 7.19 и 7.20. Усредненный элементный состав проб представлен в табл. 7.21.

Таблица 7.19. Усредненный радионуклидный состав проб лавы из помещений ББ-1 (продукты деления и активации, данные по 23 пробам)

Нуклид	^{144}Ce	^{137}Cs	^{134}Cs	^{106}Ru	^{125}Sb	^{154}Eu	^{155}Eu	^{90}Sr
Активность, МБк/г*	$2,6 \cdot 10^3$	$5,5 \cdot 10$	$3,1 \cdot 10$	$2,8 \cdot 10$	3,9	3,8	7,8	$1,1 \cdot 10^2$

* Пересчет на 26.04.1986 г.

Таблица 7.20. Усредненный радионуклидный состав проб лавы из помещений ББ-1 (трансурановые элементы)

Активность нуклидов, МБк/г (керамики), пересчет на 26.04.1986 г.					U, %	Выгорание МВт·сут/кг (U)
^{238}Pu	$^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$	^{242}Cm	^{244}Cm	^{241}Am		
$8,5 \cdot 10^{-1}$	1,74	$3,5 \cdot 10$	$2,2 \cdot 10^{-1}$	$3,0 \cdot 10^{-1}$	10,5	11

**Таблица 7.21. Усредненный элементный состав проб ТСМ из помещений ББ-1, %
(данные по 13 пробам)**

Si	Ca	Zr	Cu	Na	Ba	Mn	Fe	Mg	Cr	B	Gd
31,2	4,8	4,2	$1,8 \cdot 10^{-3}$	3,5	$1,5 \cdot 10^{-1}$	$4,7 \cdot 10^{-1}$	$8,9 \cdot 10^{-1}$	5,3	$1,8 \cdot 10^{-1}$	$6,1 \cdot 10^{-2}$	$3,4 \cdot 10^{-2}$

Оценки суммарных объемов ТСМ материалов в помещениях ББ-1 приведены в табл. 7.22. Экспертные оценки полной массы топлива (по урану) в помещениях ББ-1 — $1,0 \pm 0,5$ т. (см. данные табл. 7.11 и 7.22)

Таблица 7.22. Распределение ТСМ по помещениям ББ-1

Помещение	Краткая характеристика объекта — источника излучения	Объем ТСМ, м ³	Примечание
012/6	Застывшая лава, находящаяся в четырех трубах, расположенных в районе ряда Л	(?)	
	Застывшая лава, находящаяся под бетонными наплывами вдоль оси 46 ₊₁₀₀₀ , между рядами К—М	(?)	
012/7	«Куча» первого этажа ББ	$2,5 \pm 0,5$	Учтено топливо в паросбросных трубах

Литература

1. Лагуненко А.С. Поиск и исследование скрытых скоплений топливосодержащих материалов разрушенного 4-го блока Чернобыльской АЭС: Дис. ... канд. техн. наук. Киев, 2008. 148 с.
2. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации: Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исполнитель А.А. Боровой. Чернобыль, 2001. 337 с.
3. Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Богатов С.А. и др. Проблемы объекта «Укрытие». Препринт ИБРАЭ № IBRAE-2002-17. М., 2002. 22 с.
4. Bogatov S., Borovoi A., Gavrilov S. et al. Half an hour after the beginning of the accident. М.: OKPRINT, 2006. 22 p.
5. Богатов С.А., Боровой А.А., Гаврилов С.Л. и др. База данных по местонахождению и состоянию ядерного топлива 4-го блока ЧАЭС до и после аварии. Препринт РНЦ «Курчатовский институт», № 130-11/2. М., 2007. 146 с.
6. Кухаркин Н.Е., Журбенко А.В., Шикалов В.Ф. Определение местонахождения топлива активной зоны и контроль его безопасности в первые недели после аварии. Адрес в Интернете: <http://www.securpress.ru/Ss/2005/Jurbin.htm>
7. Протокол измерений температуры и теплового потока в пом. 213/2 на отм. + 6.000, в стене по оси 45: Отчет Оперативной группы ИАЭ им. И. В. Курчатова. Утв. 12.11.1986 г. Н. Е. Кухаркиным. Чернобыль, 1986. 1 с.
8. Боровой А.А., Огородник С.С., Попов В.Д. и др. Оценка количества топлива в скоплениях ТСМ в подаппаратном помещении : Отчет КЭ при ИАЭ им. И.В.Курчатова, 11.07/26. Чернобыль, 1990. 11 с.

9. Боровой А.А., Лагуненко А.С., Пазухин Э.М. Оценка количества топлива в подаппаратном пом. 305/2 4-го энергоблока ЧАЭС // Атомная энергия. 1998. Т. 84, вып. 4. С. 356—362.
10. Заключение экспертной комиссии о причинах аномального события в пом. 304/3 объекта «Укрытие» в июне 1990 г. М.: ИБРАЭ РАН, 1992. 67 с.
11. Бродкин Э.М. Вариации характеристик поля нейтронов над ТСМ при образовании поверхностного слоя воды: Отчет ИАЭ им. И.В. Курчатова № 30/1-1438-91. М., 1991. 19 с.
12. Фролов В.В. Новая гипотеза относительно природы аномального события в объекте «Укрытие» в июне 1990 г.: Письмо ФЭИ, исх. № 57-07/117 от 15.07.1992 г.
13. Боровой А.А. Оценка состояния ядерной безопасности объекта «Укрытие» и последствия гипотетического ядерного инцидента на объекте «Укрытие». Препринт ИАЭ-6283/3. М., 2003. 36 с.
14. Высоцкий Е.Д., Лагуненко А.С., Шевченко В.Г. и др. Разработка методик и способов контроля состояния подкритичности топливосодержащих материалов, экспериментальное исследование эффективности критериев раннего обнаружения и технологии локального подавления подкритических аномалий: Отчет МНТЦ «Укрытие» № 3810. Чернобыль, 2000. 129 с.
15. Скважины объекта «Укрытие». Обобщенные данные (альбом): Отчет ОЯРБ МНТЦ «Укрытие». № 09/05-66 от 09.06.98 г. / А.С. Лагуненко, Г.С. Скуридин. Чернобыль, 1998. 117 с.
16. Боровой А.А. Материалы по ядерной безопасности объекта «Укрытие». Отчет РНЦ «Курчатовский институт» № 130-11/3 от 06.04.2007 г. 16 с.
17. Боровой А.А., Лагуненко А.С., Пазухин Э.М. Топливосодержащие материалы в помещении 304/3 // Проблемы Чернобыля. Чернобыль, 1998. Вып. 3. С. 29—32.
18. Borovoi A. A., Lagunencko A. S., Pazukhin E. M. Radiochemical and selected hysicochemical characteristics of lava and concrete samples from sub reactor room No.304/3 of the fourth unit of ChNPP and their connection with the accident scenario // Radiochemistry. 1999. Vol. 41, № 2. P. 187—192.
19. Проект 1 «Состояние безопасности объекта «Укрытие» Чернобыльской АЭС». Подпроект 3 «Ядерное топливо и радиоактивные отходы», по специальному соглашению с IPSN и GRS от 23 апреля 1998 г.: Отчет ИВТЭМ РНЦ «Курчатовский институт» от 30.04.2000 г. за 4-й шестимесячный период / Отв. исполнитель А.А. Боровой. М., 1998. 42 с.
20. Милованов А.Ф., Соломонов В.В., Ларионова З.М. Высокотемпературный нагрев железобетонных перекрытий при аварии на Чернобыльской АЭС. М.: Энергоатомиздат, 2000. 80 с.
21. Арутюнян Р.В., Киселев В.П., Попов В.Д. Результаты обследования 2-го этажа бассейна-барботера (отм. 3 м) 4-го блока ЧАЭС: Отчет Комплексной экспедиции при ИАЭ им. И.В. Курчатова №11-06/224. Чернобыль, 1988. 3 с.
22. Бассейн-барботер 4-го блока ЧАЭС: радиационная обстановка, физические и химические характеристики топливосодержащих масс, оценка количества топлива.: Отчет Радиевого института им. В.Г. Хлопина, инв. № 1420-и. СПб., 1990. 53 с.

РАСТВОРИМЫЕ ФОРМЫ ТСМ. ТОПЛИВО В СКОПЛЕНИЯХ ВОДЫ

8.1. Растворимые формы ТСМ

В сентябре 1990 г. на поверхности застывших струй лавы, находящихся в парораспределительном коридоре, были обнаружены ярко-желтые пятна [1]. Они покрывали более четверти поверхности черной керамики, которая застыла во всех трех патрубках 3-го паросбросного клапана в пом. 210/6 (рис. 8.1).

В настоящее время вся поверхность этой модификации ЛТСМ в 3-м паросбросном клапане покрыта плотным слоем оксикарбонатов урана. При этом цвет покрытия превратился из ярко-желтого в темно-зеленый.

В 1995 г. новообразования были обнаружены на поверхности стен помещений на отм. +9.000.

Микронзондовый анализ показал наличие лишь одного тяжелого минерала — урана и позволил установить волокнистую структуру изучаемого соединения (рис. 8.2).



Рис. 8.1. Желтые пятна новообразований на лаве в парораспределительном коридоре

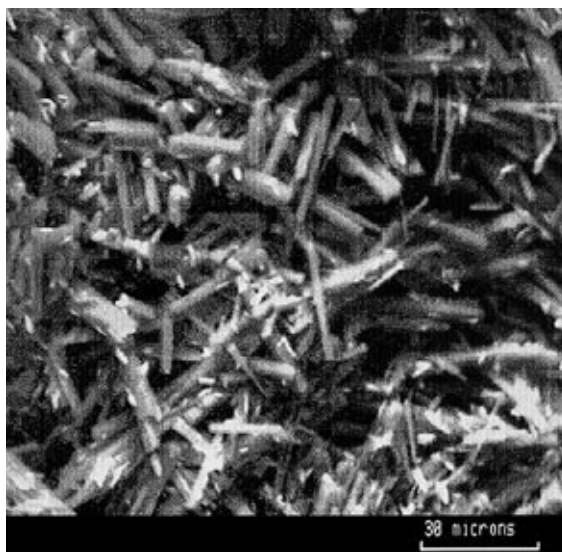
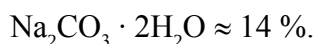
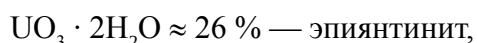
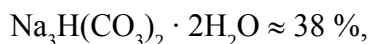
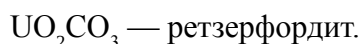
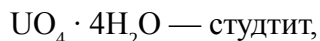


Рис. 8.2. Кристаллы вторичных минералов урана на поверхности лавы

Микрорентгенофазовый и рентгеноструктурный анализы позволили определить, что новообразованные продукты разложения ТСМ являются смесью нескольких соединений ([1, 2]):



Отмечены также:



Относительная погрешность определения составляла 40 %. Среднее содержание урана в пробах $\sim 13 \%$.

Гамма-спектрометрический анализ показал наличие в желто-рыжих пятнах преимущественно изотопов ^{134}Cs и ^{137}Cs , практическое отсутствие ^{144}Ce , а радиохимическое исследование — практически полное отсутствие плутония.

Таким образом, стало очевидно, что в глубине ТСМ происходят процессы, характерные для зон гипергенеза на урановых месторождениях. Эти процессы заключаются во вторичном изменении (окислении) оксидов урана и образовании хорошо растворимых оксикарбонатов урана. В свою очередь, это приводит к активной миграции радионуклидов (из глубины ТСМ) и их перераспределению с выходом урана на поверхность.

Легкая растворимость продуктов, образующихся при вторичном изменении ТСМ, приводит к тому, что во влажной среде рыжие пятна из-за капиллярного подъема по микротрещинам образуются даже на поверхности заливающего топливосодержащие материалы бетона. Соединения урана, входящие в новообразования, могут переноситься потоками воды, накапливаться в помещениях объекта, проникать в окружающую среду.

8.2. Топливо в скоплениях воды

8.2.1. Скопления воды в объекте «Укрытие»

Растворимые формы ТСМ, о которых выше шла речь, перемещаются с потоками воды внутри «Укрытия» и накапливаются в местах ее скопления. Точно так же в этих местах накапливаются механически переносимые частицы, содержащие топливо и радиоактивные материалы. Эти процессы могут отрицательным образом сказываться на ядерной и радиационной безопасности объекта и поэтому проблемам воды в «Укрытии» все эти годы уделялось особое внимание.

Основных источников воды, попадающей в объект, три (см. [1]). Это атмосферные осадки (≤ 1800 м³/год), образующаяся внутри «Укрытия» конденсационная влага (прежняя оценка ~ 1600 м³/год, а в последние годы $\sim \leq 500$ м³/год¹) и вода от растворов системы пылеподавления (в 2002—2007 гг. от 200 до 400 м³/год).

Удаление воды из помещений объекта «Укрытие» происходит путем испарения в осенне-зимний период и в результате неорганизованных протечек.

Относительно изученным направлением выхода загрязненной воды за пределы объекта «Укрытие» является протечки в помещения ВСПО 3-го блока. Источниками информации о путях распространения и местах скопления воды в помещениях реакторного отделения 4-го блока ЧАЭС все эти годы служили визуальные наблюдения и измерения, проводимые в контрольных точках (рис. 8.3).



Рис. 8.3. Отбор проб воды в объекте «Укрытие»

В результате обследования помещений (доступных по дозовым нагрузкам) выяснилось, что постоянные скопления воды находятся в основном на отметках ниже +12.500 и их общий объем составляет ≤ 500 м³. На более высоких отметках (до +39.500) могут образовываться временные небольшие скопления объемом менее 50 л. Данные об объемах наибольших скоплений воды и донных отложений приведены в табл. 8.1 [1, 3].

¹ За счет лучшей герметизации объекта «Укрытие» после проведения мероприятий по стабилизации и дополнительного обогрева воздуха в помещениях.

Таблица 8.1. Объемы наибольших скоплений воды на нижних отметках объекта «Укрытие»

Отметка	Помещение	Точка пробоотбора (наблюдения)	Объем, м ³
–2.600	001/3	30	300 (жидкость) и 100 (донные отложения) [4]
–0.650	013/2	18	20 [1, 3]
–0.650	012/5—012/8, север	31	25 [1, 3]
+ 2.200	012/13—012/16, юг	6	60 [1, 3]

В настоящей работе проанализированы данные, касающиеся двух из этих скоплений:

Первое находится в пом. 001/3 на отметке –2.600 (точка наблюдения № 30).

Это скопление аккумулирует потоки воды, проходящие через северную и центральную часть «Укрытия».

Непосредственно поступающие сюда потоки складываются из среднеактивных жидких радиоактивных отходов (ЖРО) из бассейна-барботера (~ 90 м³/год) и низкоактивных ЖРО со стороны каскадной стены (~ 600 м³/год) (рис. 8.4).

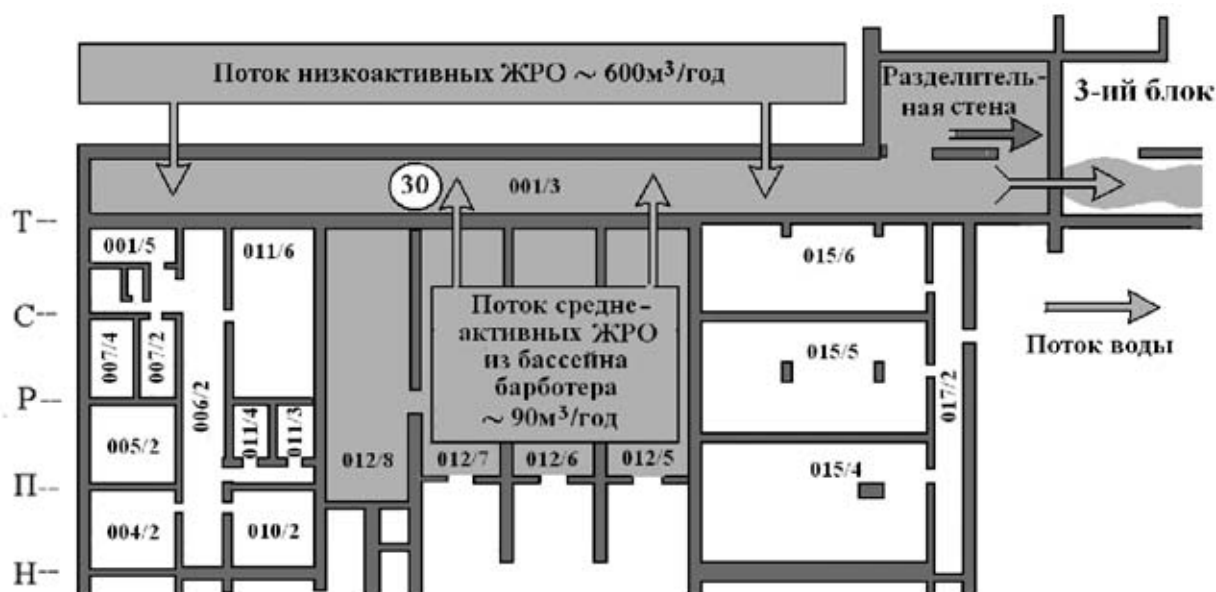


Рис. 8.4. Схема скоплений воды и водных потоков в северной части бассейна-барботера (1-й этаж). Показан путь перетекания воды из 4-го блока в 3-й

Проведенные исследования показали, что протечки ЖРО из бассейна-барботера в пом. 001/3 происходят не постоянно, а только в периоды интенсивного попадания влаги в помещения объекта «Укрытие». При переполнении скопления в пом. 001/3 (уровень жидкости в нем постоянно держится на отметке –0.900, рис. 8.5) вода из него перетекает в помещения 3-го блока, где собирается и отправляется на хранение и переработку. Полный объем донных отложений в пом. 001/3 оценивается в работе [4] как ~ 100 м³, а их масса ~ 150 т.

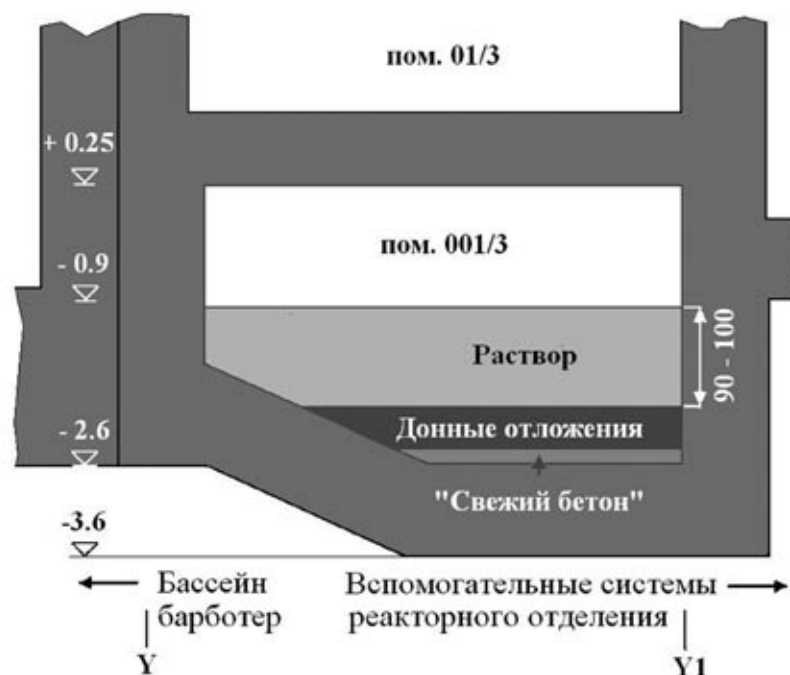


Рис. 8.5. Схема расположения раствора и донных отложений в пом. 001/3

Следующее по величине скопление, объемом 60 м^3 , находится в пом. 012/13—012/16 на отм. +2.2000, в нем накапливаются водные потоки южной части «Укрытия» (точка наблюдения 6). Уровень воды в этих помещениях около 10 см, полный объем донных отложений в скоплении оценивается как $\sim 5 \text{ м}^3$.

8.2.2. Содержание радионуклидов и делящихся элементов в скоплениях воды

В табл. 8.2 для иллюстрации количеств ^{90}Sr , ^{137}Cs , суммы изотопов плутония $(^{238}+^{239}+^{240})\text{Pu}$ и U, содержащихся в скоплениях воды, приводятся данные наблюдений в 2008 г. (точки 30 и 6) [5].

Таблица 8.2. Содержание ^{90}Sr , ^{137}Cs , $(^{238}+^{239}+^{240})\text{Pu}$ и U в скоплениях воды по усредненным данным за 2007 г.

Точка наблюдения	Радионуклиды и делящиеся элементы			
	^{90}Sr , Бк/ м^3	^{137}Cs , Бк/ м^3	$(^{238}+^{239}+^{240})\text{Pu}$, Бк/ м^3	U, мг/ дм^3
30	$2,1 \cdot 10^9$	$7,5 \cdot 10^9$	$1,4 \cdot 10^6$	7,8
6	$7,6 \cdot 10^9$	$3,8 \cdot 10^{10}$	$3,9 \cdot 10^6$	32

Из данных таблицы видно, что общее количество радионуклидов и делящихся веществ, накопленных в скоплениях воды за прошедшие годы, составляет незначительную часть от сосредоточенных в «Укрытии». Например, в наиболее крупном скоплении (точка наблюдения 30) содержится менее $3 \cdot 10^{-5}$ части от ^{137}Cs , оставшегося в объекте, а урана — около 2,5 кг ($\sim 1,4 \cdot 10^{-5}$ часть).

Содержание делящихся веществ в донных отложениях пом. 001/3 оценивается авторами

[4] следующим образом: «Активность $^{239+240}\text{Pu}$ в донных отложениях пом. 001/3 составляет $2,51 \cdot 10^{12}$ Бк, при этом доля валового количества ^{239}Pu 430 г. Суммарное количество урана — 80 274 г, при этом запасы ^{235}U (1,07 % всего U) составляют 860 г». (Заметим, что реальная точность оценок вряд ли может быть лучше $\pm 30\%$).

На основании вышеизложенного можно сделать вывод, что связываемая с потоками воды опасность неконтролируемого перемещения радиоактивности по внутренним помещениям «Укрытия» относительно мала.

Литература

1. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации: Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исполнитель А.А. Боровой, Чернобыль, 2001. 337 с.
2. Изучение физико-химических свойств ядерноопасных делящихся материалов объекта «Укрытие», в том числе тех, которые влияют на степень ядерной, радиационной и радиэкологической безопасности объекта «Укрытие»: Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3833. Чернобыль, 2001. 109 с.
3. Боровой А. А. Потенциальная опасность скоплений воды в объекте «Укрытие». Препринт РНЦ «Курчатовский институт» ИАЭ-6571/3. М., 2009. 11 с.
4. Панасюк Н.И., Скорбун А.Д., Подберезный С.С. и др. Подсчет количества радионуклидов в донных осадках помещения 001/3 объекта «Укрытие» // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чорнобиля. Чорнобиль, 2005. Вип. 2. С. 46—48.
5. Контроль неорганизованных выбросов из объекта «Укрытие»: Заключительный отчет ИПБ АЭС по договору № 249/07. Чернобыль, 2008. 65 с.

ТОПЛИВО НА ПЛОЩАДКЕ ОБЪЕКТА «УКРЫТИЕ»

9.1. Образование «активного слоя»

Перед аварией отметки поверхности земли на участке современной промплощадки объекта «Укрытие» колебались в пределах от 113,8 до 115,2 м. Техногенный слой, возникший при строительстве ЧАЭС, в основном состоял из песка мелкой и средней крупности с включениями обломков бетона, арматуры, щебня¹.

После взрыва территория, непосредственно прилегающая к разрушенному блоку (локальная зона), была загрязнена разбросанными фрагментами активной зоны: обломками ТВЭЛов, кусками графитовой кладки, радиоактивными элементами конструкций. Радиус разброса фрагментов активной зоны достигал 100 м. Во время протекания активной стадии аварии на территорию оседала радиоактивная пыль (топливные частицы) [1].

Дезактивация территории, прилегающей к блоку, проходила путем удаления разбросанных взрывом радиоактивных обломков и снятия загрязненного поверхностного слоя грунта. После этого территория вокруг аварийного энергоблока была засыпана чистым грунтом, песком, щебнем, покрыта слоем бетона.

В результате образовался своеобразный «сэндвич», в котором материалы располагались в следующем порядке (из глубины к поверхности): естественный грунт — техногенный грунт (доаварийный) — «активный слой» — материалы покрытия.

Получение возможно более полной информации об «активном слое» представляется важным по нескольким причинам:

- в нем может содержаться заметное количество ядерного топлива;
- миграция радиоактивности, находящейся в этом слое под действием природных факторов, может привести к загрязнению грунтовых вод;
- преобразование «Укрытия» в экологически безопасную систему требует проведения работ на промплощадке объекта, при которых будет затронут «активный слой».

К сожалению, детальная карта радиационных полей вокруг объекта, которая могла бы позволить восстановить характер и степень загрязнения грунта в первые недели после аварии, не была построена.

¹ В 1982 г. на 1-м энергоблоке ЧАЭС произошел инцидент, сопровождавшийся выбросом радиоактивности на промплощадку. В процессе ее дезактивации на отдельных участках был снят слой грунта толщиной несколько сантиметров. Детальная информация относительно величины загрязнения промплощадки вокруг 4-го энергоблока отсутствует.

Контроль радиационной обстановки проводился в сложнейших условиях и не мог носить системный характер. Измерения выполнялись с использованием различных методик и подручных технических средств, без строгой фиксации точек измерений [2—4].

Схема, созданная специалистами Курчатовского института, Радиового института и МНТЦ «Укрытие» на основе анализа этих первых данных (рис. 9.1, тот же, что в главе 1), может лишь проиллюстрировать общую картину радиационной обстановки.

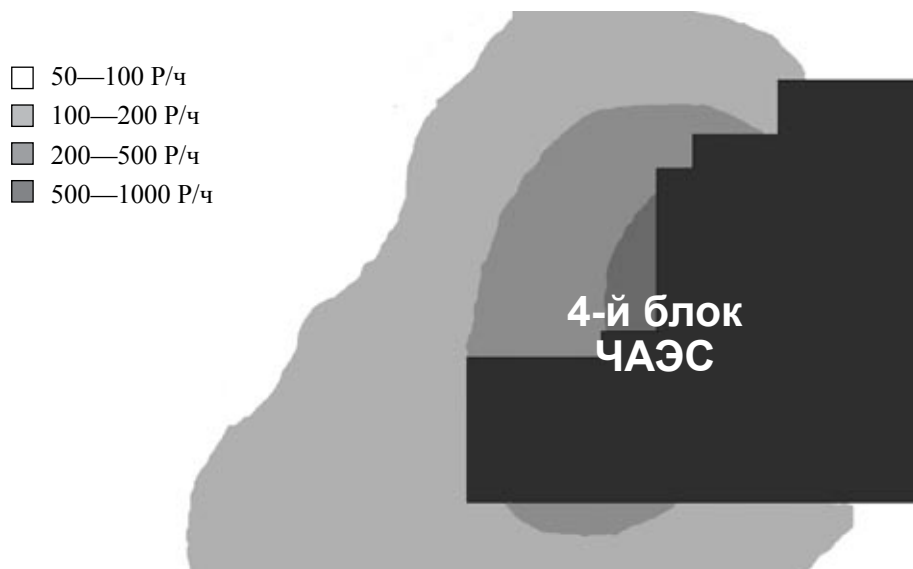


Рис. 9.1. Радиационная обстановка на площадке 4-го блока ЧАЭС к вечеру 26.04.1986. (М. 1:2000)

Проведение систематических, подробных и с точной привязкой к месту измерений было налажено к моменту, когда уже развернулись работы по очистке, дезактивации и, главное, засыпке территории. В результате для восстановления параметров «активного слоя» в [1] были в основном использованы данные вертолетных измерений мая 1986 г. (рис. 9.2) и информация, полученная позднее при бурении в грунте специальных скважин.



Рис. 9.2. Вертолет подлетает к ЧАЭС. Май 1986 г.

9.2. Вертолетные измерения 1986 г.

В мае две группы — группа Радиевого института и объединенная группа Курчатовского института и Министерства геологии — приступили к съемке карты γ -полей площадки объекта «Укрытие» и самого объекта. До этого имелись лишь результаты «пешеходной съемки» и съемок с бронетехники.

Работы группы Радиевого института [5]

Первыми начали работать сотрудники Радиевого института (22 мая 1986 г.) [5]. Съемка велась с вертолета Ми-8Т, проделавшего 12 проходов вдоль зданий ЧАЭС через каждые 25 м по координате север—юг. Сканирование поверхности проводилось коллимированным детектором с кристаллом NaI(Tl) с высоты 200 м.

Свинцовый коллиматор обеспечивал поле обзора на поверхности земли около 30 м в диаметре. Первоначальная калибровка была проведена при зависании вертолета над участком загрязненной территории вне промплощадки, где содержание радионуклидов и МЭД были хорошо измерены.

По оценкам специалистов Радиевого института полное количество выброшенного (и не удаленного к моменту измерений) на площадку топлива составляло 700 кг, погрешность оценивалась авторами в 30 %.

Работы объединенной группы Курчатовского института и Министерства геологии [6]

В период с 30.05.1986 г. по 09.06.1986 г. осуществляла программу по измерению гамма-полей над развалом реактора и вблизи от разрушенного блока с помощью вертолетного измерительного комплекса Ка-32Ч. Этот комплекс позволял при высоте полета 200 м и выше над уровнем исследуемой поверхности проводить ее сканирование по мощности экспозиционной дозы.

В ходе работы были сняты картограммы полей МЭД зоны реактора, северного и южного барабанов-сепараторов, деаэрационной этажерки, а также зон машинного зала, площадки блока и т.п. Было проведено около 2000 измерений участков поверхности площадью от $10 \times 10 \text{ м}^2$ до $20 \times 20 \text{ м}^2$.

Большой интерес представляет картограмма относительного распределения активности на площадке станции (рис. 9.3), содержащая значительно меньшие погрешности, чем абсолютное распределение.

Полученные данные позволили оценить количество топлива на площадке вокруг разрушенного блока в 600 кг (точность не лучше 50 %).

Совокупность измерений, выполненных обеими группами, дала возможность построить наиболее достоверную картограмму распределения топливных загрязнений, усредненную по квадратам $50 \times 50 \text{ м}^2$.

Для этого был применен метод, при котором данные количественных измерений Радиевого института усреднялись и наносились на схему относительных измерений Курчатовского института. Затем по специальной программе рассчитывался наиболее вероятный коэффициент перехода. Окончательные оценки представлены на рис. 9.4.

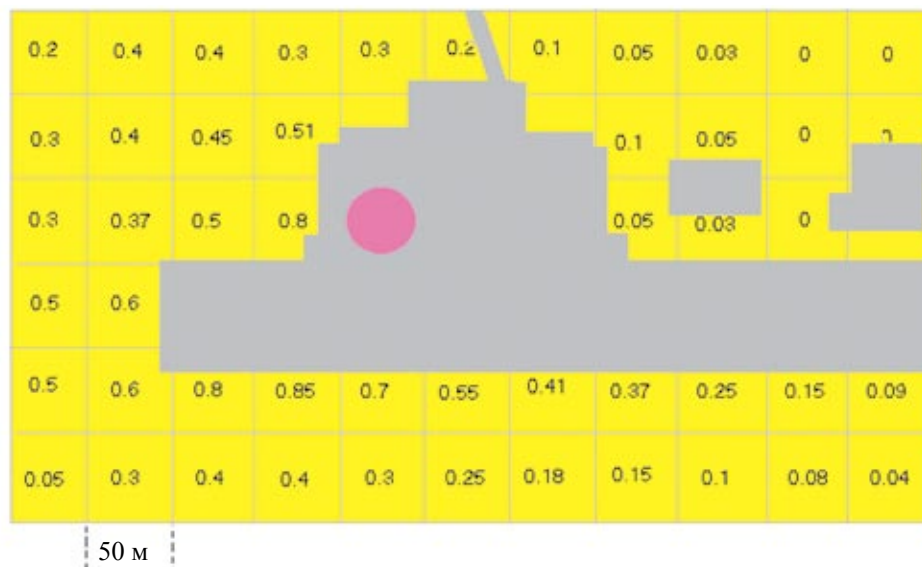


Рис. 9.3. Результаты вертолетных измерений количества топлива, выброшенного на площадку 4-го блока ЧАЭС, отн. ед.

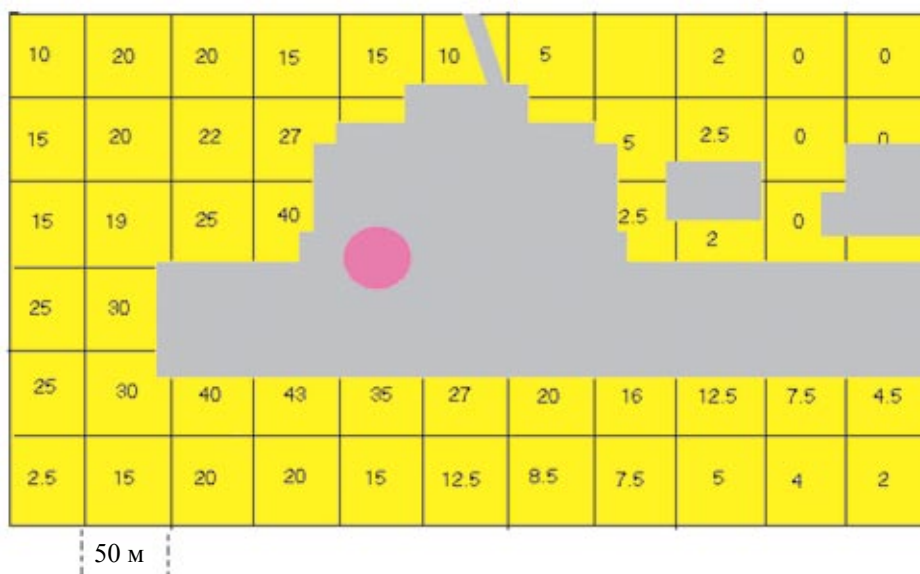


Рис. 9.4. Результаты вертолетных измерений количества топлива, выброшенного на площадку 4-го блока ЧАЭС (в кг на площади 50×50 м²)

Количество топлива на площадке вокруг «Укрытия» (вне пределов современного контура здания) согласно обобщенным данным, равно 600 кг с погрешностью от –30 до +50 %.

Повторить вертолетные измерения стало невозможным уже по прошествии нескольких дней после их окончания, поскольку началась активная засыпка площадки различными материалами и ее бетонирование.

9.3. Исследования «активного слоя» с помощью скважин²

Исследования «активного слоя» с помощью скважин проводились уже после создания «Укрытия», начиная с 1989 г. (скважины бурились на площадке объекта). К сожалению, большинство из них предназначалось для решения других задач и не было приспособлено для исследований «активного слоя». Только относительно небольшая часть скважин, входящая в систему «Ареал», создавалась Курчатовским институтом специально для этой задачи и мониторинга загрязненности грунтовых вод.

Первоначально предполагалось, что скважины системы «Ареал» будут располагаться как с юго-западной стороны, так и с северо-восточной, т.е. на входе и выходе потока грунтовых вод под объектом³.

Во второй половине 1991 г. у северной границы промплощадки объекта «Укрытие» были заложены первые три одиночные исследовательские скважины, пересекавшие водоносный горизонт, с глубинами 9—10 м.

В конце 1992 г. были пробурены скважины трех «кустов», расположенных фронтом, поперек направления движения подземных грунтовых вод через промплощадку, причем, куст 4-Г располагался в 5 м от каскадной стены 4-го энергоблока, а наиболее отдаленный от блока куст 6-Г в 150 метрах западнее, на самом краю промплощадки (рис. 9.5).

В 1993 г. работы по бурению скважин «Ареала» были приостановлены и вторая их группа (на входе потока грунтовых вод) не была создана. В то же время позднее буровым участком объекта «Укрытие» были пробурены несколько десятков скважин, часть из которых предназначалась для наблюдения за подземными водами.

Изучение кернов, полученных при бурении скважин (в том числе скважин «Ареал» и ряда наблюдательных скважин ЧАЭС), позволило определить ряд параметров техногенного грунта (доаварийного), «активного слоя» и материалов покрытия. Было показано (как и следовало ожидать), что все эти слои сами весьма неоднородны, с большим количеством тонких прослоек самого разного состава, включая и довольно крупные линзы, достигающие мощности десятков сантиметров.

На основании радиометрического каротажа скважин, глубина которых колебалась от 4 до 25 м, удалось получить более полное представление об «активном слое». Он состоит из щебня с песчаным заполнителем, песка с фрагментами строительных конструкций, почвой и бетоном. Толщина «активного слоя» лежит преимущественно в пределах 10—30 см. Общий объем грунта в слое оценивается (по порядку величины) в 15 000 м³ [1].

В то время как в доаварийном грунте активность ¹³⁷Cs находится в пределах от 0,2 до 570 Бк/г, в «активном слое» содержание ¹³⁷Cs изменяется преимущественно от 700 до 10⁶ Бк/г.

² По материалам работ [1, 7 – 12].

³ Направление естественных водотоков на площадке ЧАЭС — северо-восточное. Приблизительно в 3 км юго-западнее ЧАЭС уровень грунтовых вод находится на отметке 116 м. Учитывая, что средний уровень открытого зеркала воды р. Припять составляет 104,5 м, снижение уровня грунтовых вод — 2 м на 1 км.



Рис. 9.5. Схема расположения скважин «Ареал» и ряда других скважин ЧАЭС около объекта «Укрытие». Приведены абсолютные отметки уровней воды на сентябрь 1995 г.

В табл. 9.1 представлены диапазоны активностей ^{137}Cs , ^{90}Sr , ^{238}Pu , $^{(239+240)}\text{Pu}$ и ^{241}Am в различных слоях грунта в локальной зоне «Укрытия», а на рис. 9.6 — содержание урана в каждом слое (приведены и оценки мощности этих слоев в локальной зоне)

Таблица. 9.1. Удельная загрязненность грунтов локальной зоны по пробам из кернов скважин, Бк/г [12]

Группа грунтов	^{137}Cs	^{90}Sr	^{238}Pu	$^{239+240}\text{Pu}$	^{241}Am
Материалы покрытия	$2,0 \cdot 10^{-1}$ — $5,7 \cdot 10^2$	$2,0 \cdot 10^{-1}$ — $7,0 \cdot 10^1$	$2,1 \cdot 10^{-3}$ — $5,0 \cdot 10^{-1}$	$3,8 \cdot 10^{-3}$ — $1,0 \cdot 10^0$	$3,8 \cdot 10^{-3}$ — $1,0 \cdot 10^0$
«Активный слой»	$7,1 \cdot 10^2$ — $1,9 \cdot 10^6$	$6,4 \cdot 10^2$ — $2,0 \cdot 10^6$	$3,1 \cdot 10^0$ — $1,6 \cdot 10^4$	$1,7 \cdot 10^0$ — $3,0 \cdot 10^4$	$7,0 \cdot 10^0$ — $3,9 \cdot 10^4$
Доаварийный техногенный слой	$4,1 \cdot 10^{-2}$ — $9,5 \cdot 10^3$	$5,1 \cdot 10^{-2}$ — $1,7 \cdot 10^4$	$4,0 \cdot 10^{-4}$ — $1,3 \cdot 10^2$	$9,1 \cdot 10^{-4}$ — $2,7 \cdot 10^2$	$7,1 \cdot 10^{-4}$ — $1,0 \cdot 10^0$
Естественные грунты	$5,6 \cdot 10^{-2}$ — $4,76 \cdot 10^2$	$5,0 \cdot 10^{-2}$ — $1,2 \cdot 10^2$	$1,2 \cdot 10^{-3}$ — $1,6 \cdot 10^0$	$2,9 \cdot 10^{-3}$ — $2,5 \cdot 10^0$	$3,5 \cdot 10^{-3}$ — $1,8 \cdot 10^0$

Интегральная активность ^{137}Cs в активном слое оценивается сейчас в $\sim 1,5 \cdot 10^{15}$ Бк. Полное количество топлива (по U) может составлять до 0,9 т [10].

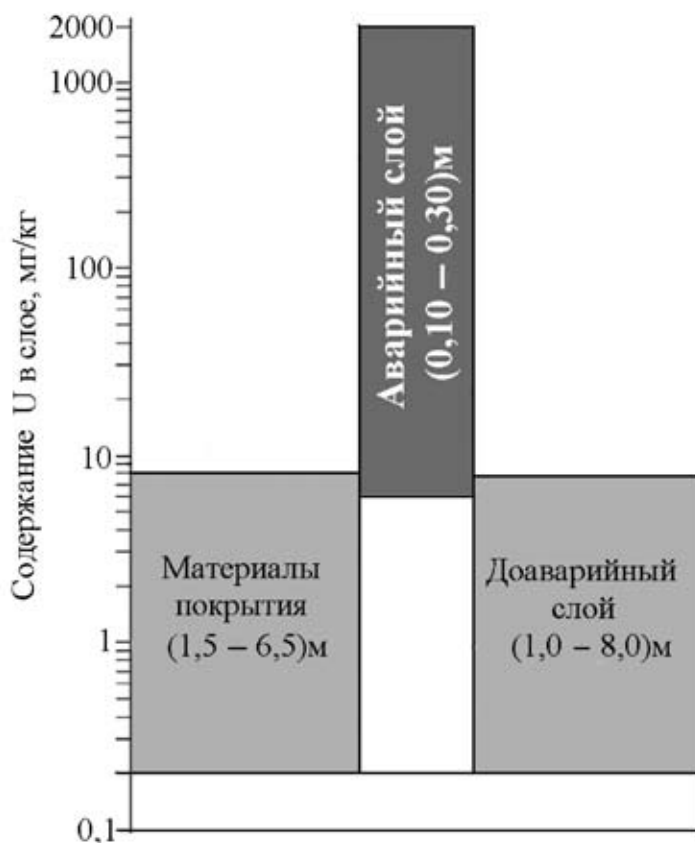


Рис. 9.6. Содержание урана в трех верхних слоях грунта в локальной зоне объекта «Укрытие» (по измерениям в скважинах). Приведены оценки мощности этих слоев

Сравнивая эти данные с цифрами, полученными на основании вертолетных измерений – 600 кг с погрешностью от –30 до +50 %, в [1] предлагается принять в качестве экспертной оценки значение количества топлива на площадке — $0,75 \pm 0,25$ т.

Проведение работ по преобразованию «Укрытия» уже потребовало и еще потребует в дальнейшем снятия грунта в ряде мест локальной зоны объекта.

Так, при выполнении стабилизационных мероприятий был выполнен целый ряд земляных работ. Для возведения НБК и надвижения «Арки» необходимо иметь площадку, подготовленную к строительству: очищенную от существующих зданий и сооружений с подготовленными траншеями в локальной зоне «Укрытия» под фундаментные ленты НБК. Пока полученная при выполнении земляных работ информация не противоречит основным данным настоящей главы.

Литература

1. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации: Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исполнитель А.А. Боровой. Чернобыль, 2001. 337 с.
2. Игнатенко Е.И. Самые трудные дни // Чернобыль: катастрофа, подвиг, уроки и выводы. М.: Интер-Весы, 1996. С. 95—130.

3. *Возняк В.Я., Троицкий С.Н.* Непредвиденный удар. // Чернобыль: катастрофа, подвиг, уроки и выводы. М.: Интер-Весы, 1996. С. 76—94.
4. Ретроспективная дозиметрия участников ликвидации последствий аварии на Чернобыльской АЭС. Киев: Седа-Стиль, 1996.
5. *Римский-Корсаков А.А.* и др. Исследование выброса аварийного реактора 4-го блока Чернобыльской АЭС: Отчет, инв. № 14396. Л.: РИ им. В.Г. Хлопина, 1986. 23 с.
6. *Лебедев В.И., Скаткин В.М., Эрлих И.А.* Справка по результатам измерений полей гамма-излучений основного источника и площадей к нему примыкающих, с помощью вертолетного комплекса Ка-32Ч.: Отчет, инв. № 11-04 от 12.06.1986 г. Чернобыль, 1986. 4 с.
7. *Евстратенко А.С.* Результаты работ, проведенных в отделе Радиационного мониторинга ОЯРБ МНТЦ «Укрытие» в 1993 г.: Отчет МНТЦ «Укрытие», инв. № 09-13/38. Чернобыль, 1993. 204 с.
8. *Боровой А.А., Евстратенко А.С., Криницын А.П.* и др. Динамика радиационной обстановки на объекте «Укрытие» // Объект «Укрытие» — 10 лет: основные результаты научных исследований. Чернобыль: НАН Украины, 1996. С. 100—111.
9. *Боровой А.А.* Радиационная обстановка на промышленной площадке объекта «Укрытие»: Отчет ИВТЭМ РНЦ «Курчатовский институт», инв. № 130-11/4. М., 1997. 73 с.
10. *Щербин В.Н., Рудько В.М., Батий В.* и др. Инвентаризация, обобщение и анализ данных о видах и объемах радиоактивных материалов, сосредоточенных на промплощадке объекта «Укрытие». Проект № В7-5200/97/000077/MAR/C3 «Характеризация радиоактивных отходов, локализованных на промплощадке объекта «Укрытие»: Отчет МНТЦ «Укрытие». Чернобыль, 1998. 200 с.
11. *Панасюк Н.И., Павлюченко Н.И., Правдивый А.А.* и др. Оценка радиоактивного загрязнения геологической среды и подсчет количества РАО, локализованных в техногенных грунтах на прилегающей к объекту «Укрытие» территории. Препринт МНТЦ «Укрытие», 99-2. Чернобыль, 1999. 16 с.
12. *Панасюк Н.И., Павлюченко Н.И., Рудько В.М.* и др. Результаты работ по оценке радиоактивного загрязнения грунтов и подземных вод в районе объекта «Укрытие» // Проблемы Чернобыля. Чернобыль, 2001. Вып. 7. С. 97—115.

ОЦЕНКА ТОПЛИВНОГО БАЛАНСА ПРИ АВАРИИ НА ЧАЭС

10.1. Общее количество топлива, оставшегося в границах объекта «Укрытие»

Оценки распределения топлива, обнаруженного исследователями в помещениях объекта «Укрытие» и на его площадке, которые рассматривались в предыдущих главах, суммированы в табл. 10.1. Они в основном совпадают с [1—3]. К такому же выводу приводят работы [4—5].

Таблица 10.1. Оценки количества топлива в помещениях объекта «Укрытие»

Помещение	Модификация ТСМ	Обнаруженное топливо, т (U)	Примечания
Центральный зал (914/2)	Фрагменты АЗ	более 21	С учетом 48 сборок со свежим топливом (5,5 т). Возможно присутствие ЛТСМ
ЮБВ (505/3)	Фрагменты АЗ	14,8	129 кассет с отработавшим топливом. Возможно присутствие ЛТСМ
Все помещения «Укрытия»	Топливная пыль	~30 всего в «Укрытии»	Оценка 30 т включает пыль на поверхности и внутри завала в ЦЗ и пыль во всех других помещениях
304/3	ЛТСМ	6 ± 2	Горизонтальный поток лавы
301/5, 301/6, 303/3	ЛТСМ	$4,5 \pm 3$	Горизонтальный поток лавы
217/2	ЛТСМ	$0,4 \pm 0,2$	«Слоновья нога», «сталактиты»
Подаппаратное помещение 305/2, 504/2	Фрагменты АЗ, ЛТСМ	85 ± 25	Расчеты велись по 7 скоплениям ТСМ. Начало всех потоков ЛТСМ.
ПРК (210/5, 210/6, 210/7)	ЛТСМ	$11,4 \pm 5,3$	Большой и малый вертикальный потоки
ББ-2 (012/14, 012/15, 012/16)	ЛТСМ	8 ± 3	Большой вертикальный поток
ББ-1 (012/5, 012/6, 012/7)	ЛТСМ	$0,9 \pm 0,3$	
ТСМ под каскадной стеной	Фрагменты АЗ, пыль	?	
ТСМ в воде реакторного отделения	Растворимые соли, взвесь	<10 кг	
На площадке «Укрытия»	Фрагменты АЗ АЗ, пыль	$0,75 \pm 0,25$	

«При самом осторожном подходе экспертов к оценке общего количества топлива, когда любые сомнения толкуются только в минус, цифра получается всегда большая 125 т (для топлива из разрушенного реактора, находящегося в «Укрытии»). Менее осторожная оценка — около 150 т. На площадке объекта под слоем гравия, песка, бетона находится примерно 0,75 т топлива» [3].

До сих пор нет информации о топливе, находящемся в центральном зале, под слоем сброшенных материалов, под каскадной стеной, внутри больших скоплений в пом. 305/2 и в пом. 307/2.

10.2. Визуальный метод и его возможные ошибки

Из ранее сказанного следует, что взвешенная оценка количества топлива, оставшегося в «Укрытии», потребовала многолетнего упорного труда, сбора и анализа показаний десятков тепловых и радиационных детекторов, отбора сотен образцов ТСМ и проведения их лабораторных анализов (спектрометрических, радиохимических, изотопных и др.), изучения фото- и видеоматериалов, собранных за десятилетия работы разведывательных групп, использование специально созданной дистанционной техники и т.п. Наконец, это потребовало привлечения большой группы экспертов из различных учреждений, которые смогли оценить количество топлива и точность этих данных. При этом в ходе работы эти оценки постоянно уточнялись.

Вместе с тем существовал подход, который выглядел на первый взгляд гораздо более простым и точным. Его можно назвать «визуальным методом» и он основан на впечатлениях разведчиков и использовании видеоматериалов.

Действительно, достаточно знать три величины:

- объем ТСМ в каком-либо помещении;
- плотность ТСМ;
- весовое содержание урана в ТСМ,

после чего перемножением этих величин можно получить искомое количество топлива.

Вот только для конкретных условий, сложившихся в объекте «Укрытие», при оценке каждой из перечисленных величин возникают многочисленные неопределенности. Точному определению объема скоплений ТСМ препятствуют многие факторы.

Так, бетон, заливший ТСМ при строительстве «Укрытия», присутствует почти во всех помещениях, в которые попала лава, и не дает возможности непосредственными наблюдениями установить высоту ее верхних границ. А там, где существует свободная поверхность лавы, нельзя с уверенностью экстраполировать ее наблюдаемую высоту на залитые бетоном участки, поскольку лава могла застывать, образуя значительные неровности. Это наглядно иллюстрируется существованием «слоновой ноги» или застывшими струями лавы в клапанах ПРК.

Точному определению нижних границ скоплений лавы препятствует то, что при ее попадании в помещения образовывался прожог бетонных плит пола. Отсутствие технологии горячего бурения (извлечения высокорadioактивных кернов) делает невозможным точно оконтурить боковые границы ЛТСМ с помощью бурения скважин.

Что касается плотности лавы, то она далеко не постоянна. Как указывалось выше, лавы — чрезвычайно разнородный материал, плотность которого в значительной степени определяют газовые пустоты. В скоплениях лавы могут находиться (и как выяснилось, находятся) неполностью переплавленные фрагменты топлива активной зоны, плотность которых в несколько раз больше, чем максимальная плотность ЛТСМ. Содержание урана в лавах тоже далеко не одинаково.

Из сказанного очевидно, что визуальный метод может быть с успехом применен лишь в случае когда имеются весьма детальные знания о скоплениях ТСМ. К сожалению, для подавляющего числа этих скоплений необходимых данных не хватает.

Одним из примеров неоправданно широкого применения визуального метода стала работа [6], появившаяся в 1992 г. В этой работе выводы ТОЯБ [7] относительно общего количества топлива, оставшегося в «Укрытии», подверглись сомнению. Утверждалось, что «в исследованных ТСМ 4-го блока ЧАЭС содержится 11—15 % топлива от его полной загрузки» (т. е. от 21 до 28 т).

В ходе дискуссий, состоявшихся в МНТЦ «Укрытие», приводились многочисленные конкретные примеры, когда в работе [6] занижалось количество ТСМ в скоплениях (см., например, [8]), но к согласию стороны не пришли.

Самое главное, что ответа на вопрос о том, куда же девалось топливо из реактора 4-го блока, если его вне «Укрытия» нашли менее 5%, а в самом «Укрытии» осталось всего 11—15 % авторами работы [6] дано не было.

Понадобилось несколько лет, чтобы авторы [6] предложили новый, с нашей точки зрения, фантастический сценарий Чернобыльской аварии (см., например, [9]) и начали утверждать, что ненайденное топливо до сих пор летает над Северной Европой.

Тем не менее работа [6] оказалась полезной тем, что инициировала настоящий «мозговой штурм», в ходе которого были предложены разные и независимые методы интегральных оценок массы оставшихся в «Укрытии» ТСМ. Они обсуждаются в следующем разделе.

10.3. Интегральные методы оценки количества топлива, оставшегося в объекте «Укрытие»

10.3.1. Определение количества ЛТСМ по выбросу радиоактивного цезия

Результаты исследований ТСМ позволили обосновать два интегральных метода оценки количества топлива, оставшегося в составе лавы в объекте «Укрытие».

— Было показано, что это количество может быть определено по интегральному выбросу ^{137}Cs . Этот метод был впервые описан в [8].

— Второй метод опирается на результаты расчета полного количества магния, содержащегося в лаве [10].

Определение «по выбросу ^{137}Cs » опирается на следующие положения.

1. Выброс летучих радионуклидов, в том числе и ^{137}Cs , происходил во время активной стадии аварии, во время образования и растекания лавы. В результате топливо, содержащееся в ЛТСМ, оказалось обедненным этим радионуклидом. Если в исходном топливе перед аварией активность ^{137}Cs составляла $1,4 \cdot 10^9$ Бк/г (U) [3] то в лаве она уменьшилась в 2,2—2,5 раза. Таким образом, 63 % цезия было выброшено¹.
2. Исследования фрагментов активной зоны, сохранившихся непереплавленными, показали, что содержание в них цезия практически не отличается от доаварийного [10]. Значит можно предположить, что весь выброшенный ^{137}Cs до аварии находился именно в лаве.
3. Полный выброс ^{137}Cs составил ~ 2 МКи. Это следует из многочисленных публикаций, в которых приводятся карты загрязнения почвы ^{137}Cs (см., например, работу [4] и ссылки в ней). Тогда, до аварии в топливе, вошедшем в состав лавы, его содержалось $2 \text{ МКи} / 0,63 \approx 3,2 \text{ МКи}$. Или $\sim 46\%$ всего наработанного в реакторе ^{137}Cs , поскольку наработано было $\approx 7 \text{ МКи}$ ([3]).
4. Поскольку уран, в отличие от цезия, остался в лаве его количество в ней так и составляет 46% от полного количества урана в реакторе до аварии или $192 \text{ т} \cdot 0,46 \approx 90 \text{ т}$. Приведенная оценка достаточно грубая. Однако она скорее занижает количество топлива в лаве, поскольку часть вылетевшего цезия могла остаться в верхних помещениях блока (это подтверждается исследованиями «мазков», взятых на верхних этажах). Тогда - вылетело больше 2 МКи цезия и топлива в лаве — больше 90 т.

10.3.2. Определение количества ЛТСМ по содержанию в них магния

В ЛТСМ содержится вполне заметное количество магния, которое могло попасть в состав ЛТСМ, прежде всего, из серпентинитовой засыпки² при расплавлении части схемы «ОР»³, состав которой схематически изображен на рис. 10.1 (см. [4]).

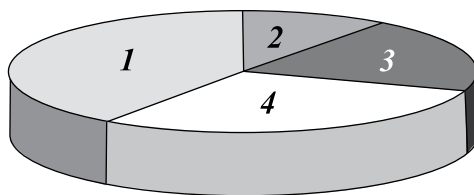


Рис. 10.1. Материалы, входящие в состав схемы «ОР»

1 — сталь 10ХН1М — 500 т; 2 — сталь ОХ18Н10Т — 200 т; 3 — черная сталь — 230 т;
4 — серпентинитовая засыпка — 410 т. В сумме — 1340 т

Средняя концентрация магния в ЛТСМ около 3 % [3]. Серпентинит $\text{Mg}_6(\text{Si}_4\text{O}_{10})(\text{OH})_8$ содержит 26 % магния, следовательно, разбавление серпентинитовой засыпки в лаве составляет $26 : 3 \approx 8,6$ раза.

¹ Это значение дает усреднение по 300 пробам.

² Содержащий магний доломит — $\text{CaMg}(\text{CO}_3)_2$, который сбрасывался с вертолетов в развал 4-го блока после аварии, в шахту реактора практически не попал.

³ Металлоконструкция схемы «ОР» выполнена в виде барабана диаметром 14,5 м и высотой 2 м, собрана из трубных плит и обечайки. Служит опорой для графитовой кладки, схемы «КЖ» и коммуникаций низа реактора, является нижней биологической защитой реактора.

Расплавленный сектор плиты основания реактора, серпентинит которого вошел в состав лавы измеряется $100\text{—}110^\circ$. Общее количество серпентинита в схеме «ОР» ≈ 410 т.

Таким образом, вес топливосодержащих масс, образовавшихся при участии серпентинита из «ОР», должен составлять: $(105^\circ / 360^\circ) \times 410 \times 8,6 = 1060$ т, а количество топлива в них (при среднем его содержании 7—8 %) равно 70—80 т.

Приводимая величина является оценкой части общего количества лавы на нижних отметках «Укрытия», поскольку в ней не был учтен серпентинит термокомпенсаторного зазора, который также принимал участие в образовании ЛТСМ. Не учтено и возможное присутствие в лаве фрагментов активной зоны.

10.3.3. Оценки количества топлива, находящегося в ЛТСМ горизонтального потока

В 2008 г. специалисты Курчатовского института и ИБРАЭ создали модель растекания ЛТСМ на отм. +9.000 (горизонтальный поток) (см. [12]). В рамках этой модели были получены результаты для границ распространения лавы в тех помещениях (частях помещений), относительно которых экспериментальной информации нет, а также оценки количества лавы в каждом из помещений и во всем горизонтальном потоке. Эти данные приведены в табл. 10.2.

Таблица 10.2. Оценки объема и количества топлива в большом горизонтальном потоке по модели «КИ» — ИБРАЭ и оценкам экспертов [1], выполненным на основании экспериментальных данных

Помещение	Оценки по модели «КИ» — ИБРАЭ		Оценки экспертов [1]	
	Объем ЛТСМ, м ³	Количество топлива (U), т	Объем ЛТСМ, м ³	Количество топлива (U), т
304/3	60	6,4	50—70	6 ± 2
301/5	24	2,5	8—30	$2,0 \pm 1,5$
303/3	4,5	0,47	2—7	$0,5 \pm 0,3$
301/6	16	1,7	8—30	$2,0 \pm 1,5$
Всего	104	11	$105 \pm 35^*$	$11 \pm 4^*$

* С учетом лавы в «слоновой ноге».

Из данных таблицы видно хорошее согласие между модельными расчетами и экспертными оценками, в том числе и для полного количества ЛТСМ в помещениях на отм. +9.000.

Это, с одной стороны, позволяет утверждать, что параметры модели выбраны верно, а с другой — позволяет полностью исключить из рассмотрения варианты, в которых предполагается, что лава горизонтального потока имеет заметно меньший объем и содержит заметно меньшее количество топлива, чем это приведено в табл. 10.2.

В этом случае из-за остывания и возрастания вязкости лавы она, в противоречии с наблюдениями, не смогла бы распространяться по большинству перечисленных помещений и тем более на расстояние ~ 25 м.

10.4. Выводы. Оценка топливного баланса при аварии на ЧАЭС

Суммируем информацию, которую можно получить из приведенных в этой и предыдущих главах оценок количества топлива в «Укрытии», и еще раз рассмотрим их надежность.

I. Наиболее точные оценки дают исследования выброса. Десятки независимых работ, выполненных различными методами, подтверждают, что выброс топлива не превысил 5% (наиболее вероятное значение — 3%). Следовательно, в «Укрытии» осталось более 95% топлива из разрушенного реактора, или более 180 т. Около 0,3% было выброшено на площадку объекта.

II. Первые тепловые измерения 1986 г., проведенные по программе «Буй», дали оценку более 90%.

III. Многолетние и тщательные исследования внутри «Укрытия» позволили утверждать, что находящегося в нем топлива более 65% (самая консервативная оценка), а скорее всего, более 80% от загрузки реактора. При этом ряд помещений объекта так и остаются недоступными.

IV. Каждый из других методов — по выбросу ^{137}Cs , по количеству Mn в лаве, позволяет оценить только часть топлива, находящегося в лаве. Для первого из них (по Cs) получена оценка ~ 90 т, или ~ 46 % полного количества урана в реакторе до аварии. Для второго (по Mn) — 70 — 80 т.

V. Предположения о том, например, что в горизонтальном потоке лавы существенно меньше топлива, чем это указывается в табл. 10.1, вступает в противоречие с тем, что лава смогла распространиться на такое значительное расстояние (~ 25 м).

Полученные оценки топливного баланса при аварии на ЧАЭС представлены в виде диаграммы на рис. 10. 2.

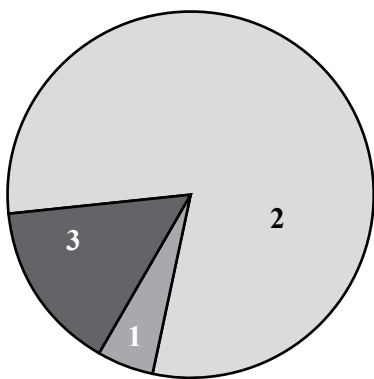


Рис. 10.2. Оценки топливного баланса при аварии на ЧАЭС

1 — топливо, выброшенное за пределы объекта «Укрытие» (< 5%); 2 — топливо, обнаруженное в помещениях объекта «Укрытие» в работах 1986—2008 гг. (~ 80%); 3 — топливо, находящееся в недоступных помещениях объекта «Укрытие». Полное количество топлива, находившегося в реакторе 4-го блока перед аварией, — 190,2 т (100%)

Литература

1. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации: Отчет МНТЦ «Укрытие» № 216 от 06.09.1996 г. / Отв. исполнитель А.А. Боровой. Чернобыль, 1996. 188 с.
2. The Shelter current safety analysis and situation development forecasts (update version): Thesis. European Commission, 1998. 103 p.
3. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации: Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. Исполнитель А.А. Боровой Чернобыль, 2001. 337 с.
4. Богатов С.А., Боровой А.А., Гаврилов С.Л. и др. База данных по местонахождению и состоянию ядерного топлива 4-го блока ЧАЭС до и после аварии. Препринт РНЦ «Курчатовский институт» №130-11/2. М., 2007. 146 с.
5. А.А. Боровой. Топливный баланс при аварии на ЧАЭС. Препринт РНЦ «Курчатовский институт», ИАЭ-6527/3. М., 2008. 49 с.
6. А.Н. Киселев, А.Ю. Ненаглядов, А.И. Сурин, К.П. Чечеров. Экспериментальные исследования лавообразных топливосодержащих масс (ТСМ) на 4-м блоке ЧАЭС. Препринт, №5533/3. М., 1992.
7. Беляев С.Т., Боровой А.А., Волков В.Г. и др. Техническое обоснование ядерной безопасности объекта Укрытие. Чернобыль: КЭ при ИАЭ им. И.В. Курчатова, 1990. 160 с.
8. Андерсон Е.Б., Богатов С.А., Боровой А.А. и др. Лавообразные топливосодержащие массы объекта «Укрытие». Препринт МНТЦ «Укрытие» №93-17. Киев, 1993. 44 с.
9. Киселев А.Н., Чечеров К.П. Модель процесса разрушения 4-го энергоблока Чернобыльской АЭС // Атомная энергия. 2001. Т. 91, вып. 6. С. 425—433.
10. Пазухин Э.М. Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарий образования // Радиохимия. 1994. Т. 36, вып. 2. С. 97—142.
11. Израэль Ю.А. (совместно с Е.Д. Стукиным, И.М. Назаровым, А.Д. Фридманом). Радиационное загрязнение природных сред после Чернобыльской аварии: Основные этапы исследований // Конф. «Радиоэкологические, медицинские и социально-экономические последствия аварии на Чернобыльской АЭС. Реабилитация территорий и населения». 21—25 мая 1995 г.: Тезисы докл. М., 1995. С. 15—17.
12. Богатов С.А., Боровой А.А., Лагуненко и др. Образование и растекание чернобыльских лав // Радиохимия. 2008. Т. 50, №6. С. 565—568.

ДИНАМИКА ПОВЕДЕНИЯ ТСМ В ОБЪЕКТЕ «УКРЫТИЕ»

11.1. Поведение ТСМ до их извлечения из объекта «Укрытие»

Как уже говорилось ранее, преобразование объекта «Укрытие» в экологически безопасное состояние предполагает, что окончательное извлечение из него топливосодержащих материалов и их захоронение начнется нескоро (через десятки лет) и займет значительный промежуток времени. Это понятно – в настоящее время не решены даже на уровне концепции связанные с этим сложнейшие технические и финансовые проблемы.

В связи с этим возникает целый ряд вопросов, ответы на которые важны для организации долговременного и безопасного хранения ТСМ и, что очень важно, для разработки технологий их извлечения. Вот некоторые из них.

— Как изменялись физико-химические свойства ТСМ за прошедшие 25 лет, какие процессы приводили к их разрушению, как быстро развивались процессы разрушения?

— Какие внешние и внутренние воздействия могут стать причиной разрушения ТСМ в период многолетнего «ожидания» под защитой НБК?

— Какова при этом роль самооблучения?

— Какие контрмеры могут быть приняты в случае опасности, создание каких барьеров безопасности можно рекомендовать при разрушении?

Ответы на эти вопросы стали особенно актуальными после того, как в 1997—2002 гг. в печати появились работы (см., например, [1—3]), в которых говорилось о возможности близкого по времени (через три—четыре года) и стремительного (недели) превращения всех 1200 т чернобыльской лавы под действием собственной α -активности в субмикронную (!) пыль с «катастрофическими радиоэкологическими последствиями» (слова авторов [1—3]). Предлагалось остановить все работы по преобразованию «Укрытия» и выработать принципиально новый план его преобразования¹.

В 2003—2005 гг. Курчатовский институт и ИПБ АЭС НАНУ выполнили независимые исследования по этой тематике. Совместные выводы говорят о том, что после создания нового конфаймента в течение ~ 30 лет разрушение топливосодержащих материалов будет носить такой характер, при котором ни радиоактивная пыль, ни радиоактивная вода не смогут выйти за его пределы в опасном для окружающей среды и персонала количестве [4].

¹ Обсуждаемая в это время конструкция НБК не предусматривала возможности удержания сотен тонн субмикронной пыли в течение десятков лет, ее последующего извлечения и захоронения.

Тем не менее, интерес к процессам разрушения лав не исчерпал себя, и работы по этой тематике планируются. Поэтому представляется полезным в этой главе суммировать и еще раз проанализировать имеющуюся на сегодняшний день информацию (см. также [5]), чтобы дать ответ на первый из перечисленных выше вопросов.

11.2. Результаты прямых наблюдений за ЛТСМ в объекте «Укрытие» и в специальных хранилищах²

11.2.1. «Пемза»

Долговременное поведение этого материала сильно зависит от внешних условий. В ББ объекта «Укрытие» как на первом, так и на втором этажах «пемза» практически вся рассыпалась, особенно в местах контакта со щелочными блочными водами. Образовалось некое подобие кашицы, которая при высыхании является источником пыли. Лишь изредка наблюдаются нерассыпавшиеся куски в местах, находящихся высоко над полом (к моменту слива воды из ББ пемзообразные куски плавали на ее поверхности и по мере снижения уровня воды подплывали к месту расположения сливных отверстий).

В лабораторных условиях, когда нет воздействия воды и разрушающего действия колебаний температуры, образцы «пемзы» сохранялись достаточно хорошо. Этот факт установлен как при ревизии образцов, хранящихся в Радиевом институте (Санкт-Петербург, Россия), так и при работе с пробами ЛТСМ, которые имеются в ОЯРБ ИПБ АЭС (Чернобыль, Украина). Однако следует отметить, что и в лабораторных условиях иногда наблюдались образцы «пемзы», особенно, если они были достаточно крупного размера, которые рассыпались на более мелкие части. Это объясняется чисто механическими причинами.

11.2.2. «Шлак», или шлакообразные гранулированные ЛТСМ

К настоящему времени свойства шлакообразных ЛТСМ значительно изменились (см. главу 6).

Во-первых, стеклообразная корка растрескалась, стала хрупкой и чешуйчатой. Во-вторых, кучи «шлака» на первом и втором этажах утратили свою монолитность и стали хрупкими: гранулы с хрустом рассыпаются под давлением инструмента. В кучи свободно входит пробник. Внутри них (на границе контакта ЛТСМ—бетон) прочность «шлака» больше, чем на поверхности. Однако оценка этой прочности весьма субъективна. Важен тот факт, что там, где контакт кучи с окружающей средой меньше, ее прочность — больше.

К сожалению, изучить изменение свойств образцов шлакообразных гранулированных ЛТСМ в лабораторных условиях не представляется возможным из-за отсутствия самих образцов.

² К сожалению, постоянных, подробных и документированных наблюдений за поведением лавы в отдельных скоплениях топлива не проводилось, они носили локальный и разовый характер. Ее состояние регистрировалось время от времени в ходе разведывательных походов во внутренние помещения объекта, по ходу выполнения исследовательских и эксплуатационных работ и т.п. Для написания данного раздела, кроме опубликованных работ, в частности работы [5], были использованы и устные сообщения специалистов, постоянно проводивших работы в помещениях объекта «Укрытие». Среди них: С.А. Богатов, А.С. Евстратенко, А.И. Иванов, А.А. Корнеев, В.А. Краснов, Э.М. Пазухин, И.Я. Симановская и многие другие.

11.2.3. Черная керамика

Механические изменения черной керамики, как и следовало ожидать, происходят там, где она имеет контакт с водой. Это наблюдается для ряда помещений.

Так, например, за время наблюдений свойства «сталактитов», которые находятся в пом. 217/2 («44/43», «Е/Г»), практически не изменились. Это связано с тем, что «свежий бетон», протекавший через пом. 217/2 с севера на юг, застыл, образовав своеобразную наклонную плоскость, которая не позволяет воде входить в контакт со «сталактитами».

Другая ситуация сложилась со «слоновой ногой», находящейся в том же помещении и подвергающейся постоянным воздействиям воды.

В 1992 г. проводился эксперимент, целью которого было определение свойств пыли, образовавшейся на поверхности «слоновой ноги». С этой целью на поверхность лавы был наложен марлевый тампон, пропитанный специальным клеящим составом. После застывания состава и «приклеивания» тампона к поверхности, при попытке оторвать тампон вместе с ним легко отделилась значительная часть поверхностного слоя лавы в виде фрагментов с размерами до нескольких сантиметров³ (фотографии этих фрагментов приведены на рис. 11.1).

Данный результат оказался неожиданным, так как непосредственно после аварии для взятия образцов «слоновой ноги» пришлось использовать стрелковое оружие ввиду ее большой прочности.

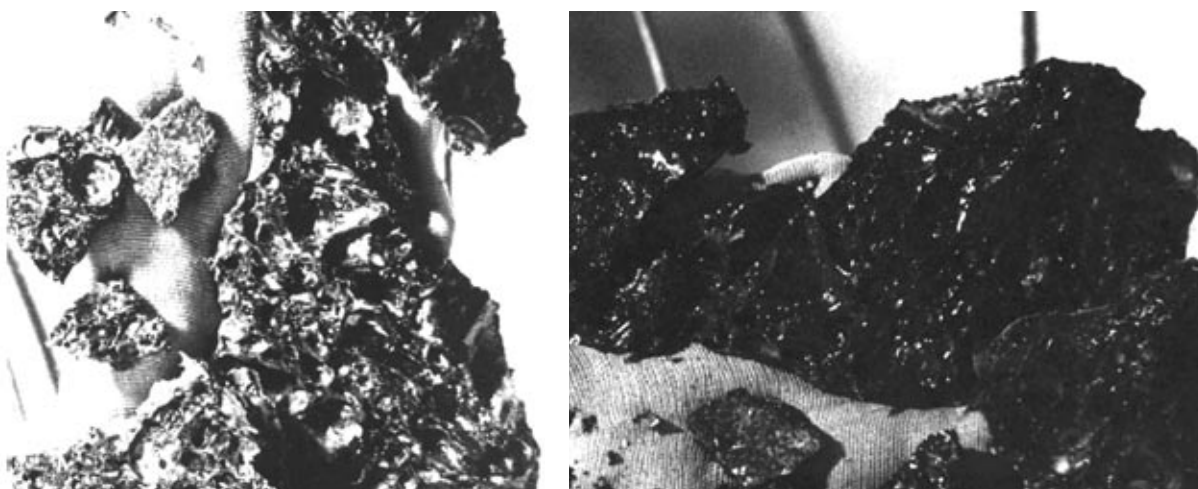


Рис. 11.1. Фрагменты ЛТСМ «слоновой ноги», легко отделившиеся от поверхности

«Пагубная» для черной керамики роль воды подтверждается и тем, что в сухом и относительно стабильном по температуре пом. 304/3 куски черной керамики не претерпели заметных изменений и остались такими же крупными, какими были при первых обследованиях (1888—1990 гг.) (рис. 11.2).

³ Интересно, что характерный размер фрагментов ЛТСМ совпадает с размером фрагментов остеклованных РАО, разрушившихся в условиях длительного открытого хранения на полигоне МосНПО «Радон» (см. [6]). По-видимому, растрескивание на подобные фрагменты в естественных условиях характерно как для остеклованных РАО, так и для ЛТСМ объекта «Укрытие».



Рис. 11.2. Куски черной керамики на полу пом. 304/3

Такая же картина наблюдалась и при ревизии образцов, хранящихся в Радиевом институте, ОЯРБ МНТЦ «Укрытие» и в Курчатовском институте: никаких особых изменений черной керамики, которая находилась в спецхранилищах, не наблюдается.

Как уже говорилось в главе 8, в помещениях с высокой влажностью в 1990 г. на поверхности черных ЛТСМ были обнаружены желтые пятна, которые со временем стали захватывать все большую площадь этой поверхности. Их появление связано с химическими изменениями материала керамики — процессами вторичного окисления урана с образованием хорошо растворимых оксикарбонатов. Такие процессы хорошо известны и характерны для зон гипергенеза на урановых месторождениях.

11.2.4. Коричневая керамика

Образцы этой разновидности ЛТСМ хранятся как в Радиевом, так и в Курчатовском институте. Кроме того, большое количество проб коричневой керамики находится в ИПБ АЭС.

Анализ имеющихся данных показывает, что эта разновидность ЛТСМ претерпела наименьшие изменения свойств: ни очень большие образцы в Радиевом институте, ни достаточно мелкие пробы в ИПБ АЭС за время хранения (более 20 лет) не претерпели значительных изменений. То же самое можно сказать и о пом. 210/7: особых изменений коричневой керамики ни в 4-м клапане, ни на полу (между рядами «И» и «Ж») не обнаружено. Некоторые наблюдатели отмечают увеличение трещиноватости застывшей массы коричневой керамики, что может быть объяснено сезонными температурными колебаниями.

11.3. Эксперименты по исследованию скорости разрушения ТСМ

В настоящем разделе мы рассмотрим наиболее информативные исследования.

Это — оценка скорости эрозии ЛТСМ [7—9], изучение устойчивости различных модификаций топлива, находящихся в воде [10], выщелачивание радионуклидов из лавы раствором, имитирующим «блочную воду» [11], имеющиеся данные о разрушении ЛТСМ в потоке γ -квантов [12]. Будут также рассмотрены работы, в которых наблюдалось разрушение лавы под действием собственного излучения (см. [9] и др.).

11.3.1. Эрозия ЛТСМ

Цикл исследований [7, 8] был начат с анализа образцов пыли из скопления ТСМ «слоновья нога» (пом. 207/2).

С трех участков ее поверхности, располагавшихся по краям скопления, была собрана пыль и проведены анализы ее радионуклидного и элементного состава. Не исключено, что в образцы с поверхности ТСМ попало небольшое количество пыли, не связанной с эрозией поверхности. Однако практическое совпадение элементных составов пыли и самого скопления позволяют предполагать минимальное присутствие посторонней пыли.

Аналогичный эксперимент проводился в юго-западной части ПРК (пом. 210/7). Продукты эрозии отбирались с «языка» ТСМ, находящегося в 2 м от юго-западного входа в ПРК. И в этом случае были получены доказательства генетической связи отобранной пыли с веществом скопления. Дисперсный анализ спиртового мазка показал присутствие частиц, размеры которых менялись от единиц до сотен микрон, а также плоских «чешуек» (размер — доли миллиметра).

Эксперименты позволили оценить, что легко снимаемая часть топливных скоплений составляет $\sim 0,2$ мг/см² за почти 4 года с момента образования, или $\sim 5 \cdot 10^{-5}$ г/см²·год. Это — маленькая величина. Если представить себе, что все ~ 1000 т лавы имеют весьма развитую поверхность, например представляют собой «кучу» из шариков с $R = 1$ см, то потери на эрозию и образование пыли составят для такого скопления всего ~ 50 кг в год.

Для определения в лабораторных условиях характеристик продуктов разрушения ЛТСМ были отобраны несколько образцов:

- из парораспределительного коридора (коричневая керамика);
- из парораспределительного коридора (черная керамика);
- из бассейна-барботера (серо-розовая керамика);
- из помещения 304/3 (черная пористая керамика).

Каждый образец приклеивали силикатным клеем на специальную подставку и помещали в цилиндрический контейнер из нержавеющей стали, торцы которого закрывали аэрозольными фильтрами. Контейнер подсоединяли к воздухоудвке. Фильтр на переднем торце служил для очистки входящего воздуха от аэрозолей. Частицы, сдуваемые с

керамики, осаждались на втором фильтре. Прокачка воздуха продолжалась 15 мин при линейной скорости 83 см/с (рис. 11.3). В процессе обдува образцы поворачивались вокруг оси подставки.

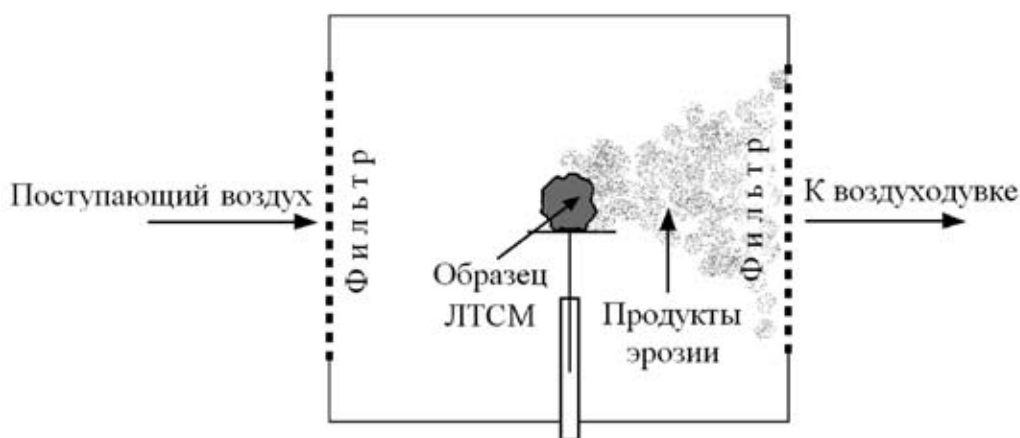


Рис. 11.3. Схема эксперимента по изучению эрозии ЛТСМ

Микроскопический анализ показал, что сдуваемые частицы можно разделить на три типа: частицы темного цвета с неровными краями, «капли» с металлическим блеском и фрагменты стекла и зерна кварца.

Первая группа частиц представлена более мелкими частицами (диаметром 1—15 мкм; среднее значение 3,7 мкм) по сравнению со второй и третьей (10—200 мкм; среднее значение 60 мкм). Многие мелкие частицы находились на поверхности «стеклянных».

Авторадиография показала, что более 90 % активности содержится в отдельных частицах первой группы. Активность большинства других частиц была менее 0,1 Бк, что свидетельствовало о неоднородном распределении активности в ЛТСМ (при равномерном распределении активность частицы размером 60 мкм равнялась бы 50 Бк).

Исходя из активности фильтров и образцов, а также площади их поверхности, была сделана оценка скорости ветровой эрозии. При этом учитывалось, что предыдущий сдув активности состоялся месяцем раньше (см. табл. 11.1 и рис. 11.4).

Таблица 11.1. Скорость ветровой эрозии образцов ЛТСМ в лабораторных условиях $n \cdot 10^{-6}$ г/см² · год

Регистрируемый радионуклид	Номер образца и тип ЛТСМ			
	1 (коричневая керамика)	2 (черная керамика)	3 (серо-розовая керамика)	4 (черная пористая керамика)
⁹⁰ Sr, ¹³⁷ Cs *	0,24	0,07	0,69	0,11
¹⁴⁴ Ce	0,13	0,04	0,63	0,11

* Константа разрушения для стронция получилась такой же, как для цезия.

Из данных табл. 11.1 следует, что максимальная скорость эрозии ожидается для образца 3 (ББ), имеющего, по-видимому, наиболее хрупкую структуру. Представленные результаты значительно ниже, чем величина, полученная ранее — $5 \cdot 10^{-5}$ г/см²·год.

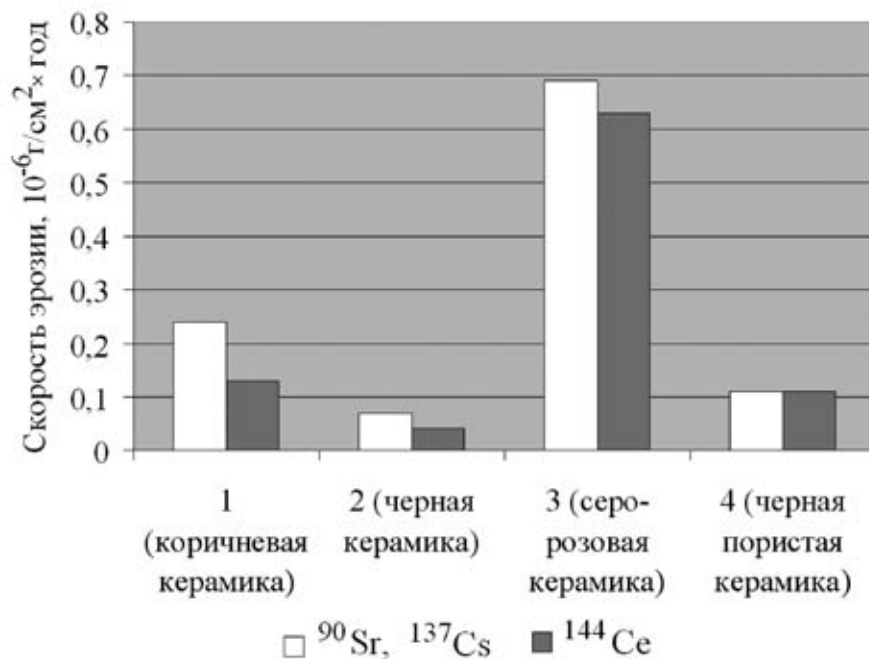


Рис. 11.4. Скорость ветровой эрозии образцов ЛТСМ, измеренная по различным радионуклидам

Затруднительно дать однозначную интерпретацию расхождения результатов.

Были предложены следующие гипотезы:

- на поверхности ЛТСМ много инертной (неактивной) пыли;
- сдуваемая часть активности много меньше механически снимаемой;
- скорость эрозии в лабораторных условиях ниже, чем в естественных.

Более пессимистичные оценки приведены в [9]. Там сказано, что «пылегенерирующая способность всех видов ЛТСМ линейно растет с увеличением содержания в них топлива и находится в пределах 5—15 Бк/(см²·сут.) по α -излучателям и 300—900 Бк/(см²·сут.) по β -излучателям (в основном ^{90}Sr). Соответствующие значения для облученного топлива — 40 и 2400 Бк/(см²·сут.).

Отсюда следует, что если учесть содержание топлива в лавах, то пылеобразование ЛТСМ происходит интенсивнее и прогноз для них в этом смысле хуже.

Оценки по усредненным для различных видов ТСМ данным дают скорость образования пыли в объекте на уровне 35 Бк/м²·год по α -активности и 2100 Бк/м²·год по β -активности.

Суммарное годовое пылеобразование в объекте «Укрытие» за счет этого механизма, при разумных предположениях о площади поверхности ЛТСМ, дает не менее $\sim 7 \cdot 10^{11}$ Бк по α -активности и $\sim 4 \cdot 10^{13}$ Бк по β -активности.

Соответствующий пересчет на удельную активность ЛТСМ приводит к порядковой оценке — ежегодно в объекте превращается в пыль не менее нескольких десятков килограммов топлива».

11.3.2. Исследования устойчивости различных модификаций топлива, находящихся в воде

Результаты экспериментальных исследований устойчивости находящихся в воде модификаций топлива приведены в работе [10]. Методика эксперимента заключалась в определении скорости выщелачивания радионуклидов из образцов конструкционного и пластифицированного бетона, графита, фрагментов топливных таблеток и лавообразных ТСМ в статических условиях. С этой целью образцы помещали в емкости с чистой водой и выдерживали определенное время в условиях объекта «Укрытие» (опыты проводились в пом. 061/2).

Через определенные промежутки времени из этих емкостей отбирали пробы и определяли в них концентрации урана, ^{90}Sr и ^{137}Cs .

Скорости выщелачивания радионуклидов и урана, L , были рассчитаны по следующей формуле:

$$L = (A \cdot W) / (C \cdot t \cdot S) \text{ г}/(\text{м}^2 \cdot \text{сут.}), \quad (1),$$

где A — масса или активность компонента в растворе;

C — масса или активность компонента в образце;

W — масса образца (г);

t — время выщелачивания (сут.);

S — площадь поверхности образца (м^2).

Результаты определения скорости растворения образцов ТСМ представлены в табл. 11.2. Анализ данных показывает, что с течением времени скорость выщелачивания уменьшается.

Таблица 11.2. Скорость растворения типичных образцов ТСМ в воде в зависимости от времени выдержки (масса образцов 1—10 г, объем раствора 0,25—0,5 л, температура 5—15 °С)

Модификация ТСМ	Скорость выщелачивания, рассчитанная по компоненту, г/(м ² ·сут.)						
	^{137}Cs		^{90}Sr		Уран		
	1 год	5 лет	1 год	5 лет	6 мес.	1 год	5 лет
Черная керамика	$1 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-4}$	—	$1 \cdot 10^{-4}$
	$4 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-4}$
Коричневая керамика	—	$2 \cdot 10^{-3}$	—	$1 \cdot 10^{-3}$	—	—	$5 \cdot 10^{-4}$
	—	$3 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$4 \cdot 10^{-3}$	$3 \cdot 10^{-3}$	$1 \cdot 10^{-3}$
Топливная таблетка	$8 \cdot 10^{-2}$	$6 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{-2}$	$6 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-3}$	$4 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-3}$

Возможно, это связано с тем, что в начальный период времени фрагменты ЛТСМ имеют более развитую поверхность за счет шероховатости. Эта шероховатость по мере растворения поверхности исчезает, и эффективная площадь поверхности образца уменьшается.

Устойчивость образцов черной керамики выше к выщелачиванию, чем образцов коричневой керамики. Можно предположить, что это обусловлено более пористой структурой последней. Однако и в отсутствие влаги, под действием эрозии, коричневая керамика разрушается быстрее, чем черная (см. табл. 11.2). Совокупность этих результатов указывает на то, что черная керамика является химически более стойкой модификацией ЛТСМ.

Видно, что скорость растворения топливной таблетки более чем на порядок превышает скорость растворения образцов лавообразных ТСМ. Средняя скорость растворения фрагментов топлива по данным табл. 11.2 (без учета данных по ^{137}Cs) составляет $6 \cdot 10^{-3} \text{ г}/(\text{м}^2 \cdot \text{сут})$ или $0.2 \text{ мкм}/\text{год}$ (плотность топлива принималась равной $10 \text{ г}/\text{см}^3$)⁴.

11.3.3. Выщелачивание радионуклидов из ЛТСМ имитатором «блочной» воды

В реальных условиях 4-го блока ЛТСМ подвергаются воздействию воды, содержащей карбонаты, гидрокарбонаты и фосфаты натрия, а также поверхностно активные вещества и органические компоненты, которые попадают в воду при проведении пылеподавления. Поэтому представляет интерес определение растворимости ЛТСМ в имитаторе «блочной» воды (ИБВ). Было проведено несколько циклов исследования поведения лавы в таком выщелачивающем растворе. Здесь мы остановимся на последних экспериментах, выполненных по прошествии 19 лет после аварии и подробно описанных в [11].

Для изучения динамики растворимости были отобраны пробы трех видов ЛТСМ: коричневая, полихромная и черная керамики. Определялось выщелачивание таких радионуклидов, как ^{90}Sr , ^{137}Cs , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am и др.

Для проведения экспериментов с ИБВ была разработана следующий порядок действий (рис. 11.5).



Рис. 11.5. Схема проведения экспериментов с имитатором блочной воды

⁴ Скорость растворения фрагментов диоксида урана нельзя считать линейной – при взаимодействии с водой на поверхности осаждаются нерастворимые гидратированные оксиды урана, играющие роль защитного слоя. Именно этот процесс приводит к уменьшению со временем константы выщелачивания.

Водные потоки внутри 4-го блока представляют собой щелочно-карбонатные растворы с pH около 9. Скорость растворения (постоянная трансформации) топливных частиц при таком pH в несколько раз выше, чем в нейтральных растворах (pH = 7). Но даже с учетом этого фактора топливная таблетка, отожженная при температуре около 400 °C в течение нескольких суток (т. е. окисленная до диоксида урана), полностью растворится в максимально жестких условиях объекта «Укрытие» не ранее чем через сотни лет.

В качестве имитатора был приготовлен раствор, соответствующий по своим компонентам средним значениям реальных проб воды из ее скоплений в объекте «Укрытие» (см. табл. 11.3). Для упрощения проведения радиохимического анализа реагенты, входящие в состав пылеподавляющего раствора, в ИБВ не добавлялись. Свежеприготовленный раствор имеет щелочную среду с $\text{pH} = 9,3$.

Таблица 11.3. Состав ИБВ

Реагент	Содержание в растворе	
	моль/л	г/л
Na_2CO_3	0,0017	0,18
NaHCO_3	0,0082	0,69
NaH_2PO_4	0,00003	0,0045

Выщелачивание радионуклидов из образцов ЛТСМ раствором ИБВ проводили в статических условиях при комнатной температуре. Кассеты выдерживались в сосудах объемом 250 мл, в которые заливали по 100 мл выщелачивающего раствора. Полное время экспозиции составляло 89 дней.

Через заданные промежутки времени отбирали аликвоты растворов по 20 мл и добавляли аналогичный объем свежего раствора. В отобранных аликвотах определяли содержание ^{90}Sr , ^{137}Cs , $^{239+240}\text{Pu}$ и ^{241}Am .

На рис. 11.6 схематично показана кассета с навеской ЛТСМ, помещенная в сосуд с выщелачивающим раствором.

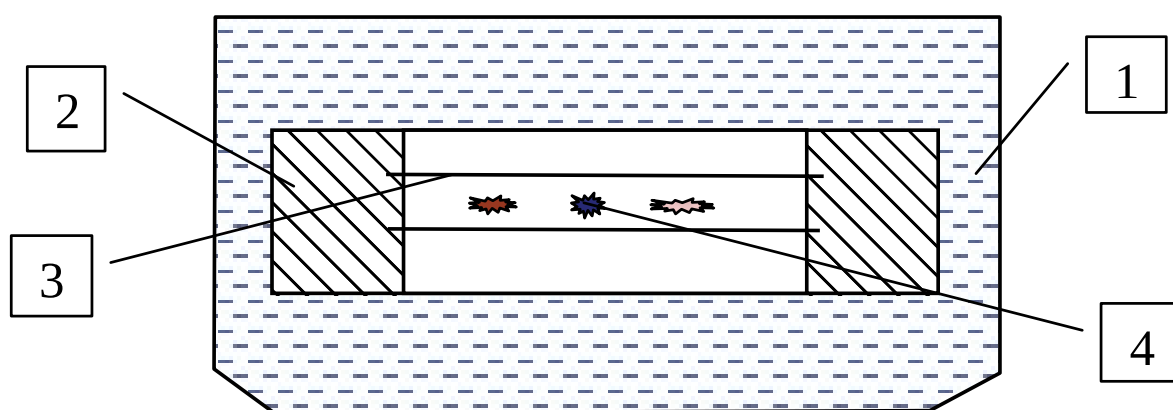


Рис. 11.6. Кассета для проведения выщелачивания радионуклидов из образцов ЛТСМ в статических условиях:

1 — сосуд с выщелачивающим раствором; 2 — корпус кассеты; 3 — мембранные фильтры;
4 — фрагменты ЛТСМ

Концентрация (удельная активность) радионуклидов в выщелачивающих растворах определяется тремя основными процессами:

- растворением силикатной матрицы ЛТСМ;
- выщелачиванием радионуклидов;
- вторичной сорбцией радионуклидов на стенках сосуда и корпусе кассеты.

Последний процесс количественно можно оценить на основании коэффициента распределения, который рассчитывается как отношение активности радионуклида, десорбированного со стенок сосуда, к активности радионуклида в выщелачивающем растворе (табл. 11.4).

Таблица 11.4. Коэффициенты распределения радионуклидов в системе ИБВ – стекло

Модификация ЛТСМ	^{137}Cs	^{90}Sr	$^{239+240}\text{Pu}$	^{241}Am
Полихромная керамика	0,028	0,038	0,093	0,14
Коричневая керамика	0,029	0,029	0,096	0,23
Черная керамика	0,025	0,032	0,077	0,45

Скорость растворимости ЛТСМ была рассчитана по формуле (1). При расчетах площади поверхности образцов предполагали, что пробы ЛТСМ имеют сферическую форму. Результаты определения скорости растворения образцов ЛТСМ представлены в табл. 11.5 и на диаграмме (рис. 11.7).

Таблица 11.5. Скорость выщелачивания радионуклидов из ЛТСМ раствором ИБВ, рассчитанная по компоненту, $\text{г}/(\text{м}^2 \cdot \text{сут.}) \cdot 10^3$

Модификация ЛТСМ	^{137}Cs	^{90}Sr	$^{239+240}\text{Pu}$	^{241}Am
Полихромная керамика	3,4	4,9	4,2	2,9
Коричневая керамика	5,6	8,5	5,0	3,0
Черная керамика	7,0	5,6	3,9	1,8
Среднее значение	$5,3 \pm 1,8$	$6,3 \pm 1,9$	$4,4 \pm 0,6$	$2,6 \pm 0,7$

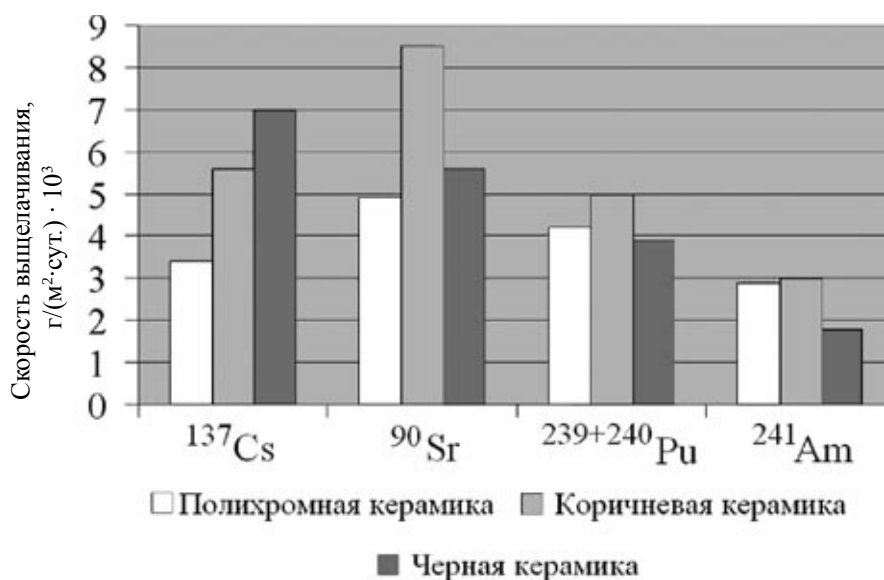


Рис. 11.7. Скорость выщелачивания образцов ЛТСМ в ИБВ

Наиболее устойчивой к ИБВ по компонентам ^{137}Cs и ^{90}Sr оказалась полихромная керамика. Из сравнения черной и коричневой модификации керамики видно, что из последней выщелачивание ^{90}Sr , $^{239+240}\text{Pu}$, ^{241}Am идет с большей скоростью.

11.3.4. Возможность разрушения ЛТСМ при замерзании воды в порах

В обзоре [9] обсуждается возможность разрушения ЛТСМ при замерзании воды в порах. Действительно, ЛТСМ обладают доступной пористостью для воды, которая в зимнее время может замерзать, заметно увеличиваясь в объеме. Из практики известно, что такого рода процесс является причиной разрушения горных пород. В случае с ЛТСМ дело, однако, обстоит не столь тривиально, поскольку лавы обладают молекулярно-ситовыми свойствами и подавляющая часть объема доступной пористости занята молекулами воды, встроенными в силикатные циклы. Такая вода при низких температурах не образует кристаллов льда и не разрушает силикатных циклов.

Эта точка зрения нашла подтверждение в ходе специально поставленных экспериментов, когда производилось многократное термоциклирование насыщенных водой ЛТСМ в интервале $-20 \text{ — } +50 \text{ }^{\circ}\text{C}$ с одновременной оптической микроскопией существующих (специально выращенных) микротрещин [13]. После нескольких сотен циклов не было отмечено какого-либо (даже докритического) роста трещин.

Другое дело, что при наличии в скоплениях ЛТСМ крупных полостей (пустот), замерзающая вода может привести к их расклиниванию и разделению скопления ЛТСМ на более мелкие фрагменты. Это регулярно происходит в объекте и подтверждается рядом визуальных наблюдений. Строго говоря, при этом изменяются свойства не ЛТСМ, а их скоплений.

11.3.5. ЛТСМ в потоке γ -квантов

В работе [12] проводилось облучение образцов ЛТСМ γ -излучением ^{60}Co при мощности экспозиционной дозы 15 Гр/с . Интегральная полученная доза составила $\sim 10^7 \text{ Гр}$. Она не привела ни к каким видимым изменениям образцов лавы. Масса образцов после облучения сохранилась с точностью до $10^{-2} \%$.

11.3.6. Разрушение ЛТСМ под действием собственного излучения

Как следует из публикаций [1, 2, 9, 14], авторами в 1997 г. было обнаружено, что аварийное топливо в объекте «Укрытие» и ЛТСМ обладает «одним важным, внутренне присущим ему свойством: его поверхность испытывает спонтанное (в отсутствие каких-либо внешних воздействий) непрерывное микроразрушение таким образом, что отделяемые фрагменты представляют собой высокодисперсную твердую фазу».

В указанных работах представлены результаты экспериментов по оценке пылегенерирующей способности ЛТСМ различного вида (черная, коричневая керамики и полихромные лавы), а также облученного ядерного топлива из ТВЭЛа, разрушенного при аварии. Образцы всех вышеперечисленных материалов были извлечены из объекта «Укрытие» в 1996 г. Получено, что пыль на поверхностях этих материалов образуется в отсутствие дополнительных внешних воздействий.

Были проведены два вида экспериментов.

В первом пыль смывали с образцов 96 %-ным этанолом. Для этого через определенные промежутки времени выполняли мокрые мазки и измеряли их активность.

Во втором виде экспериментов образцы помещали в стеклянные контейнеры и длительное время выдерживали при нормальных климатических условиях без какого-либо химического или механического воздействия. Интегральную активность образовавшейся пыли определяли, протирая стенки контейнера. Из-за адгезии частиц к стенкам дезактивация происходила с трудом.

В ходе экспериментов было установлено, что в результате разрушения ЛТСМ образуются частицы субмикронного размера, в большинстве своем невидимые при оптической микроскопии (менее 0,5 мкм). Предполагалось также, что они не фиксируются на поверхности лавы из-за специфики электростатических взаимодействий и не осаждаются в спокойном воздухе, поскольку в динамике различных взаимодействий сила тяжести таких частиц играет второстепенную роль.

Причину микроразрушений ЛТСМ авторы видят в том, что в них накапливаются радиационные дефекты вследствие α -распада трансурановых элементов. При этом главную роль играет самооблучение за счет тяжелых ядер отдачи, которые производят 90% всех устойчивых радиационных дефектов.

В обзоре [9] один из выводов чрезвычайно пессимистичен:

«Из-за радиационных повреждений непрерывно снижается термодинамическая и механическая устойчивость ЛТСМ. При имеющемся в объекте неблагоприятном сочетании внутреннего радиационного фактора и внешних воздействий в будущем однозначно произойдет то, что всегда происходит с сильно облученными хрупкими диэлектриками, а именно: тотальное разрушение ЛТСМ и превращение всего их объема в мелкодисперсную пыль.

Такое видимое разрушение является конечной стадией длительного процесса и произойдет в определенный момент внезапно (в течение короткого срока, исчисляемого несколькими неделями) с катастрофическими радиоэкологическими последствиями, поскольку на современном технологическом уровне не существует способов длительного удержания такого количества высокодисперсной пыли в объекте, по крайней мере, в рамках тех свойств, которыми «Укрытие» обладает сейчас».

И далее: «Такого рода катастрофа становится угрожающе вероятной в течение ближайших 10—50 лет. В то же время, имеющиеся на текущий момент данные исследований, различного рода наблюдений и современный уровень понимания проблемы позволяют сказать, что катастрофы не произойдет в ближайшие полтора-два года. Любой более определенный прогноз в настоящее время не может быть достаточно ответственным и научно обоснованным».

Авторы указанных выше работ не первые обратили внимание на возможность разрушения ЛТСМ под действием собственного излучения. Еще в 1990 г. в отчете [12] указывалось: «Следует особое внимание обратить на самооблучение ТСМ от источников α -частиц. Имеющиеся экспериментальные данные указывают на то, что разрушение силикатных стекол может начинаться при наборе суммарной дозы повреждения, соответствующей полному числу α -распадов порядка $10^{18} \alpha/\text{см}^3$ ».

Далее рассматривались возможные механизмы разрушения, однако проведенные оценки

полного числа α -распадов в 1 см³ черномыльских лав, давали значение $\leq 10^{16} \alpha/\text{см}^3$ за 100 лет, т.е. на два порядка меньше, чем критическое.

Как уже говорилось, в 2003—2005 гг. Курчатовский институт и ИПБ АЭС выполнили независимые исследования по этой тематике. Они не подтвердили приведенные пессимистические оценки. Совместные выводы институтов говорят о том, что после создания нового конфаймента (~ 2012 г.) в течение 30 лет разрушение топливосодержащих материалов будет носить такой характер, при котором ни радиоактивная пыль, ни радиоактивная вода не смогут выйти за его пределы в опасном для окружающей среды и персонала количестве [15].

Однако институты, выполнявшие работу, не пришли к единой точки зрения о характере длительного (~ 100 лет) поведения лавы.

11.4. Измерения выбросов и сбросов радиоактивности из объекта «Укрытие» и динамика поведения ТСМ

11.4.1. Дополнительные данные, которые можно получить при изучении выбросов и сбросов

Конструкция объекта «Укрытие» далеко не герметична. Она имеет многочисленные щели и неплотности, через которые воздух из объекта попадает в окружающую среду. Поэтому разрушение различных модификаций ТСМ в «Укрытии», сопровождающееся образованием пыли, должно приводить к увеличению концентрации радиоактивных аэрозолей на площадке объекта, а наблюдения за ними могут быть использованы для мониторинга динамики разрушения ТСМ (на качественном уровне).

Сбрасываемая вода также несет информацию о состоянии ТСМ. Ее потоки, образующиеся в помещениях «Укрытия» из атмосферных осадков, конденсата и техногенных растворов, являются одним из основных факторов разрушения ТСМ.

При взаимодействии ТСМ с водой происходит образование подвижных (ионных и коллоидных) форм радионуклидов. В результате этих процессов вода на нижних отметках блока представляет собой среднеактивные ЖРО.

Протекая через загрязненные помещения «Укрытия», потоки воды, как бы «опрашивают» многие, в том числе и недоступные прямому контролю, скопления ТСМ. Поэтому данные о радионуклидном составе ЖРО могут дать важную информацию о том, не происходит ли нарастающее со временем разрушение ТСМ где-либо в объекте.

11.4.2. Выбросы. Динамика загрязненности воздуха в локальной зоне «Укрытия»

К 1990 г. в локальной зоне «Укрытия» окончательно сложилась система контроля радиоактивных аэрозолей, которая выполняет свои функции более 20 лет [16, 17] (рис. 11.8). Систематические исследования проводились сначала персоналом КЭ, а начиная с 1992 г. — сотрудниками МНТЦ (позднее ОЯРБ — ИПБ АЭС).

По периметру локальной зоны «Укрытия» (на расстоянии 60—100 м от него) установлены калиброванные аспирационные установки. В качестве материала фильтров используется ткань Петрянова. Время экспозиции фильтров составляет 10—17 суток, при этом каждая установка в зависимости от времени экспозиции прокачивает через фильтры 120—250 тыс. м³ воздуха.

Лабораторные исследования осажденных на фильтрах аэрозолей включают гамма-спектрометрические измерения, при этом количественно определяются активности $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{154}Eu , ^{155}Eu , и ^{241}Am ⁵.

Как связаны между собой концентрации радиоактивных аэрозолей в локальной зоне «Укрытия» ($C_{\text{л}}$) и в помещениях объекта ($C_{\text{в}}$)? Ответить на этот вопрос в настоящее время можно лишь на качественном уровне.

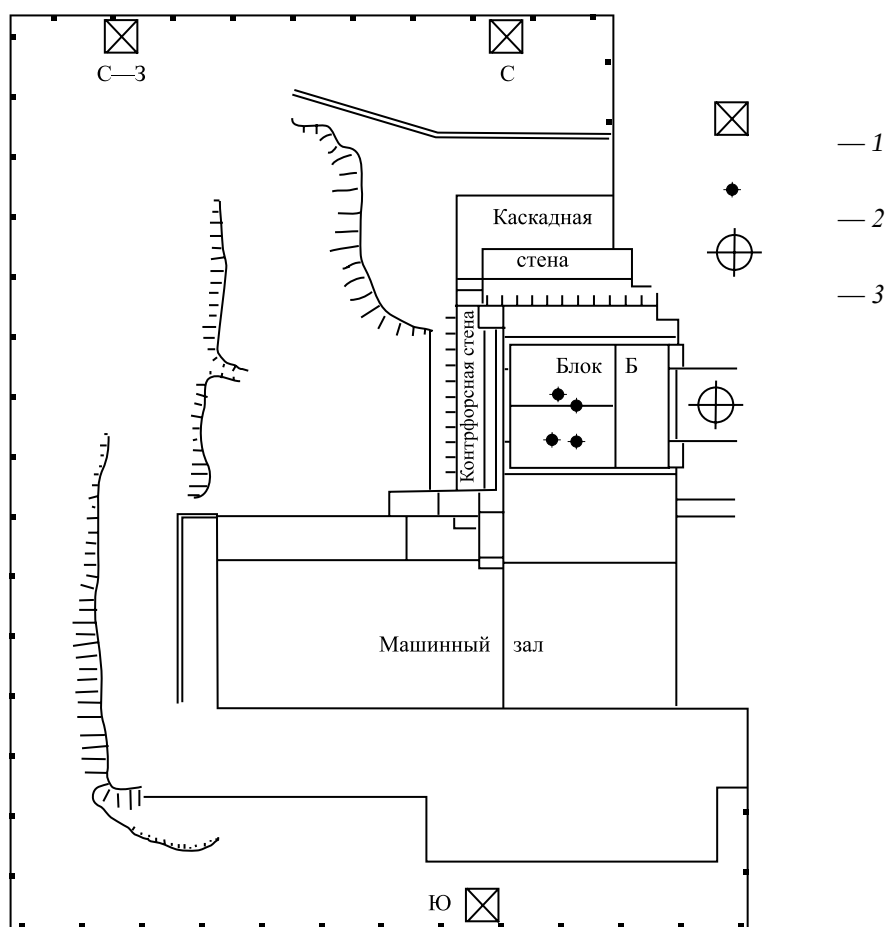


Рис. 11.8. Системы контроля выбросов РАУ из объекта «Укрытия» и их объемной концентрации (на площадке объекта)

1 — аспирационная установка; 2 — пробоотборный планшет; 3 — вентиляционная труба

Загрязнение воздуха в местах расположения аспирационных установок определяется целым рядом природных и техногенных факторов:

— интенсивностью выноса радиоактивных аэрозолей из объекта «Укрытия»;

⁵ Активность (А) других α -излучающих радионуклидов можно определить с помощью расчетных коэффициентов корреляции (К), например, $A(^{238+239+240}\text{Pu}) = K_{\text{Pu}} \times A(^{241}\text{Am})$ Через 20 лет после аварии $K_{\text{Pu}} \approx 1$.

- метеоусловиями (температурой, влажностью, направлением и скоростью ветра);
- характером и интенсивностью выполняемых в локальной зоне работ;
- интенсивностью и периодичностью выпадения атмосферных осадков; и т.п.

Так, в периоды выпадения атмосферных осадков даже при высокой интенсивности выноса уровень загрязнения воздуха остается относительно низким. И, наоборот, в сухую и ветреную погоду при низкой интенсивности выноса уровень загрязнения воздуха в локальной зоне часто оказывался высоким в результате вторичного пылеподъема с поверхности промплощадки.

Вместе с тем опыт многолетних наблюдений показывает, что существует и сильная корреляция между $C_{\text{л}}$ и $C_{\text{в}}$. Приведем два примера.

14 января 1993 г. в пом. 805/3 «Укрытия» произошло возгорание кладки шпал, имеющих значительное радиоактивное загрязнение [16]. Пожар продолжался 4—6 часов, был замечен не сразу, но быстро ликвидирован. Результаты контроля загрязненности воздуха изотопами плутония и америция, полученные с помощью аспирационных установок в воздухе промплощадки «Укрытия», показали следующее:

- с южной стороны объекта увеличения концентрации радионуклидов в воздухе во время пожара зафиксировано не было;
- с северной стороны наблюдалось незначительное увеличение $C_{\text{л}}$;
- с северо-западной стороны зафиксировано существенное увеличение $C_{\text{л}}$ (рис. 11.9).

Такой разброс результатов объясняется направлением ветра в момент пожара.

Приведенные на рис. 11.9 данные показывают, что даже относительно небольшое возгорание в объекте, сопровождающееся увеличением аэрозольной активности, было зарегистрировано в локальной зоне.

Еще один пример. Во время цикла экспозиции фильтров, продолжавшегося с 17 декабря 2003 г. по 12 января 2004г., в локальной зоне было зафиксировано значительное возрастание $C_{\text{л}}$.

Причиной этого стали пробные испытания модернизированной системы пылеподавления (24 — 25 декабря 2003 г.), установленной под кровлей «Укрытия». Из-за недостаточно отработанной методики эти испытания вызвали значительный подъем пыли на верхних отметках объекта и сопровождались увеличением выброса аэрозолей через щели и венттрубу, что было зафиксировано соответствующими наблюдениями.

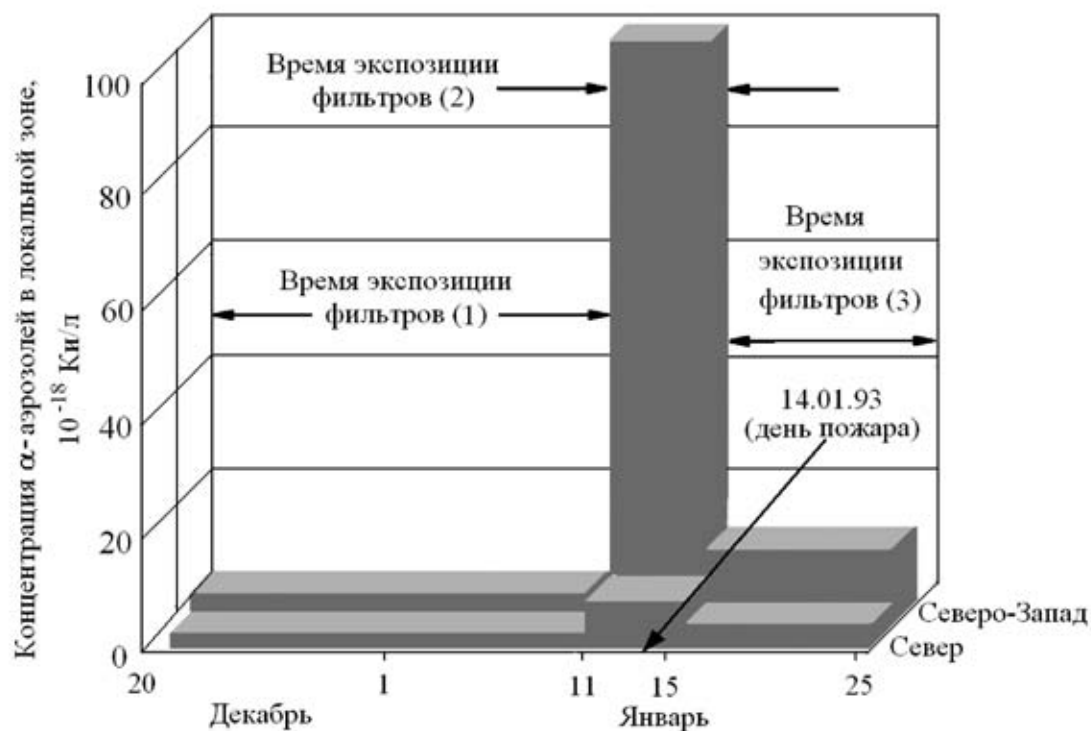


Рис. 11.9. Концентрация альфа-активных аэрозолей в локальной зоне
Время экспозиции фильтров: до (1), во время (2) и после (3) пожара внутри «Укрытия»

Результаты измерений активности цезия в воздухе локальной зоны в период работы модернизированной системы представлены на рис. 11.10. Для сравнения здесь же приведены данные по предыдущему и последующему периодам наблюдений.

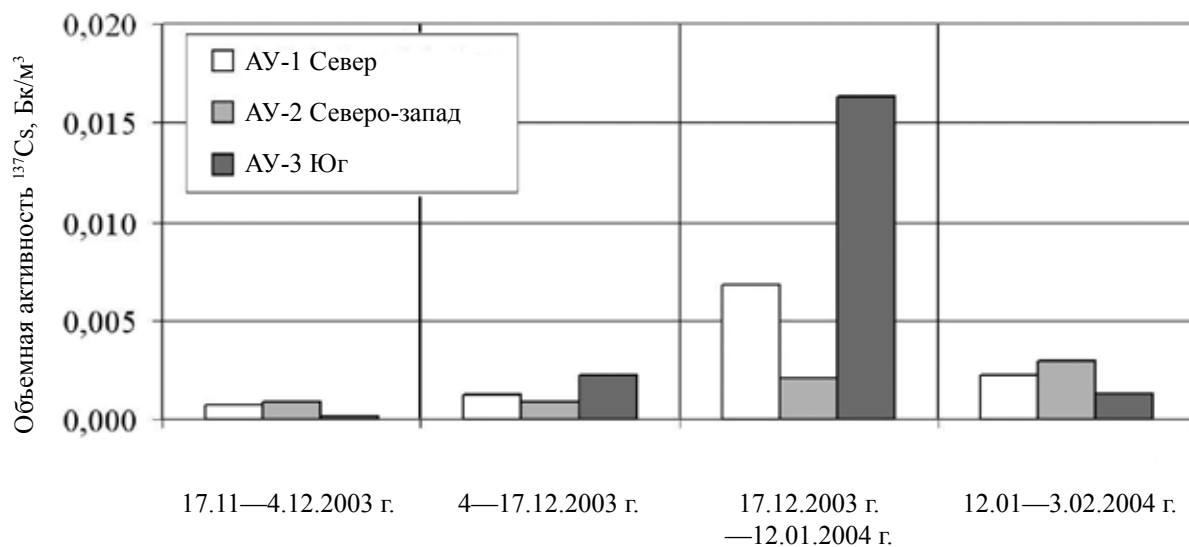


Рис. 11.10. Объемная активность изотопа ^{137}Cs в локальной зоне объекта «Укрытие»

Из данных, приведенных на ри. 11.10, видно, что в период испытаний объемная активность изотопа ^{137}Cs в северо-западной части локальной зоны возросла в 2 раза, в северной — в 5 раз, а в южной — почти в 8 раз.

Приведенные примеры говорят о том, что любое значительное разрушение ТСМ, сопровождающееся образованием и подъемом радиоактивной пыли в помещениях «Укрытия», было бы зафиксировано на площадке объекта.

В то же время многолетние (1992—2008 гг.) наблюдения показывают, что концентрация радиоактивных аэрозолей в воздухе локальной зоны в первые годы быстро уменьшалась. Так, за 11 месяцев 1989 г. средняя активность α -излучающих аэрозолей составила — $6,3 \cdot 10^{-3}$ Бк/м³, в 1990 г. она понизилась ~ в 6 раз, а в 1991 г. составила $2,9 \cdot 10^{-4}$ Бк/м³. Значительное уменьшение $C_{\text{д}}$ связано с вводом в строй первоначальной установки по пылеподавлению, смонтированной над центральным залом [16].

Некоторый «всплеск» объемной активности произошел в 1997—2000 гг. В [16] по этому поводу говорится: «В целом хорошо заметно, что воздух рядом с объектом с течением времени очищается от радиоактивности и только в последние годы, в связи с активизацией работ на объекте и в локальной зоне, наблюдается небольшой ее рост»⁶.

К 2009 г. объемная активность радиоактивных аэрозолей на площадке объекта практически стабилизировалась [18, 19]. Только в 2008 г. наблюдался всплеск их активности на южном направлении. Это иллюстрирует рис. 11.11. Таким образом, за все время наблюдений не зарегистрировано признаков «катастрофических», нарастающих со временем процессов разрушения ТСМ.

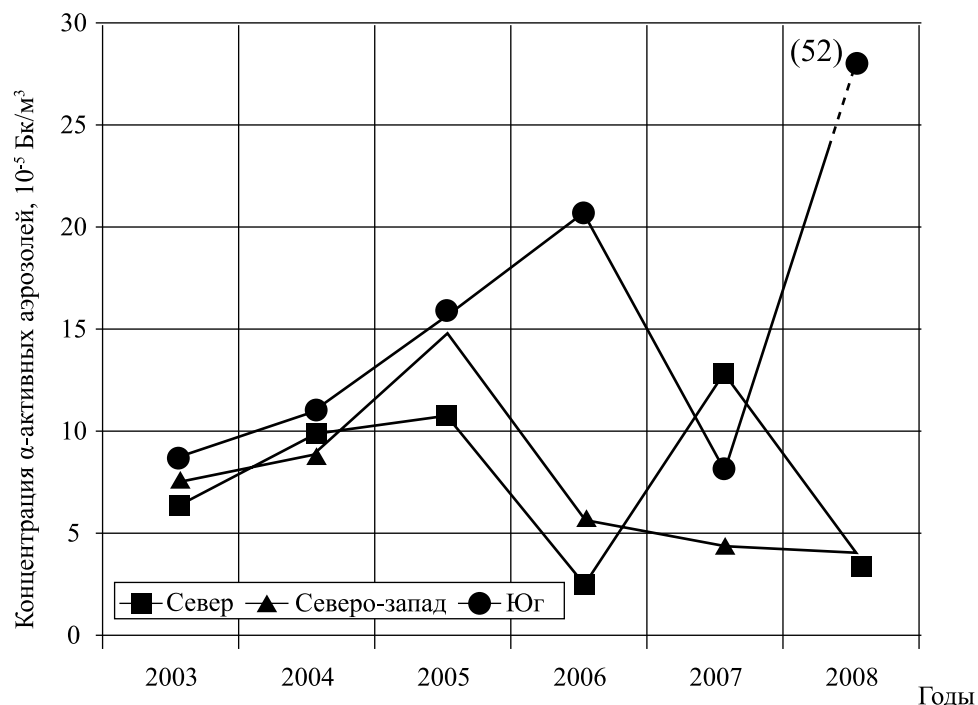


Рис. 11.11. Концентрация α -излучающих аэрозолей в локальной зоне объекта «Укрытие» (данные измерения трех аспирационных установок)

⁶ Возможной причиной роста концентрации радионуклидов в воздухе локальной зоны «Укрытия» после 1996 г. может быть не только возросшая активизация работ на объекте, но и изменения рецептуры использующихся пылеподавляющих составов по сравнению с первоначальным проектом.

11.4.3. Динамика выноса радиоактивных аэрозолей из «Укрытия» (неорганизованные выбросы)

Выбросы радиоактивных аэрозолей из объекта «Укрытие» в окружающую среду можно условно разделить на две основные группы (см. [16]).

Неорганизованные выбросы — выбросы радиоактивных аэрозолей из «Укрытия» в окружающую среду через технологические отверстия и неплотности легкой кровли объекта.

Организованные выбросы — выбросы радиоактивных аэрозолей из центрального зала «Укрытия» в окружающую среду через систему вытяжной вентиляции и трубу ВТ-2. Их контроль осуществляется путем измерения объемной активности газоаэрозольного выброса через байпас⁷ вытяжной вентиляционной системы и расчета на основании результатов этих измерений суммарной активности газоаэрозольного выброса.

Неорганизованная часть выброса определяется расположением и площадью щелей и технологических отверстий в конструкциях объекта и расходом воздуха через них, который, в свою очередь, зависит от множества условий (температуры, давления, влажности, скорости и направления ветра и т.п.).

Система мониторинга неорганизованных выбросов была разработана и внедрена в 1990 г. КЭ. С 1990 г. наблюдения проводятся непрерывно, а с 1992 г. осуществляются персоналом ОЯРБ МНТЦ.

Для выбора точек контроля были исследованы наиболее вероятные пути выноса аэрозолей. Особое внимание уделялось воздушным потокам, проходящим через места основных скоплений ТСМ — реакторное пространство и «развал» в центральном зале. В результате проведенных работ было решено использовать технологические люки 7, 10, 13 и 15 на кровле «Укрытия» (см. рис. 11.8).

Непосредственно над ними были установлены планшетодержатели, каждый из которых был укомплектован двумя вертикальными планшетами, расположенными под прямым углом друг к другу, и двумя горизонтальными планшетами (рис. 11.12).

Планшеты (листы марлевой ткани, натянутые на раму размером 700×700 мм) перед установкой пропитываются специальным составом — смесью нефтяных масел. Состав сохраняет удерживающую способность в течение времени экспозиции планшетов и резко уменьшает проскок аэрозолей через фильтр.

Между нижним и верхним горизонтальными планшетами расположен железный лист, благодаря чему нижний планшет собирает аэрозоли, выбрасываемые из люков в крыше. Верхний горизонтальный планшет и два вертикальных планшета служат для оценки «фона» — загрязненности воздушного пространства в районе установки планшетов.

Определяется объемная активность α -излучателей (^{240}Pu , ^{239}Pu , ^{238}Pu , ^{241}Am) и β -излучателей (^{137}Cs , $^{90}\text{Sr}+^{90}\text{Y}$, ^{241}Pu) в выходящем из люков воздухе.

Оценить полный выброс радиоактивных аэрозолей из щелей и отверстий объекта достаточно трудно. Такой параметр, как суммарная площадь щелей и до, и после герметизации «Укрытия» известен с точностью, не лучшей, чем 30 %. Скорости воздушных потоков,

⁷ Байпас (здесь) — параллельный участок в трубе (значительно меньшего диаметра), пропускающий через себя часть воздушного потока и имеющий приспособления для измерения параметров этого потока.

проходящих через разные щели, могут очень сильно отличаться (вплоть до знака). Поэтому на основе измерений с планшетами делаются лишь верхние оценки выброса при самых консервативных предположениях⁸. Динамика выброса из объекта «Укрытие» за 1996—2007 гг. приведена на рис. 11.13 [18—21].



Рис. 11.12. Планшетодержатель с вертикальным и горизонтальным планшетами

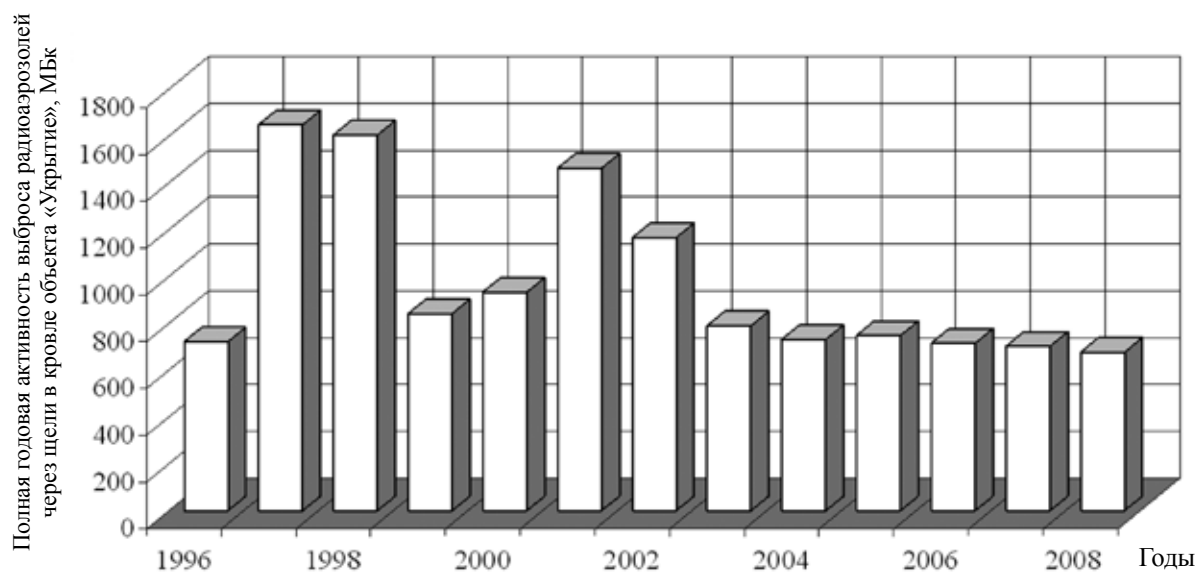


Рис. 11.13. Верхняя оценка неорганизованного выброса аэрозолей из объекта «Укрытие»

⁸ Так, суммарная площадь отверстий на верхних отметках «Укрытия» при оценке интегрального выброса принимается равной $\sim 120 \text{ м}^2$.

11.4.4. Динамика выноса радиоактивных аэрозолей из «Укрытия (организованные выбросы)»

На рис. 11.14. приведены данные по динамике организованного выброса долгоживущих радионуклидов, выносимых из «Укрытия», за период 1994—2005 гг. [19, 22].

При статистически значимых изменениях выброса радиоактивных аэрозолей из «Укрытия» наблюдается хорошая корреляция между объемами организованных и неорганизованных выбросов. Отсюда следует, что основной источник формирования аэрозолей для этих систем один и тот же — внутренние помещения объекта «Укрытия».

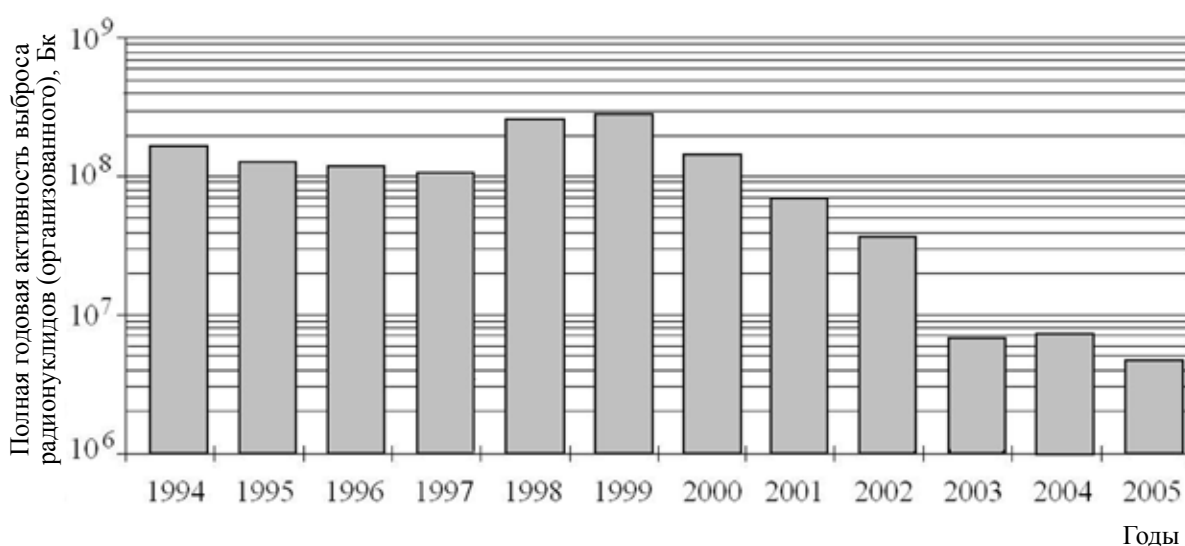


Рис. 11.14. Динамика организованного выброса долгоживущих радионуклидов через ВТ-2 за 1994—2005 гг.

Опыт многолетних исследований показывает, что интенсивность выноса радиоактивных аэрозолей определяется действием суммы природных и техногенных факторов, в том числе:

- интенсивностью и периодичностью выпадения атмосферных осадков;
- метеоусловиями на промплощадке (температура, влажность, направление и скорость ветра);
- разностью температур внутри и снаружи объекта;
- интенсивностью процессов конденсации и испарения влаги внутри «Укрытия»;
- частотой подачи пылеподавляющих растворов в подкровельное пространство;
- объемом и составом пылеподавляющих растворов;
- характером и интенсивностью выполняемых на «Укрытии» работ.

Полученные в ходе исследований результаты показали, что чем суше внутри блока, тем интенсивнее вынос радионуклидов и, наоборот, чем больше воды из того или другого

источника поступает в «Укрытие», тем чище воздух внутри и меньше вынос радионуклидов в окружающую среду.

Приведенные выше природные и техногенные факторы, естественно, маскируют зависимость выброса от собственного состояния ТСМ. Однако любое сколько-нибудь сильное изменение этого состояния, например начавшееся быстрое разрушение ЛТСМ, несомненно, было бы замечено.

11.4.5. Динамика радионуклидного состава потоков воды в помещениях «Укрытия»⁹

Рассматривая проблему динамики радионуклидного состава потоков воды в «Укрытии» обратимся опять к двум наибольшим скоплениям воды – в пом. 001/3 (точка наблюдения 30) и в пом. 012/13-16 (точка наблюдения 6) (см. главу 8).

Результаты многолетних наблюдений за содержанием в блочной воде урана и плутония в этих точках представлены на рис. 11.15 и 11.16.

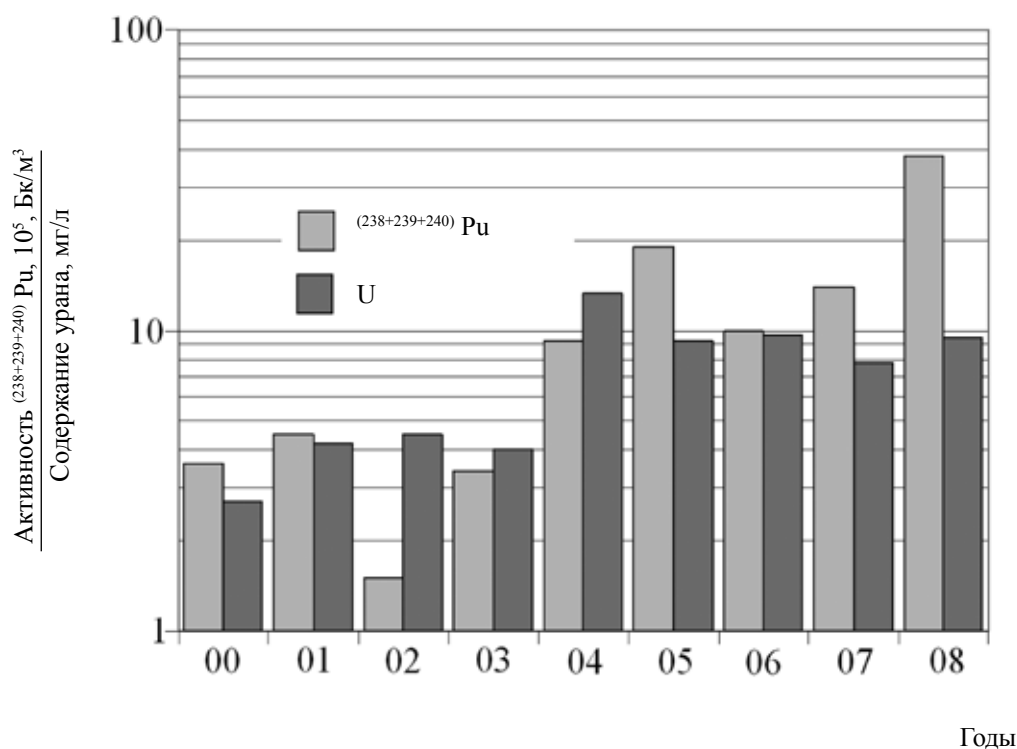


Рис. 11.15. Результаты многолетних наблюдений за содержанием в блочной воде плутония и урана (в т. 30)

На рис. 11.17 приведены эти значения для т. 30, усредненные по четырехлетним периодам (1996—1999 гг., 2000—2003 гг., 2004—2007 гг.).

⁹ По материалам [5].

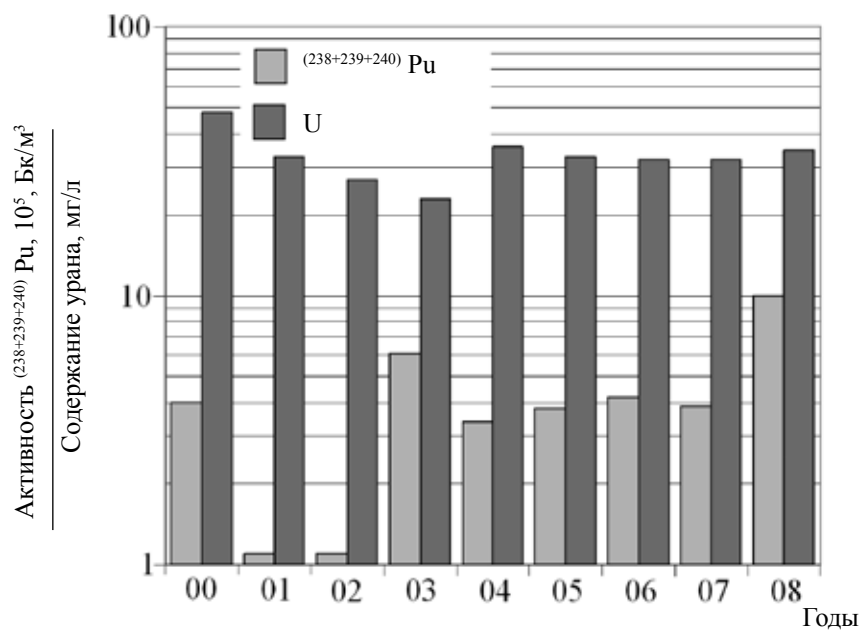


Рис. 11.16. Результаты многолетних наблюдений за содержанием в блочной воде плутония и урана (в т. 6)

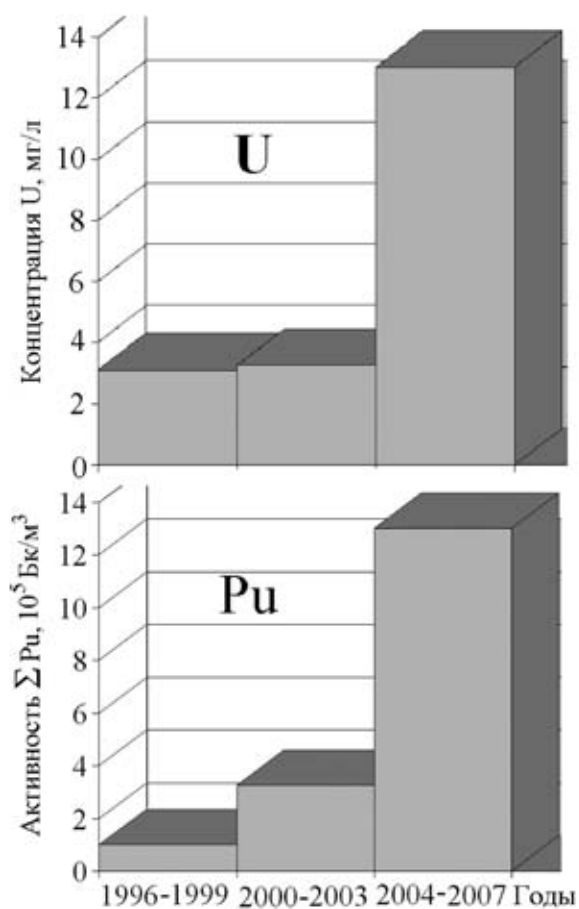


Рис. 11.17. Результаты наблюдений за содержанием в блочной воде (в т. 30) U и Pu, усредненные по четырехлетним периодам

Из приведенных на рисунке данных видно, что за этот период концентрация U и P_u возрасла, но этот процесс не носил катастрофического характера и вполне может объясняться постепенным макроскопическим разрушением ЛТСМ и соответственно увеличением их поверхности, омываемой водой.

11.5. Некоторые выводы

Многолетние наблюдения за состоянием ТСМ позволяют назвать общие, достаточно очевидные закономерности изменения их состояния.

I. Наблюдаемая динамика поведения ЛТСМ связана с их *природой*. Различные типы лавы, находящиеся в объекте, претерпели в течение прошедших лет различные виды изменения и разрушения.

II. На «сохранность» ЛТСМ оказывают сильное влияние *«условия хранения»*.

Периодические перепады температур, выщелачивающее действие блочных вод и действие других природных и техногенных факторов приводят к тому, что ряд скоплений ТСМ внутри объекта «Укрытие» относительно быстро разрушаются. В то же время для других скоплений, находящихся в сухих внутренних помещениях объекта и в спецхранилищах, разрушение практически не наблюдается.

III. Главным разрушителем скоплений лавы является *вода*.

Под ее влиянием наибольшим структурным изменениям подверглась «пемза», шлак (т.е. кучи 1-го и 2-го этажей ББ) и черная керамика.

Минимальные структурные изменения претерпели коричневая и полихромная керамики — модификации, которые в наименьшей степени контактировали с водой и не подвергались особым перепадам температур.

Для образцов ЛТСМ, находившихся в условиях спецхранилищ на протяжении 10—15 лет, визуально вообще не наблюдалось сильных структурных изменений.

Отметим также, что наблюдаемые в объекте разрушения скоплений происходят на макроуровне. В силу неоднородного состава, различных условий остывания и ряда других причин многие из них легко распадаются на отдельные, более однородные и более устойчивые к внешним воздействиям фрагменты.

Главный вывод, основанный на анализе многолетних исследований сбросов и выбросов радиоактивности за пределы объекта, заключается в том, что *ничто не указывает на развитие быстро нарастающих, лавинных процессов разрушения ТСМ*.

Изучение загрязненности воздуха на площадке «Укрытия» говорит о ее тенденции к постепенному снижению, а отдельные периоды возрастания коррелируют с техногенными воздействиями на объект.

Несомненно, что природные и техногенные факторы маскируют зависимость выброса радиоактивных аэрозолей из «Укрытия» от собственно состояния ТСМ, однако любое сколько-нибудь сильное изменение этого состояния, например начавшееся разрушение основной массы ЛТСМ, несомненно, было бы замечено.

Вода, попадающая в помещения «Укрытия», служит своеобразным индикатором состояния ТСМ, в том числе и для тех скоплений, которые недоступны прямому контролю. Ее исследования указывают на происходящие процессы деструкции ТСМ, но говорят также о том, что эти процессы хотя и усиливаются, но развиваются до сих пор достаточно медленно и отнюдь не несут катастрофического характера, которое предсказывается, например, в работе [9].

Литература

1. Барьяхтар В.Г., Гончар В.В., Жидков А.В., Ключников А.А. Радиационные повреждения в лавообразных топливосодержащих материалах объекта «Укрытие». Препринт МНТЦ «Укрытие» №98-12. Чернобыль, 1998. 23 с.
2. Жидков А.В. Топливосодержащие материалы объекта «Укрытие» сегодня: актуальные физические свойства и возможности прогнозирования их состояния // Проблемы Чернобыля. 2001, Вып. 7. С. 23—40.
3. Baryakhtar V., Gonchar V., Zhidkov A., Zhidkov V. Radiation damages and self-sputtering of high radioactive dielectrics: spontaneous emission of submicron dust particles // Condensed Matter Physic. 2002. Vol.5, №3 (31). P. 449—471.
4. Боровой А.А. Ядерное топливо в объекте «Укрытие» // Атомная энергия. 2006. Т. 100, вып. 4. С. 259—267.
5. Богатов С.А., Боровой А.А., Пазухин Э. М. Результаты исследований долговременного поведения чернобыльских лав в объекте «Укрытие». Препринт РНЦ «Курчатовский институт» ИАЭ-6565/3. М., 2009. 37 с.
6. Соболев И.А., Ожован М.И., Щербатова Т.Д., Батюхнова О.Г. Стекла для радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1999. 240 с.
7. Богатов С.А., Боровой А.А., Киселев А.Н. и др. Оценка скорости эрозии топливосодержащих масс внутри «Саркофага» и характеристики образующихся частиц. Препринт ИАЭ им. И.В. Курчатова №5434/3. М., 1991. 21 с.
8. Богатов С.А., Боровой А.А., Евстратенко А.С., Херувимов А.Н. Динамика поведения топливных масс в объекте «Укрытие». Препринт 92-29 АНУ МНТЦ «Укрытие». Киев, 1992. 19 с.
9. Жидков А.В. Топливосодержащие материалы объекта «Укрытие» сегодня: актуальные физические свойства и возможности прогнозирования их состояния // Проблемы Чернобыля. 2001. Вып. 7. С. 23—40.
10. Krinitsyn A.P., Simanovskaya I.Ya. Strikhar O.L. Action of water on construction and fuel-containing materials in the facilities of the Chernobyl sarcophagus // Radiochemistry. 1998. Vol. 40, № 3. P. 287—297.
11. Изучение физико-химических свойств ядерно-опасных делящихся материалов объекта «Укрытие», влияющих на степень ядерной, радиационной и радиологической безопасности : Отчет (заключительный) ИПБ АЭС НАНУ № 3970. Чернобыль, 2007. 248 с.
12. Платонов П.А., Штромбах Я.И. и др. Исследование структуры и физико-химических свойств топливосодержащих композиций из объекта «Укрытие» : Отчет по договору с КЭ при ИАЭ, инв. № 6/90 от 12.12.1990 г. Чернобыль, 1990. 32 с.

13. Изучение механизмов и динамики разрушения топливосодержащих материалов объекта «Укрытие» под действием внешних факторов : Отчет о НИР (заключительный) МНТЦ «Укрытие» № 3806. Чернобыль, 2000. 43 с.
14. *Барьяхтар В.Г., Гончар В.В., Жидков А.В., Ключников А.А.* О пылегенерирующей способности аварийного облученного топлива и лавообразных топливосодержащих материалов объекта «Укрытие». Препринт МНТЦ «Укрытие» № 97-10. Чернобыль, 1997. 20 с.
15. Разработка расчетно-аналитической прогнозной модели поведения ТСМ // SIP FCMР 03 0 ВАР 01 01. 2004. 10 с.
16. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации: Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исполнитель А.А. Боровой. Чернобыль, 2001. 337 с.
17. *Богатов С.А., Боровой А.А., Пазухин Э. М.* Современное состояние объекта «Укрытие» и его влияние на окружающую среду // Радиохимия. 1999. Т. 41, № 4. С. 368—378.
18. *Хан В.Е., Огородников Б.И., Калиновский А.К.* и др. Контроль выбросов радиоактивных аэрозолей из объекта «Укрытие» в 2007 г. // Проблемы безопасности атомных электростанций і Чернобиля. 2008. Вип. 9. С. 48—53.
19. Отчеты по состоянию безопасности объекта «Укрытие». ГСП ЧАЭС, 1994—2005 гг.
20. Контроль неорганизованных выбросов из объекта «Укрытие» : Отчет ИПБ АЭС НАН Украины. Чернобыль, 2006. 95 с.
21. Контроль неорганизованных выбросов из объекта «Укрытие» : Отчет ИПБ АЭС НАН Украины. Чернобыль, 2007. 65 с.
22. *Огородников Б.И., Пазухин Э.М., Ключников А.А.* Радиоактивные аэрозоли объекта «Укрытие» 1986 – 2006 гг. Чернобыль: НАНУ ИПБ АЭС. 2008. 455 с.

ДИНАМИКА ПОВЕДЕНИЯ ТСМ: НЕКОТОРЫЕ ПРОГНОЗЫ НА БУДУЩЕЕ

12.1. Влияние воды на разрушение ТСМ после создания нового безопасного конфаймента

В настоящее время детальный проект нового безопасного конфаймента (НБК) еще не разработан. Но основные требования, предъявляемые к нему (см. [1]), позволяют сделать некоторые выводы о том, как изменится количество воды, попадающей в объект «Укрытие» — главный «разрушитель» ТСМ. Надвижение арки перекроет пути поступления атмосферных осадков. Это означает, что внутрь «Укрытия» будет попадать в среднем на $\sim 2000 \text{ м}^3$ меньше влаги в год.

Что произойдет со вторым по значению источником воды — образованием конденсата?

Тепловая инерция всего комплекса сооружений (объект «Укрытие» + НБК) сильно возрастет. Кривая изменения температуры внутри здания выположится, а средняя температура воздуха в «Укрытии» повысится за счет дополнительной теплоизолирующей оболочки, которой является НБК.

Скорость естественного воздухообмена в помещениях объекта понизится, и из-за его снижения общее количество образующегося и испаряющегося конденсата также должно уменьшиться. Таким образом, надвижение «Арки» должно привести и к уменьшению образующейся конденсированной влаги.

Все сказанное выше соответствует рекомендациям по уменьшению риска воздействия опасных факторов, разработанных в [1]. В Концептуальном проекте предписывается: *«Не ухудшать условия образования конденсата по сравнению с существующими условиями».*

Что касается воды, которая может попасть в объект в результате технологических процессов (например, пылеподавления и дезактивации) при разборке части конструкций, то здесь какие-либо предварительные оценки до создания детальной программы организации работ сделать нельзя. Должны быть предусмотрены соответствующие технические и организационные меры, сводящие к минимуму воздействие влаги на ТСМ.

Из сказанного можно сделать вывод, что главная опасность разрушения ТСМ — их взаимодействие с водой — после создания НБК существенным образом уменьшится.

12.2. Прогнозы разрушения ЛТСМ под действием собственного излучения

12.2.1. Самооблучение ЛТСМ

Напомним, что существует мнение, что ЛТСМ должны разрушиться под действием собственного излучения: «В будущем однозначно произойдет то, что всегда происходит с сильно облученными хрупкими диэлектриками, а именно: тотальное разрушение ЛТСМ и превращение всего их объема в мелкодисперсную пыль» [2] (см. также главу 11).

Правда, эти предсказания пока не реализовались, и авторы существенно отодвинули срок их исполнения, но полностью такого развития событий во время ожидания разборки «Укрытия» (несколько десятилетий) не исключили.

Как уже говорилось в главе 11, из прямых экспериментов, в которых имитировалось бы самооблучение лавы, известен лишь приведенный в работе [3], в котором проводилось облучение образцов ЛТСМ γ -излучением ^{60}Co . Интегральная полученная доза составила $\sim 10^7$ Гр. Она не привела ни к каким видимым изменениям образцов лавы.

Это не противоречит упоминаемым работам, поскольку в них основной причиной разрушения лавы названо накопление в ЛТСМ радиационных дефектов вследствие α -распада трансурановых элементов. Поэтому в Курчатовском институте и ИПБ АЭС продолжают работы по изучению этого процесса.

При образовании устойчивых дефектов в материале лавы при α -распаде трансурановых элементов, находящихся в ее составе, главную роль играют ядра отдачи. Именно они производят подавляющее большинство этих дефектов (рис. 12.1).

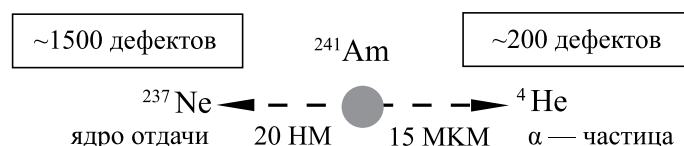


Рис. 12.1. Образование радиационных дефектов при α -распаде ^{241}Am

Накопление дефектов в матрице ЛТСМ определяется полным числом α -распадов, которое произошло в единице объема материала.

В Курчатовском институте, опираясь на базовый радионуклидный состав топлива 4-го блока (см. главу 1) и учитывая выброс из лавы легколетучих радионуклидов в период активной стадии аварии, были проведены соответствующие расчеты для разных предположений о парциальной плотности урана в ТСМ (рис. 12.2) (см. также [4]).

Из графиков на рис. 12.2 видно, что через 100 лет в коричневой керамике, в предположении правильности однородной модели, суммарное количество произошедших за это время α -распадов составит $\sim 4 \cdot 10^{16}$ α -распадов/см³.

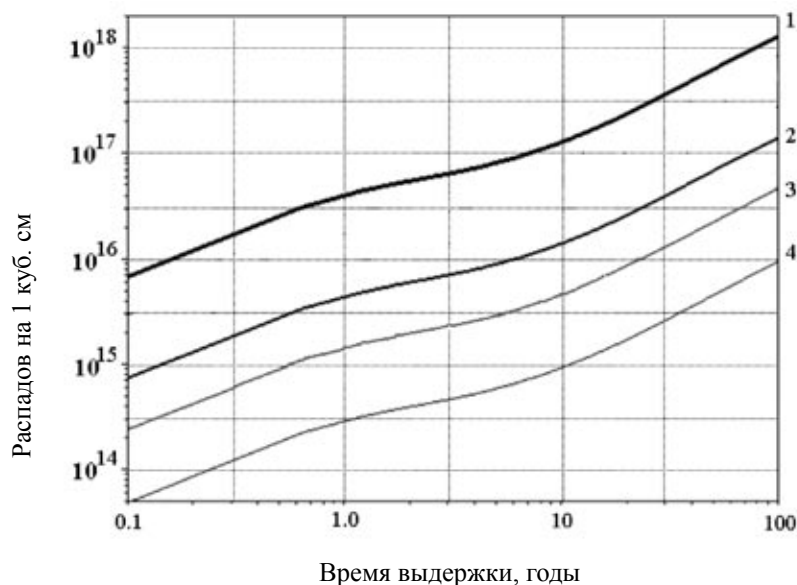


Рис. 12.2. Суммарное за время выдержки число α - распадов в веществе ТСМ при различной парциальной плотности урана, г/см³
 1 — 9,15 (UO₂ - АЗФ); 2 — 1,0 (микровключения);
 3 — 0,327 (коричневая керамика, однородная модель); 4 — 0,0662 (матрица)

Микровключения занимают сравнительно малый объем (~5%) ЛТСМ, но содержат значительную часть (~70%) общей активности. В результате при использовании неоднородной модели¹ из-за поглощения α -частиц и ядер отдачи веществом микровключений облучение матрицы в среднем по ЛТСМ снижается в 5 раз, по сравнению со случаем однородной модели² (кривая 4), и за 100 лет в матрице ЛТСМ должно произойти $\sim 10^{16}$ α -распадов/см³. Очевидно, однако, что в слое матрицы, примыкающем к микровключению, облучение может быть существенно выше.

Базируясь на этих данных, была проанализирована имеющаяся информация о динамике разрушения стекол (аналогов чернобыльских ЛТСМ), содержащих α -радиоактивные материалы — остеклованных отходах.

12.2.2. Некоторые данные по динамике разрушения остеклованных РАО, аналогов ЛТСМ

Основные программы по развитию остекловывания в 1960-е годы в Советском Союзе, Соединенных Штатах Америки, Канаде, Германии, Франции, Италии, Японии и Великобритании были направлены на увеличение длительности безопасного хранения остеклованных отходов³.

¹ Однородная модель — предполагает, что α -излучающие радионуклиды равномерно распределены в объеме лавы, в матрице и во включениях (максимально консервативный подход, который, вообще говоря, не подтверждается известными экспериментами).

² Матрица (неоднородная модель) — предполагается, что α -излучающие радионуклиды распределены между матрицей ЛТСМ и включениями пропорционально содержанию в них урана.

³ Промышленные установки по остекловыванию стали конструироваться с 1978 г. В СССР промышленный метод остекловывания радиоактивных отходов был впервые разработан во ВНИИ Неорганических материалов им. Академика Бочвара и реализован на комбинате «Маяк».

За полувековой срок были детально исследованы многие свойства стекол, содержащих радиоактивные материалы, в том числе и такие, как динамика их долговременного поведения и причины разрушения под действием внутренних и внешних факторов. При этом временные масштабы, интересовавшие исследователей, составляли более 10^3 лет.

Надо отметить, что число экспериментальных и расчетных работ в этой области измеряется сотнями.

Приведем главные результаты выполненного в Курчатовском институте анализа этих работ.

I. Матрица ЛТСМ не представляет собой какого-нибудь уникального стекла и достаточно близка по своим свойствам к известным стеклам. Например, среди природных аналогов ЛТСМ можно выделить обсидиановое стекло (с соответствующим содержанием кремнезема) и нефелин-сиенит.

Для иллюстрации этого утверждения в табл. 12.1 [5] приведены составы некоторых обсидиановых стекол, а в последнем столбце приведены данные рентгеноспектрального микроанализа силикатной матрицы черной керамики (см. главу 6)

Таблица 12.1. Состав природных и синтетических обсидиановых стекол и матрицы черной керамики, вес. %

Компонент	Природный гранитный обсидиан, вес. %	Синтезированный андезитовый обсидиан, вес. %	ЛТСМ (черная керамика, матрица)
SiO ₂	74,6	60,1	61
TiO ₂	—	0,8	—
Al ₂ O ₃	14,0	17,5	5,3
Fe ₂ O ₃	2,0	6,6	8,6
MgO	—	2,8	4,9
CaO	—	5,1	7,2
Na ₂ O	3,8	3,7	—
K ₂ O	5,3	2,1	1,5

Среди промышленных аналогов стекла, используемого для отверждения РАО, ЛТСМ близко к алюмосиликатным стеклам.

II. По сравнению со своими промышленными аналогами ЛТСМ отличаются в «выгодную» сторону, а именно: повышенным содержанием кремнезема и пониженным — оксидов щелочных металлов и глинозема. Поэтому из общих изученных свойств стекла можно полагать, что ЛТСМ обладают большей (по сравнению с промышленными аналогами) химической стойкостью — скоростью растворения силикатной матрицы в водной среде с $pH = 4—9$.

III. Если проанализировать целый ряд данных, связанных с радиационным разрушением промышленных стекол и масштаба поглощенных при этом доз, то результаты могут быть сведены в таблицы (табл. 12.2 и 12.3).

Таблица 12.2. Масштабы наблюдавшихся эффектов и вызывающих их доз [6—21]

Наблюдавшийся эффект, возникающий под действием радиации	Вид радиации	Масштаб дозы, при которой эффект начинает заметно влиять на характеристики стекла	Наблюдавшееся изменение характеристик стекла
Изменение объема	α -распад	$(1—2) \cdot 10^{18}$ α -распадов/г ($\sim 10^9$ Гр)	Объем изменялся на $\pm 1,2\%$, появлялись пузырьки
Накопление гелия	α -распад	$(2—8) \cdot 10^{18}$ α -распадов/г	Гелий скапливался в стекле в виде пузырьков
Изменения микроструктуры	α -распад	Более $1 \cdot 10^{18}$ α -распадов/г	Аморфизация кристаллических фаз в стекле. Распухание, образование микротрещин и пузырей
Образование пузырьков кислорода	γ -излучение	$10^8—10^9$ рад	Появление пузырьков – 300—400 на 1 мкм^3 при среднем диаметре пузырьков 5—6 нм
Изменение механических свойств	См. табл. 12.3		
Увеличение утечки радионуклидов	γ -излучение	10^9 Гр	Увеличение скорости растворения стекла в 4 раза
	α -распад	$\sim 1 \cdot 10^{18}$ α -распадов/г ($\sim 10^9$ Гр)	Увеличение скорости растворения стекла в 3 раза

Таблица 12.3. Изменение механических свойств стекол PNL при облучении [7]

Облучение	Доза, 10^{20} а/м^2	Мощность дозы, рад/час	Ионизационная доза, рад	H, ГПа*	P_c , Н*	K_{ic} , МН/м $^{3/2}$ *
Нет облучения	0	0	0	6,85	0,38	1,14
α -излучение (введенный в состав стекла препарат — PuO_2)	0,7	$3,2 \cdot 10^7$	$0,5 \cdot 10^{11}$	6,33	0,87	1,32
	3,7	—	$2,5 \cdot 10^{11}$	5,59	—	2,06
β -распад, γ -излучение	—	—	$6,6 \cdot 10^8$	Увеличение на 1,6%	—	Увеличение на 10%

* H — твердость, P_c — предел прочности, K_{ic} — коэффициент изломостойкости.

Данные, приведенные в таблицах, подтверждаются исследованиями, выполненными в ходе реализации крупнейшего проекта — «Радиационные эффекты в материалах, содержащих ядерные отходы» коллективом сотрудников лабораторий США и Австралии [22]⁴.

⁴ Этот проект выполнялся большим коллективом сотрудников лабораторий США и Австралии. Среди них Pacific Northwest National Laboratory, Argonne National Laboratory, Los Alamos National Laboratory и Australian Nuclear Science and Technology Organization. Изучались вопросы выхода радионуклидов из остеклованных отходов и разрушения матрицы. Методы исследований объединяли экспериментальные работы, теоретические расчеты и компьютерное моделирование. Объем исследований определялся необходимостью добиться максимальной надежности моделей, которые должны были предсказывать поведение стекол в течение ≤ 500 лет.

Они подтверждаются и многолетними наблюдениями, ведущимися МосНПО «Радон» по открытому хранению остеклованных отходов [23].

Из данных табл. 12.2 и 12.3 видно, что поглощенные дозы, при которых радиационные эффекты начинают заметно влиять на характеристики промышленных стекол, составляют:

— для α -излучения $\geq 10^{18}$ α -распадов/г,

— для β - и γ -излучения 10^8 — 10^9 рад.

В то же время в ЛТСМ за 100 лет дозы от α -излучения составят, при наиболее консервативном рассмотрении (однородная модель), $\sim 4 \cdot 10^{16}$ α -распадов/см³ или $\sim 1,5 \cdot 10^{16}$ α -распадов/г. Для β - и γ -излучения величины поглощенных доз лежат в пределах $(2 \div 5) \times 10^7$ рад.

Приведенное выше сравнение позволяет утверждать, что по прошествии 100 лет после аварии поглощенные дозы в лаве (однородная модель) все еще будут много меньше тех, при которых наблюдаются признаки разрушения в стеклах.

Поскольку химический состав матрицы ЛТСМ и большинство ее свойств аналогичны составу и свойствам ряда промышленных стекол для иммобилизации РАО, никаких существенных изменений под действием самооблучения за это время в самой матрице произойти не должно.

Однако существуют факторы, которые могут стать дополнительной причиной разрушения ЛТСМ от самооблучения, по сравнению со стеклами, содержащими РАО.

Речь идет о неоднородностях стеклообразной матрицы — включениях, которые образовались при ее охлаждении. Поскольку основная активность ЛТСМ сосредоточена во включениях, их распухание может стать причиной разрушения материала лавы. Подробное рассмотрение этого вопроса было проведено в работе [24]

В ней делаются следующие выводы: «В этом случае разрушения не будут носить катастрофический характер, и за 100 лет окажется затронутой лишь небольшая часть лавы». И далее: «Судя по фотографиям микрошлифов лавы, характерное расстояние между опасными группами микровключений составляет десятки-сотни микрон, и именно этими размерами будет определяться минимальный размер частиц, ожидаемых при разрушении ЛТСМ» [24].

12.2.3. Образование подвижной фракции пыли при высыхании помещений объекта «Укрытия»

После создания НБК, установления нового водного баланса в «Укрытии» и постепенного уменьшения влажности внутри объекта радиоактивная пыль, удерживаемая силами адгезии на стенах, потолках, полах помещений, значительно увеличит свою подвижность. При возмущениях она может подниматься в воздух в виде аэрозолей. Произойдет и пересыхание многих скоплений воды. При этом донные отложения также дадут свой вклад в образование радиоактивных аэрозолей.

Существуют и другие процессы, которые могут привести к возрастанию количества ра-

диоактивных аэрозолей в «Укрытии». Речь идет о постепенном разрушении под действием радиации пылеподавляющих покрытий (пленок), многие десятки тонн которых были нанесены на поверхности внутренних помещений «Укрытия» во время проведения в них работ. Особенно большие объемы пылеподавляющих покрытий наносились в (1986—1990) гг.

С годами влияние всех источников пыли может стать существенным фактором, осложняющим безопасное проведение работ по извлечению ТСМ из объекта «Укрытие».

Литература

1. 1SIP-P-TM-21-330-DC-101-01. Проектные критерии и требования к НБК.
2. Жидков А.В. Топливосодержащие материалы объекта «Укрытие» сегодня: Актуальные физические свойства и возможности прогнозирования их состояния // Проблемы Чернобыля. 2001. Вып. 7. С. 23—40.
3. Платонов П.А., Штромбах Я.И. и др. Исследование структуры и физико-химических свойств топливосодержащих композиций из объекта «Укрытие»: Отчет по договору с КЭ при ИАЭ, инв. № 6/1990 от 12.12.90. С. 32.
4. Pazukhin E.M., Borovoi A.A., Rudya K.G. Effect of α -ray self-irradiation on stability of lava-like fuel-containing masses from the fourth block of the Chernobyl NPP // Radiochemistry. 2002. Vol. 44, № 6. P. 615—620
5. Adams P.B. Relative leach behavior of waste glasses and naturally occurring glasses // Proc. of an Intern. Symp. «Ceramics in Nuclear Waste Management», CONF-790420, Cincinnati, Ohio. Washington, D.C.: U. S. Department of Energy, Technical Information Center, 1979.
6. Weber J.W., Ewing R.C., Angell C.A et al. Radiation effects in glasses used for immobilization of high-level waste and plutonium disposition // J. Mater. Res. 1997. Vol. 12, № 8. P. 1946—1978.
7. Weber W.J. Radiation effects in glass waste forms // Intern. Workshop «Glass as a waste form and vitrification Technology». Washington, May 13—15, 1996: Summary. Washington D.C., 1997. P. E38—E39.
8. Ewing R.C., Weber W. J., Clinard F.W., Jr. Radiation effects in nuclear waste forms for high-level radioactive waste: Progress in nuclear energy // Intern. Rev. J. 1995. Vol. 29, № 2. P. 63—127
9. Bibler N.E. Effects of alpha, gamma, and alpha-recoil radiation on borosilicate glass // Scientific Basis for Nuclear Waste Management / ed. by S.V. Topp. : Mater. Res. Soc. Symp. Proc. North-Holland, N.Y. 1982. Vol. 6. P. 681.
10. Day D.H., Hughes A.E., Leake J.W. et al. The management of radioactive wastes // Rep. Prog. Phys. 1985. P. 101.
11. Inagaki Y., Furuya H., Idemitsu K. et al. Effect of α -decay on mechanical properties of simulated nuclear waste glass // Scientific Basis for Nuclear Waste Management XV: Mater. Res. Soc. Symp. Proc. / Ed. by C.G. Sombret. Pittsburgh, PA, 1992. Vol. 257. P. 199.
12. Banba T., Matsumoto S., Muraoka S. et al. Effects of α -decay on the properties of actual nuclear waste glass // Scientific Basis for Nuclear Waste Management XVIII : Mater. Res. Soc. Symp. Proc. / Ed. by T. Murakami and R.C. Ewing. Pittsburgh. PA, 1995. Vol. 353. P. 1397.

13. Sato S., Furuya H., Kozaka T. et al. Volumetric change of simulated waste glass irradiated with ion, electron and γ -ray // J. Nucl. Mater. 1988. Vol. 152. P. 265.
14. Hall A.R., Dalton J.T., Hudson B. Marples J.A.C. Development and radiation stability of glasses for high-level wastes // Management of Radioactive Wastes from the Nuclear Fuel Cycle. International Atomic Energy Agency, Vienna: IAEA, 1976. Vol. II, IAEA-SM-207. P. 3.
15. Malow G., Marples J.A.C., Sombret C. Thermal and radiation effects on properties of high-level waste products // Radioactive Waste Management and Disposal / Ed. by R. Simon and S. Orlowski. Chur, Switzerland: Harwood Academic Publishers, 1980. P. 341.
16. Turcotte R.P. Radiation effect in solidified high-level wastes. P. 2. Richland, WA: Pacific Northwest National Laboratory, 1976.
17. Malow G. Andresen H. Helium formation from α -decay and its significance for radioactive waste glasses // Scientific Basis for Nuclear Waste Management / Ed. by G.J. McCarthy. N.Y.: Plenum Press, 1979. Vol. 1. P. 109.
18. Weber W.J., Turcotte R.P., Bunnell L.R. et al. Radiation effects in vitreous and devitrified simulated waste glass // Ceramics in Nuclear Waste Management / Ed. by T.D. Chikalla and J.E. Mendel. Springfield, VA: National Technical Information Service, 1979. P. 294.
19. Phase separation in glass / Ed. by O.V. Mazurin and E.A. Porai-Koshits. Amsterdam: North-Holland, 1984.
20. Howitt D.G., Chan H.W., De Natale J.F., Heuer J.P.J. Mechanism for the radiolytically induced decomposition of soda-silicate glasses // Amer. Ceram. Soc. 1991. Vol. 74. P. 1145.
21. Eyal Y., Fleischer R.L. Preferential leaching and the age of radiation damage from α -decay in minerals // Geochimica et Cosmochimica Acta. 1985. Vol. 49. P. 1155.
22. Weber W.J., Corrales L.R., Ness N.J. et al. Radiation effects in nuclear waste materials. Final Report, PNNL-13345 Project №: 54672. Project Duration: 09/01/1996 – 09/30/2000.
23. Соболев И.А., Ожован М.И. Щербатова Т.Д., Батюхнова О.Г. Стекла для радиоактивных отходов. М.: Энергоатомиздат, 1999. 240 с.
24. SIP FCMP 03 2 ЕАМ 01. Разработка расчетно-аналитической прогнозной модели поведения ТСМ.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В ходе обсуждения вариантов преобразования объекта «Укрытие», подготовки и начала работ возникало множество новых вопросов, направлений и вариантов действий, но в целом стратегия преобразования совпала с той, что была предложена «Курчатовским институтом» двадцать лет назад. И есть все основания предполагать, что через 2—3 года новый безопасный конфаймент закроет «Укрытие» и начнется новый виток преобразования — разборка наиболее опасных с точки зрения обрушения конструкций, подготовка, а затем извлечение топливосодержащих и радиоактивных материалов из «Укрытия» и их окончательное захоронение.

Здесь возникают новые трудности.

Извлечение ТСМ — операция ранее не встречавшаяся в мировой практике и не имеющая близких аналогов.

Проведение их окончательного захоронения связано с решением на государственном (а возможно, и международном) уровне стратегических вопросов о месте и способе захоронения отработанного ядерного топлива.

Поэтому работы на «Укрытии» далеко не закончены и продолжатся еще не одно десятилетие.

Мы желаем успеха всем их участникам!

ОСНОВНАЯ ЛИТЕРАТУРА

1. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации : Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836. / Отв. исполнитель А.А. Боровой. Чернобыль, 2001. 337 с.
2. *Беляев С.Т.* Диагностические исследования на площадке ЧАЭС и внутри «Укрытия» четвертого блока // Москва — Чернобылю. Т. 2. М., Воениздат, 1998. С. 72—88.
3. *Арутюнян Р.В., Большов Л.А., Богатов С.А., Боровой А.А., Велихов Е.П.* и др. Проблемы объекта «Укрытие». Препринт ИБРАЭ № IBRAE-2002-17. М., 2002. 22 с.
4. *Боровой А.А., Ключников А.А., Краснов В.А.* и др. Новая редакция «Анализа текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозных оценок развития ситуации»: Некоторые выводы // Проблемы Чернобыля. Вып. 9. Чернобыль, 2002. С. 7—15.
5. *Боровой А.А.* Ядерное топливо в объекте «Укрытие» // Атомная энергия. 2006, апрель. Т. 100, вып. 4. С. 259—267.
6. *Богатов С.А., Боровой А.А., Гаврилов С.Л., Лагуненко А.С.* и др. База данных по местонахождению и состоянию ядерного топлива 4-го блока ЧАЭС до и после аварии. Препринт РНЦ «Курчатовский институт», № 130-11/2. М., 2007. 146 с.
7. *Богатов С. А., Боровой А. А., Лагуненко А. С.* и др. Образование и растекание чернобыльских лав // Радиохимия. 2008. Т. 50, вып. 6. С. 565—568.
8. *Богатов С.А., Боровой А.А., Гаврилов С.Л., Пазухин Э.М.* Микроструктура лавообразных ТСМ объекта «Укрытие». Препринт ИБРАЭ №IBRAE-2008-05. М., 2008. 22 с.
9. *Боровой А.А.* Топливный баланс при аварии на ЧАЭС. Препринт РНЦ «Курчатовский институт» ИАЭ-6527/3, М. 2008. 49 с.
10. Сайт ИБРАЭ РАН «Чернобыльский саркофаг». Адрес в Интернете: <http://www.ibrae.ac.ru/content/view/196/246/>

ПРИЛОЖЕНИЕ 1

**Схема (вертикальный разрез)
объекта «Укрытие»**

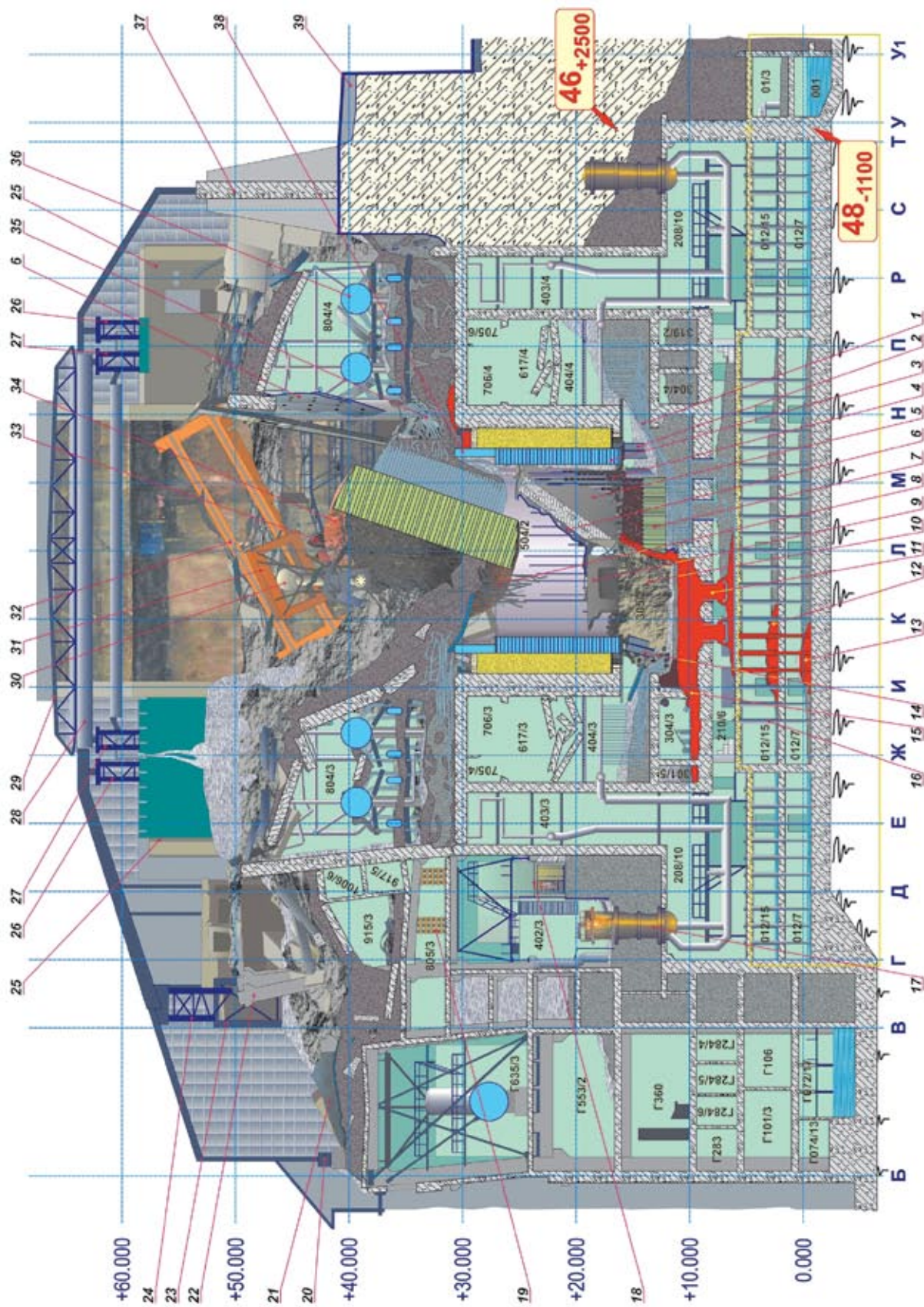


Рис. П.1.1. Схема объекта «Укрытие» (вертикальный разрез по оси 46₊₂₅₀₀ и 48₋₁₁₀₀), (разрез бассейна-барботера по оси 48₋₁₁₀₀)

Обозначения

1 — трубы нижних водяных коммуникаций (НВК); 2 — северная дополнительная опора;
 3 — водяной бак биологической защиты – схема «Л»; 4 — периферийный ряд каналов охлаждения;
 5 — наклонно стоящая железобетонная плита (фрагмент стены бокса сепараторов); 6 — металлическая облицовка теплозащиты бокса сепараторов; 7 — схема «ОР» 8 — технологические каналы;
 9 — железобетонная конструкция; 10 — стена «рыхлых» ТСМ; 11 — паросбросной клапан;
 12 — «куча» ББ-2; 13 — «куча» ББ-1, покрытая ЭКОРом; 14 — южная дополнительная опора;
 15 — пролом-прожог в пом. 304/3; 16 — паросбросная труба; 17 — главный циркуляционный насос;
 18 — наклонная галерея; 19 — шпальная кладка; 20 — балка «Осьминог»; 21 — свинцовые листы;
 22 — наклоненные колонны; 23 — западная опора балки «Мамонт»; 24 — балка «Мамонт»
 25 — стена по оси 50; 26 — блок балок Б1; 27 — блок балок Б2; 28 — трубный накат; 29 — легкая кровля; 30 — разгрузочно-загрузочная машина (РЗМ); 31 — тележка РЗМ; 32 — мост РЗМ;
 33 — диагностический буй; 34 — верхняя металлоконструкция реактора – схема «Е»; 35 — трубы верхних пароводяных коммуникаций (ПВК); 36 — барабан-сепаратор; 37 — северная контрфорсная стена; 38 — водяной бак биологической защиты – схема «Д»; 39 — каскадная стена

Помещения, представленные на разрезе

Ось 48₋₁₁₀₀

001 — коридор трубопроводов; 01/3 — коридор трубопроводов; 012/7 — помещение бассейна-барботера; 012/15 — помещение бассейна-барботера;

Ось 46₊₂₅₀₀

210/6 — помещение ПРК; 208/10, 208/14 — блок баков ГЦН; 301/5 — коридор обслуживания;
 304/3, 304/4 — помещение КИП; 305/2 — подаппаратное помещение; 319/2 — помещение парогазовых трубопроводов; 402/3 — помещение двигателей ГЦН; 403/3, 403/4 — шахта опускаемых трубопроводов; 404/3, 404/4 — бокс НВК; 504/2 — шахта реактора;
 617/3, 617/4 — помещение управления ЗРК; 705/4, 705/6 — коридор; 706/3, 706/4 — помещение панелей расходомеров «Тигр» и УК СЦК «Скала»; 804/3, 804/4 — бокс сепараторов;
 805/3 — помещение воздухопроводов вытяжного центра; 915/3 — вытяжной вентцентр;
 917/5 — помещение уровнемеров барабан-сепараторов; 1006/6 — помещение датчиков барабан-сепараторов; Г074/13 — шинный коридор; Г072/17 — кабельные полуэтажи; Г101/3 — трасса откачки ЖРО; Г106 — приточная воздухораспределительная камера; Г284/4-6 — кабельная галерея
 Г283 — вентцентр; Г360 — большой щит управления; Г553/2 — трубопроводный коридор;
 Г635/3 — помещение деаэраторов

Материалы



— железобетон строительных конструкций



— металлоконструкции



— бетон 1986 г.



— песчано-гравийная засыпка



— завал в центральном зале и других помещениях



— ЛТСМ



— завал и ТСМ в пом. 305/2



— вода

Литература

1. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации : Отчет МНТЦ «Укрытие», арх. № 3836 / Отв. исполнитель А.А. Боровой. Чернобыль, 2001. 337 с.
2. Богатов С.А., Боровой А.А., Гаврилов С.Л. и др. База данных по местонахождению и состоянию ядерного топлива 4-го блока ЧАЭС до и после аварии. Препринт РНЦ «Курчатовский институт» № 130-11/2. М., 2007. 146 с.
3. Лагуненко А.С. Изучение скрытых скоплений топливосодержащих материалов разрушенного 4-го блока Чернобыльской АЭС: Дис. ... канд. техн. наук. Киев: ИПБ АЭС НАН Украины, 2007. 141 с.
4. Bogatov S., Borovoi A., Gavrilo S. et al. Half an hour after the beginning of the accident. М.: OKPRINT, 2006. 22 p.
5. Скважины объекта «Укрытие». Обобщенные данные (альбом) : Отчет ОЯРБ МНТЦ «Укрытие» № 09/05-66 от 09.06.1998 г. / А.С. Лагуненко, Г.С. Скуридин. Чернобыль, 1998. 117 с.

ПРИЛОЖЕНИЕ 2

ОТЧЕТ

**«Теоретический анализ и численное моделирование
переноса тепла и миграции топлива
в подстилающих грунтах и конструкциях АЭС
при аварийных выбросах активной зоны»**

Ф И Л И А Л

ИНСТИТУТА АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ имени И.В.КУРЧАТОВА

Для служебного пользования
экз. № 8

УТВЕРЖДАЮ

академик Е.П.Велихов

" " _____ 1986 г.

О Т Ч Е Т

ТЕОРЕТИЧЕСКИЙ АНАЛИЗ И ЧИСЛЕННОЕ МОДЕЛИРОВАНИЕ
ПЕРЕНОСА ТЕПЛА И МИГРАЦИИ ТОПЛИВА В ПОДСТИЛАЮЩИХ
ГРУНТАХ И КОНСТРУКЦИЯХ АЭС ПРИ АВАРИЙНЫХ ВЫБРОСАХ
АКТИВНОЙ ЗОНЫ

В.Д.Письменный
А.М.Дыхне
Л.А.Большов
Р.В.Арутюнян
В.П.Киселев
В.В.Витюков
С.В.Клементова
И.Е.Краюшкин
А.Г.Попков
С.Ю.Чернов
А.И.Юдин

Введение

В связи с возможностью разбрасывания фрагментов топлива при авариях на АЭС актуален вопрос о механизмах и скорости миграции объемных источников тепла в окружающей среде. При значительном объеме топлива тепловыделение вследствие остаточной радиоактивности может оказаться достаточным для разрушения окружающих материалов за счет потери механической прочности при нагреве, за счет плавления, испарения, растворения, химических реакций и т.д. Разрушения сохранившихся конструкций и подстилающих грунтов приведут к миграции топлива вверх, вниз и в стороны. Скорость движения и сам факт его возникновения зависят от начального пространственного распределения топлива, химического состава окружения, прочностных характеристик сохранившихся конструкций, теплофизических параметров материалов, соотношения удельных весов топлива и окружения, условий теплосъема конвективными и радиационными потоками и т.д. При аварийном разрушении реактора большая часть перечисленных данных оказывается неизвестной. В условиях неполной информации моделирование переноса тепла и топлива в аварийном блоке неизбежно носит вероятностный характер. В силу катастрофичности неблагоприятных ситуаций мы считали в настоящее время основной задачей исследование даже маловероятных, но осуществимых вариантов миграции топлива и разработку гарантированных способов предотвращения миграции на определенном горизонте.

Задачи переноса тепла и движения топлива в рассматриваемой ситуации являются существенно нелинейными и многомерными, поэтому их решение на оценочном уровне может приводить к качественно ошибочным выводам. Поэтому нам представляется, что требование гарантированного предотвращения миграции топлива несовместимо с оценочным уровнем анализа.

В нашем анализе мы основывались на численных моделях, разработанных в филиале ИФЭ им. И.В. Курчатова для исследования взаимодействия лазерного излучения с веществом в широком диапазоне параметров: от потоков, характерных для лазерной технологии, до потоков, используемых в лазерном термоядерном синтезе. Численные модели опробованы на различных экспериментах, проводившихся в ряде подразделений Филиала. В действующем комплексе программ реализуются следующие физические процессы.

1. Нестационарный перенос тепла в двух измерениях (плоские и аксиально-симметричные задачи) за счет теплопроводности с неоднородными по пространству и зависящими от температуры коэффициентами теплопроводности, теплоемкости, объемными источниками тепла. Учитываются фазовые переходы плавления и испарения.
2. Двумерная нестационарная гидродинамика несжимаемой жидкости с самосогласованным переносом тепла за счет теплопроводности и конвекции.
3. Двумерная нестационарная двухжидкостная газодинамика с учетом реальных уравнений состояния и кинетических коэффициентов.

В настоящем исследовании были использованы разделы 1 и 2 имевшегося программного комплекса с добавлением следующих физических процессов: движения

сыпучих тел в расплаве, эффективное перемешивание топлива в расплаве за счет растворения и конвекции, эффективное моделирование тепловой конвекции, испарения активных осколков при нагреве топлива с последующей конденсацией (адсорбцией) при охлаждении.

Структура отчета такова. В § 1 мы опишем физические постановки задач тепло- и массопереноса, имеющие, по нашему мнению, отношение к ситуации в аварийном блоке.

Во § 2 приводятся результаты численного моделирования нагрева среды фрагментами топлива разного размера, находящимися в различных условиях теплосъема. Найдены времена нагрева окружающих сред с типичными теплофизическими свойствами до температуры плавления, когда радиационное охлаждение топлива существенно и когда оно не существенно (фрагмент закрыт со всех сторон). Установлены критические размеры фрагментов, проплавляющих различные грунты и элементы строительных конструкций.

В § 3 специально изучается роль радиационного охлаждения в предотвращении миграции фрагментов топлива, попавших на детали металлоконструкций.

В § 4 с помощью численной гидродинамической модели рассматривается вопрос о движении фрагмента топлива со сверхкритическими размерами в ванне расплава и показывается, что характерные гидродинамические времена намного меньше тепловых. Это позволяет вести расчеты опускания топлива в жидком и твердом (сыпучем) состоянии сквозь сплошную среду в более простой тепловой модели.

В § 5 представлены результаты расчетов в такой модели. Найдены скорости движения фрагментов топлива в различных средах в зависимости от размеров фрагмента и физико-химических свойств материалов.

В рамках тепловой модели специально изучены варианты подъема топлива вверх за счет испарения активных осколков при нагреве.

В § 6 приводятся результаты расчетов взаимодействия отдельных фрагментов при движении. Показано, что фрагменты топлива, оказавшиеся на расстоянии, соизмеримом с их размерами, сливаются прежде, чем опустятся вниз на глубину порядка своего размера, затем движутся вниз как единое целое.

В § 7 моделируется остановка крупных скоплений топлива на охлаждаемой плите теплообменника. Найдены времена растекания скопления по плите и застывания расплава.

В § 8 приводятся результаты тепловых расчетов различных конструкций охлаждаемых теплообменников. Показано, что минимально допустимое расстояние между трубами, охлаждаемыми водой, находится в сантиметровом диапазоне и зависит от конструкции теплообменника. Найдены требования к теплосъему водой с внутренней поверхности труб в различных сценариях прихода топлива. Для наиболее напряженных вариантов сценария показано, что необходимо покрывать теплообменник слоем тугоплавкого вещества с высокой теплопроводностью. Рассчитан оптимальный вариант графитового покрытия.

§ 1. Физические постановки задач переноса тепла и миграции топлива

Нагрев неподвижных скоплений топлива за счет остаточной радиоактивности описывается уравнением теплопроводности с объемным источником тепла:

$$\rho C_p \frac{\delta T}{\delta t} = \kappa \Delta T + q \quad (1)$$

здесь ρC_p — удельная теплоемкость на единицу объема, κ — коэффициент теплопроводности. Для UO_2 ρC_p — изменяется от 2,6 до 4 Дж/см³К, а κ — от 0,08 до 0,02 Вт/см·К при изменении температуры от 300° до 3000° К. Объемное тепловыделение изменяется со временем от 0,5 Вт/см³ в первые дни до 0,3 Вт/см³ через месяц и т.д. Условия на границах скопления топлива зависят от окружения. На свободной поверхности задан поток теплового излучения σT^4 , $\sigma = 6 \cdot 10^{-12}$ Вт/см²·К⁴. На границах, контактирующих с другими материалами, непрерывны температура и тепловые потоки — $\kappa_i \nabla T_i$, где индекс i нумерует граничащие среды.

Проведем вначале простейшие оценки. На временах $t < \frac{\alpha^2}{\chi}$ (α — характерный размер

фрагмента, $\chi = \frac{\kappa}{\rho C_p}$ — температуропроводность топлива). Теплопроводность не успевает вынести тепло на границу и температура внутри фрагмента

$$T = qt / \rho C_p. \quad (2)$$

За время около 6 ч топливо при этом нагрелось бы до 3000 К и расплавилось. Предположение о том, что вынос тепла на границу за указанное время не происходит, приводит к оценке размера фрагмента $\alpha \geq 20$ см. В скоплениях меньшего размера раньше начинает сказываться вынос тепла к границе. При этом достигаемая температура зависит от условий теплосъема на границе. Если фрагмент топлива в виде шара с радиусом R засыпан песком или закрыт бетоном, стационарная температура на границе шара $T_R = Q / 4\pi\kappa_2 R$, где $Q = \frac{4\pi}{3} q R^3$, κ_2 — теплопроводность окружения. Максимальная температура в центре шара

$$T_{\max} = \frac{qR^2}{6} \cdot \left(\frac{1}{\kappa_1} + \frac{2}{\kappa_2} \right) \quad (3)$$

κ_1 — теплопроводность топлива. Если температура на границе шара T_R превышает температуру плавления песка или бетона, на котором шар покоится, образуется расплав. Для кремнезема SiO_2 температура плавления $T_{\text{пл}} \approx 2000$ К и критический

радиус $R \approx 15$ см. Если же граница шара открыта для теплового излучения $\frac{qR}{3} = \sigma T_R^4$, то на границе температура плавления достигается только для шара с радиусом $R = 5,8$ м. Разумеется, в центре шара температура гораздо выше так, и перепад температур между центром и границей $\Delta T = qR^2 / 6\kappa_1$, что составляет 2000 К уже при $R = 22$ см.

Грубо говоря, за счет охлаждения тепловым излучением критические размеры фрагмента, плавящего окружающие материалы, возрастают в 2—3 раза по весу. Далее тепловая картина существенно зависит от соотношения удельных весов топлива и окружающего материала. Если удельный вес окружения меньше удельного веса топлива, последнее будет тонуть в расплаве. Источник тепла погружается при этом на дно ванны расплава.

Удельный вес UO_2 в 3—4 раза больше удельного веса песка и бетонов. Тем не менее вывод о том, что топливо в твердом или жидком состоянии всегда будет тонуть в расплаве окружающих материалов не всегда верен. Например, равновесная диаграмма состояний UO_2 и SiO_2 имеет эвтектическую точку с температурой плавления 1900 К и молярным соотношением компонентов 1:10. Удельный вес эвтектического соединения уже не сильно превышает удельный вес SiO_2 . В зависимости от окружения растворенное в UO_2 топливо может остановиться или даже всплыть вверх в более тяжелом окружении. Время растворения твердого UO_2 в расплаве кремнезема экспоненциально зависит от температуры и высоты активационного барьера. К сожалению, высота последнего экспериментально не определялась. Из общих соображений энергия активации находится в пределах от 3 до 8 эВ. При температурах расплава 2000—2500 К диапазон времен растворения при этом от минут до многих лет. Если же учесть большую неопределенность в химическом составе окружения фрагментов топлива, то следует анализировать весь спектр возможных ситуаций от полного перемешивания до абсолютной нерастворимости.

До сих пор мы обсуждали поведение компактных фрагментов топлива, фрагменты с размерами порядка 10 см (точное число подлежит определению из численных расчетов) не плавят подстилку. В случае же распределения топлива равномерным слоем большой протяженности обсуждавшееся выше стационарное распределение температур невозможно. Если слой закрыт для теплового излучения, рано или поздно он проплавит свое окружение. Если поверхность слоя излучает, возможно стационарное состояние с максимальной температурой

$$T_{\max} = \left(\frac{qH}{\sigma} \right)^{1/4} + \frac{qH^2}{2\kappa_1} \quad (4)$$

Предельная толщина слоя, при которой достигается $T_{\max} = T_{nl}$, $H \approx 10$ см. Если слой постоит на железном листе и излучает в обе стороны, $H_{\max}$ примерно в 2 раза больше. Если же слой теплоизолирован сверху слоем песка, мусора и т.д., за время

$$t \approx 2\chi_2 \cdot \left(\frac{\rho_2 C_{p2} T_{пл}}{qH} \right) \quad (5)$$

достигается температура плавления окружения. При $H \sim 1$ см время до плавления $t \sim 10$ сут.

После достижения температуры плавления слой начнет опускаться, проплавляя очередные порции подстилки. В одномерной задаче существует стационарная волна плавления, в которой выше слоя топлива имеется расплав. Максимум температуры достигается на верхней границе топлива. Скорость опускания слоя с толщиной H определяется следующим соотношением

$$T_{пл} = \frac{q\chi_1\chi_2}{v^2\kappa_2} \cdot (1 - l^{\frac{vH}{\chi_1}}) \quad (6)$$

При малых толщинах слоя ($H \ll \frac{\chi_1}{v_{max}}$) скорость опускания

$$v = \frac{qH}{\rho_2 C_{p2} T_{пл}} \quad (7)$$

При увеличении толщины слоя до $H \sim H_{max} = \sqrt{\rho_2 C_{p2} T_{пл} \chi_1 / q}$ скорость выходит на предельную величину $v_{max} = \sqrt{q\chi_1 / \rho_2 C_{p2} T_{пл}}$, определяемую теплопроводностью топлива и теплосодержанием подстилки при температуре ее плавления. Ограничение скорости связано с тем, что за время прохождения слоем своей толщины тепло не успевает подходить к фронту плавления из верхних слоев топлива. Поэтому начиная с $H \sim H_{max}$ верхние слои топлива тратят свое тепло на перегрев расплава песка до

температуры $T \approx \frac{H}{\rho_1 C_{p1}} \cdot \sqrt{\frac{\rho_2 C_{p2} \cdot q T_{пл}}{\chi_2}}$. При $H_v = T_v \cdot \sqrt{\frac{\kappa_1}{q T_{пл}}}$ расплав достигает

температуры кипения T_v , и включается мощный механизм ограничения температуры расплава за счет теплосъема при кипении. Толщина такого слоя $H \approx 15$ см. Максимальная скорость опускания в рассмотренной модели ≈ 1 м/сут. При всплывании более легкого топлива в тяжелой среде все оценки сохраняют силу с точностью до знака скорости.

Отметим, что скорости гидродинамического движения топлива в расплаве песка гораздо больше скорости перераспределения тепла. Действительно, характерные времена опускания топлива на дно готовой ванны расплава $t \sim \sqrt{\rho H / \Delta\rho \times g}$, $\Delta\rho/\rho$ — относительная разность удельных весов, g — ускорение свободного падения. При $H \sim 10$ см время опускания в готовом расплаве $\sim 10^{-1}$ с, характерные скорости ~ 1 м/с, что больше максимальной скорости проплавления на пять порядков. Столь большой отрыв между гидродинамическими и тепловыми временами позволяет строить упрощенные модели движения топлива при расплавлении окружающих материалов.

Если топливо остается твердым в виде таблеток или песка, по мере углубления в ванны расплава оно пересыпается на дно, сохраняя свой объем. Эта модель была использована в расчетах.

В рамках тепловой модели мы изучили такие влияния вылета осколков при нагреве топлива, а также их последующую конденсацию (адсорбцию) в верхних, более холодных слоях. Эти процессы особенно важны в тех сценариях, в которых топливо оказывается засыпанным песком или мусором сверху, а теплосъем излучением или конвекцией не возможен. Теплоизолированное топливо при этом перегревается, и химически наименее сильно связанные осколки вылетают в виде паров, аэрозолей и т.п. В течение первых месяцев после аварии основная активность сосредоточена в изотопах Ce, Zr, Sr, Ru, Mo. Поэтому конкретные значения температуры, при которой осколки вылетают из топлива, зависят от энергии связи указанных элементов с матрицей UO_2 , либо расплава UO_2 в окружающем веществе (если образуются эвтектические сплавы). Отметим, что тепловая волна испарения-конденсации (адсорбции-десорбции) активных осколков, распространяющихся вверх, может способствовать выносу из топлива и других термически неактивных компонент, которые сами по себе не переносятся.

Если топливо открыто для охлаждения излучением, как говорилось выше, высокие температуры характерны лишь для достаточно больших скоплений. Если же топливо засыпано сверху песком, строительным мусором и т.д., наряду с вылетом осколков при нагреве следует учесть возможность их конденсации (адсорбции) в верхних более холодных слоях вещества при фильтрации в парах. Сценарий всплывания топлива за счет этих процессов выглядит, как совместное движение фронтов испарения и конденсации осколков. Источник тепла при этом равномерно распределяется между изотермами T_1 и T_2 , где T_1 — температура вылета, а T_2 — конденсации (адсорбции) осколков. Разумеется, сами температуры, а также скорости проникновения осколков вверх могут существенно зависеть от физико-химических свойств окружающих материалов. Грубая оценка для скорости подъема однородного слоя с толщиной H за счет указанного механизма по порядку величины близка к скорости опускания за счет плавления (7), а именно:

$$v = \frac{qH}{\rho_2 C_{p2} T_1}. \quad (8)$$

Здесь q, H — исходные плотность тепловыделения и толщина слоя топлива. При больших толщинах топлива $H \sim T_1 \sqrt{\frac{\kappa_1}{q T_{nl}}}$ может произойти разделение слоя на два.

Один со скоростью (7) будет опускаться вниз, а другой со скоростью (8) подниматься вверх.

Перечисленные явления (опускание топлива за счет проплавления, подъем вверх за счет вылета осколков при нагреве и перемешивание топлива в расплаве в промежуточной области) происходят одновременно и должны изучаться, вообще говоря, самосогласованно.

Сколько-нибудь полные данные по кинетике вылета осколков в литературе отсутствуют. Имеющиеся зарубежные публикации по численным расчетам и

экспериментам, моделирующим миграцию радиоактивных веществ при разрушении активной зоны реактора за счет проплавления вниз и вылета осколков вверх, не содержат достаточной информации для выбора определенного сценария послеаварийной ситуации.

Одномерная картина опускания топлива теряет силу, когда поперечные размеры слоя уменьшаются до величины, допускающей перенос тепла за счет теплопроводности вдоль слоя в процессе опускания на толщину слоя. Оценка соответствующего критического поперечного размера имеет вид

$$R \sim \sqrt{\chi \frac{H}{v}} \quad (9)$$

что составляет $R \sim 10$ см при $H \sim 10$ см и максимальной скорости $v \sim 1$ м/сут. Конкретные числа в реальной двумерной геометрии при учете зависимостей теплопроводности и теплоемкости от температуры могут быть определены лишь в численном расчете.

§ 2. Численные расчеты критических размеров фрагментов топлива

В настоящем параграфе приводятся результаты численных расчетов процесса разогрева цилиндрических скоплений топлива до стадии установления стационара в случае, когда не достигается температура плавления материала, окружающего топливо (песок, бетон) и до момента плавления в противном случае. Критические размеры скопления определяют возможность расплавления подложки и последующего погружения топлива в расплав и зависят от теплофизических констант среды и условий засыпки скопления топлива и удельного энерговыделения в топливе.

В табл. 2.1 приведены результаты численных расчетов разогрева скоплений топлива, засыпанных слоем песка, на песчаных и различных бетонных основаниях. Теплопроводности $\kappa = 0,02$ Вт/см·град соответствуют железобетонам, $\kappa = 0,004$ сухому песку, κ , меняющиеся от 0,082 при $T = 300$ К до 0,16 Вт/см·град при $T = 1900^\circ$ К бетонам на основе MgO. Из представленных результатов видно, что критический размер скопления зависит от теплопроводности и температуры плавления основания и условия засыпки (знак «+» в третьем столбце соответствует тепловому излучению с верхней поверхности скопления, знак «-» — засыпке топлива слоем песка толщиной более 20 см). Критические размеры находятся в диапазоне толщин $h \sim 10\text{—}20$ см при радиусах $R \sim 10$ см и уменьшаются с увеличением радиуса. С уменьшением энерговыделения q увеличиваются критические размеры пропорционально $q^{-\frac{1}{2}}$. Характерное время расплавления t_p подложки при размерах скоплений R и h , превышающих критические, меняется от нескольких часов для скоплений топлива в песке до нескольких суток в бетонах на основе MgO.

Для засыпанных песком слоев толщины $h = 1$ см при радиусах $R < 100$ см время расплавления подложки достигает десятков суток.

Таблица 2.1

$R, \text{см}$	$h, \text{см}$	$\kappa, \text{Вт/см} \times \text{град}$	Излучение	$q, \frac{\text{Вт}}{\text{см}^3}$	$t_p, \text{с}$
500	30	0,02	—	0,5	$2 \cdot 10^4$
500	30	0,02	+	0,5	$2 \cdot 10^4$
10	10	0,02	—	0,5	$2 \cdot 10^4$
10	10	0,02	+	0,5	∞
10	10	0,004	—	0,5	$2 \cdot 10^4$
10	10	0,004	+	0,5	$4 \cdot 10^4$
10	10	0,1	—	0,5	$2 \cdot 10^4$
10	10	0,1	+	0,5	∞
20	10	0,02	—	0,5	$2 \cdot 10^4$
20	10	0,02	+	0,5	∞
500	30	0,1	—	0,5	$1 \cdot 10^4$
500	30	0,1	+	0,5	$2 \cdot 10^4$
∞	15	0,082 1,016	—	0,3	10^5
20	15	”	—	0,5	∞
40	15	”	—	0,5	10^5
40	15	”	—	0,3	$4 \cdot 10^5$
100	15	”	—	0,3	10^5
28	15	”	+	0,5	∞

§ 3. Роль теплового излучения в охлаждении фрагментов топлива элементами металлоконструкций

Приведенные в § 1 оценки и в § 2 расчеты критических размеров скоплений топлива указывают на значительное влияние на процесс разогрева топлива теплового излучения. Критические размеры цилиндрических скоплений топлива с открытой поверхностью увеличиваются примерно в два раза за счет охлаждения тепловым излучением с поверхности.

Существенное влияние на процесс движения топлива оказывает наличие контакта скоплений топлива с поверхностью металлоконструкции. Металлические поверхности осуществляют эффективный теплоотвод и переизлучение с поверхности.

Нами проведены численные расчеты процессов нагрева скоплений топлива, находящихся на поверхности металлических конструкций, и скоплений топлива, содержащих выступающие металлические прутья.

На рис. 3.1 приведены результаты численных расчетов нагрева куска топлива цилиндрической формы, расположенного на стальной плите толщиной 0,6 см. За счет теплового излучения со свободной поверхности металла температура на границе контакта «металл-топливо» существенно ниже температуры плавления стали. В аналогичной ситуации на бетонной или песчаной подложке происходит разогрев топлива до расплавления бетона и песка, с последующим погружением топлива.

Рассмотрена задача о нагреве топлива, расположенного на поверхности песка и бетона, с погруженными в него длинными металлическими стержнями. Проведенные расчеты показывают, что в этом случае происходит эффективное охлаждение топлива и предотвращается его погружение при характерном расстоянии между стержнями равном 10 см (рис. 3.2) и радиусе стержней $r = 1$ см.

Расчет опускания слоя топлива различной толщины на нижний металлический лист плиты ОР показывает, что остановка топлива на плите происходит за счет теплового излучения с нижней поверхности. Зависимость температуры нижней плиты ОР от времени для различных толщин топлива приведена на рис. 3.3.

§ 4. Падение топлива в расплаве вещества с меньшим удельным весом. Численная гидродинамическая модель несжимаемой жидкости

Оценки, приведенные в § 1, показывают, что гидродинамические времена в рассматриваемой ситуации гораздо меньше времен тепловых. Мы проверили эти оценки с помощью численной модели несжимаемой жидкости, самосогласованно учитывающей теплопроводность и плавление песка. В начальный момент горизонтальный слой топлива находился в середине расплава на равных расстояниях от потолка и дна ванны расплава. За счет неустойчивости Рэлея—Тейлора с инкрементом

$\sim \sqrt{\frac{\Delta\rho}{\rho} \cdot \frac{g}{h}}$ слой топлива стал опускаться на дно языками порядка своей толщины. После того, как весь слой топлива оказался на дне ванны верхняя граница между

расплавленными топливом и песком совершает колебания с периодом того же порядка, что и время развития неустойчивости или время падения на дно, т.е. десятые доли секунды. За рассмотренное время не расплавилась и не затвердела ни одна новая ячейка. Таким образом, независимо от предыстории топливо сначала оказывается на дне расплава, а потом происходит перераспределение тепла, подплавление новых порций окружающего вещества и так далее. При изменении знака $\Delta\rho/\rho$, то есть если топливо всплывает в расплаве тяжелого материала, картинки отличаются изменением знаков скорости.

На рис. 4.2 и 4.3 представлены результаты расчетов перемешивания частиц топлива (темные точки) с удельным весом равным удельному весу расплавленного материала окружения при возбуждении в расплаве вихревого движения за счет неоднородного распределения скоростей. На рис. 4.2 изображено мгновенное поле скоростей и на рис. 4.3 — распределение песчинок топлива. Расчет показывает, что конвективное перемешивание мелкодисперсного топлива также происходит на временах, намного меньших гидродинамических времен.

§ 5. Моделирование движения топлива

Из предыдущего рассмотрения видно, что гидродинамические движения в изучаемой ситуации происходят за времена масштаба секунд. За такие времена тепловая картина меняется крайне несущественно. В самом деле, характерные тепловые времена изучаемых процессов, как это видно из результатов § 2, измеряются многими часами и сутками. Таким образом, в рассматриваемой ситуации налицо подавляющий отрыв по времени процессов динамики от процессов теплопереноса.

Такой отрыв позволяет считать, что все динамические процессы, даже с учетом вязкости и фильтрации расплава, успевают завершиться при неизменном поле температур. Поэтому эволюция наших систем, с точки зрения механики, представляет собой прохождение через набор состояний механического равновесия, адиабатически следующих за медленно меняющейся тепловой картиной. Это соображение сильно упрощает механическую часть задачи и позволяет включить в рассмотрение даже такие плохо изученные в науке процессы, как динамика сыпучих тел в сочетании с фильтрацией жидкости через сыпучие тела.

Причиной регулярного движения топлива вниз является различие плотностей топлива и расплава подстилающих пород (например, кремнезема).

В простейшем варианте топливо насыпано однородным слоем. Когда в процессе нагрева начинает плавиться подстилающая порода (или, скажем, бетон) на нижней границе топлива, последнее оседает на твердую подложку. Такой процесс выходит на стационарный режим за время порядка h^2/χ , где h — толщина слоя, χ — температуропроводность топлива. Это время исчисляется десятками минут — часами. На рис. 5.1 изображена зависимость скорости продвижения фронта плавления от толщины слоя. Насыщение скорости продвижения при больших толщинах определяется тепловым сопротивлением топлива. Когда оно становится достаточно большим, тепло, выделяющееся внутри слоя топлива, не выносится к фронту плавления, а приводит к перегреву и плавлению топлива (либо к кипению расплава).

На рис. 5.2 изображен температурный профиль движущегося слоя топлива. Когда наибольшая температура в слое превышает температуру плавления топлива (кипение кремнезема) внутренняя часть топлива расплавится (или закипит кремнезем). При этом возбуждается конвективное движение расплава, которое приводит к гораздо более быстрому выравниванию температуры в верхней части расплава, чем по теплопроводности. В силу большого превышения конвективной теплопроводности над молекулярной, конвекция может быть описана эффективной теплопроводностью κ_{eff} , которая возникает при $x > x_m$. Что касается кипения и выноса пара вверх, то эти явления хорошо описываются введением в уравнение теплопроводности отрицательного источника, который становится существенным при $T > T_{кип}$.

В табл. 5.1 приведены скорости опускания топлива, вычисленные с учетом конвекции и кипения. Малое изменение этой величины объясняется незначительным отличием температурных профилей в нижней части расплава, которая в основном определяет скорость проплавления. Отметим, наконец, важную роль, которую может играть растворение твердого топлива (UO_2) в жидком кремнеземе. Скорость растворения твердого вещества в жидком определяется вероятностью отрыва в единицу времени молекулы UO_2 от массива (эта величина носит аррениусовский характер и экспоненциально зависит от температуры) и скоростью диффузии в жидкой фазе.

Таблица 5.1. Влияние процессов кипения и конвекции на движение плоского слоя в песке

Условия движения	H , см	V , см / сут	T , К
Без кипения и конвекции	20	60	7300
С кипением и конвекцией	20	55	3006
С кипением и конвекцией	10	50	3005

В рассматриваемых нами условиях диффузия, по-видимому, не является лимитирующей, поскольку она усиливается фильтрацией расплава сквозь суспензию. Ввиду резкой зависимости скорости отрыва от температуры, эта величина очень чувствительна к изменению энергии активации (которая может зависеть, например, от наличия присадок). Так, при температуре ≈ 1900 К растворение сантиметровых образцов происходит за 1 мин при энергии активации $\approx 3\text{ев}$, за сутки — при энергии активации 4ев , за три года — при энергии активации $\approx 5\text{ев}$ (энергия сублимации $\approx 7\text{ев}$). В условиях такой неопределенности мы уделили основное внимание наиболее неблагоприятному, с точки зрения проплавления, варианту — когда диоксид урана не растворяется в расплаве.

Для сравнения исследован и противоположный предельный случай – полного растворения и перемешивания топлива по расплаву. Как видно из рис. 5.3, скорость проплавления при этом падает. Особенно интересно, с точки зрения задержания проплавления подложки эффективное снижение плотности топлива при расплавлении. Если на пути такого расплава встретится слой большей плотности, дальнейшее проплавление может сильно задержаться.

Изучался вопрос об эволюции активных осколков в случае, когда температура топлива достигает таких значений, при которых начинается интенсивный выход осколков. В этом случае дальнейшая судьба осколков зависит от степени засыпки активной зоны сыпучими материалами (песком). Вылетевшие осколки могут конденсироваться (адсорбироваться) в более холодных участках засыпки. После этого эти участки начинают нагреваться и т.д. Описанный сценарий приводит к образованию волны испарения-конденсации. Оценки показывают, что и в этом случае кинетика испарения и конденсации происходит за сравнительно малые времена и скорость волны определяется тепловыми процессами.

Численное моделирование процесса переноса активных осколков вверх через пористую среду (песок и т.д.) по механизму тепловой волны «испарения-конденсации» («адсорбции-десорбции») проводилось для различных значений характерных температур адсорбции T_2 и десорбции T_1 .

При начальной толщине области, занимаемой активными осколками в песке, $H = 5$ см, величине объемного тепловыделения $q = 0,3$ Вт/см³ и значениях $T_1 = 2200$ К и $T_2 = 1980$ К, скорость волны «испарения-конденсации» составляет 1,5 см/ч. Стационарное значение толщины источника тепловыделения равно $H_{\text{стац.}} = 5,5$ см, а время выхода на стационар 2 ч.

При значениях температур $T = 1000$ К, $T_2 = 800$ К и начальной толщине слоя $H = 5$ см, $q = 0,3$ Вт/см³, скорость волны «испарения-конденсации» в песке составляет 2,5 см/час.

Для температур $T_1 = 400$ К и $T_2 = 300$ К, моделирующих перенос активных осколков волной испарения воды, скорость их переноса равняется 20 см/час при $q = 0,3$ Вт/см³, $H = 5$ см.

Конкретные значения скорости перемещения волны «испарение-конденсация» зависят от энергий активации процессов десорбции, определяющих температуру T_1 . Эта величина зависит от состава адсорбата и адсорбента, состояния поверхности и т.п. Подробное рассмотрение процессов переноса осколков деления волной «конденсация-испарение» требует измерения величин энергий активации для конкретных систем.

§ 6. Неустойчивость плоского фронта проплавления. Взаимодействие фрагментов топлива при их движении

Факт различия плотностей топлива и расплава приводит к неустойчивости движения равномерного слоя топлива. Эта неустойчивость, являющаяся тепловым аналогом известной неустойчивости Рэлея—Тейлора, имеет очень простое качественное объяснение. Будем исходить из рассмотренной в предыдущем параграфе зависимости

скорости движения слоя от его толщины. Пусть слой промодулирован по толщине (рис. 6.1.б). Более толстые его участки движутся быстрее (рис. 6.1 в). В образовавшиеся на слое ямки осыпается топливо из более высоких участков (рис. 6.1 г). В результате различие в скоростях еще более возрастает. Имеет место неустойчивость плоского слоя топлива относительно модуляции его толщины и скорости перемещения. Линейная стадия такой неустойчивости исследуется аналитически. Время линейного нарастания возмущения $\gamma^{-1} = \frac{\rho_2 C_{p2} T_{пл}}{q}$ оказывается порядка времени перемещения

фронта плавления на размер порядка толщины слоя (ср. (7)). Нелинейным аспектом такой неустойчивости является взаимодействие отдельных фрагментов топлива. Этот вопрос исследовался нами численно.

Были рассмотрены два различных двумерных варианта взаимодействия фрагментов топлива. В одном из них (рис. 6.2 а) показана эволюция двух цилиндрических фрагментов топлива. Во втором (рис. 6.2 б) — эволюция тороидального фрагмента квадратного сечения. Физическая причина демонстрируемого на рисунке слияния состоит в следующем. Зона породы между фрагментами подвергается тепловому воздействию обоих фрагментов. Вследствие этого ее нагрев между фрагментами превышает нагрев вне них. Возникающая из-за этого асимметрия изотермы плавления вследствие уже упоминавшегося пересыпания топлива приводит с очевидностью к тепловому притяжению и объединению фрагментов. Несколько неожиданным явился численный результат, состоящий в том, что такое объединение происходит прежде, чем фрагменты успевают пройти вниз расстояние, равное их размерам. Как видно из рис. 6.3, скорость объединенного фрагмента больше скорости составляющих его частей. Описанная неустойчивость и изученный характер взаимодействия фрагментов позволяет выдвинуть гипотезу о распределении фрагментов при длительном их движении. Именно представляется наиболее вероятным, что независимо от начального распределения топливо распадается на фрагменты, удаленные друг от друга на расстояния, несколько превышающие их размеры. Эта гипотеза, разумеется, нуждается в численной и экспериментальной проверке. Такой характер распределения топлива определяет требования к системам его теплового удержания (см. § 8).

§ 7. Система гарантированной остановки движения топлива.

Остановка и растекание крупных скоплений топлива по охлаждаемой плите

С помощью численных программ двумерной теплопроводности с подвижными источниками тепла (§1 — 6) были проведены расчеты процессов опускания топлива на охлаждаемые системы остановки движения топлива. Рядом специалистов на основе оценок по тепловым моделям была предложена система остановки движения топлива в виде ряда параллельно расположенных на расстояниях 30—35 см между центрами охлаждаемых труб диаметром 20 см. Такая система позволяет обеспечить полный съем теплового потока от равномерного слоя опускающегося топлива.

Однако полученный в рамках стационарной тепловой модели результат ошибочен. Ошибочность результата, утверждающего возможность остановки топлива описанной выше системой труб, связана с пренебрежением движением топлива.

На рис. 7.1, 7.2 приведены результаты численных расчетов процессов опускания топлива на систему параллельно расположенных труб при различных расстояниях между ними.

На рис. 7.2 видно, что при расстоянии между центрами труб $H = 30$ см происходит прорыв системы защиты и топливо протекает вниз. При расстоянии между центрами $H = 26$ см фронт расплава топлива останавливается на расстоянии 1 см (в случае, когда трубы находятся в песке или бетонах с характерной величиной теплопроводности $\kappa = 0,02$ Вт/см·град) от поверхности охлаждаемых труб.

Отсутствие протекания топлива между трубами при малых расстояниях между ними связано с эффективным охлаждением «языка» топлива за время его прохождения на величину радиуса труб.

Проведенная серия расчетов процессов опускания топлива различной толщины на охлаждаемую систему защиты позволила сформулировать требования к таким системам, гарантирующие остановку топлива при любых возможных сценариях его опускания.

Существенный результат проведенных расчетов состоит в выявлении критичности процесса удержания топлива к расстоянию между трубами, которое зависит от диаметра охлаждаемых труб. (Для 200 мм труб расстояние между их центрами не должно превышать 26 см). Были проведены серии расчетов опускания топлива на охлаждаемые системы различных конструкций и выделены оптимальные (см. § 8).

Растекание крупных скоплений топлива по охлаждаемой плите

Исследовалась динамика опускания топлива на систему охлаждаемой защиты с требуемым минимальным расстоянием между трубами или систему с плоской охлаждаемой поверхностью.

После остановки фронта плавления топлива на расстояниях порядка нескольких сантиметров (в зависимости от теплопроводности среды над плитой от 1 см в песке до 4—5 см в бетонах на основе MgO) происходит растекание топлива вдоль горизонтальной поверхности охлаждаемой плиты вследствие расплавления бетона или песка с боковых поверхностей скопления топлива.

На рис. 7.3 представлена динамика растекания скопления с начальными размерами $h \times d = 3 \times 3$ м топлива по охлаждаемой плите. Характерное время растекания для случая песка или бетона над плитой до толщин на уровне 10 см происходит за время порядка 1 мес. Слой топлива с толщиной порядка 1 см затвердевает на поверхности охлаждаемой плиты

§ 8. Тепловые расчеты различных конструкций теплообменника с водяным охлаждением

С помощью программ двумерной теплопроводности проведены численные расчеты временного хода поля температур в топливе и элементах теплообменника для его различных конструкций. Рассматривалась задача об установлении стационара, когда тепловой поток, выделяемый топливом, полностью снимается теплообменником.

На рис. 8.1 приведены результаты расчетов температур на элементах различных конструкций теплообменника в стационарном режиме. Характерные значения теплового потока, съем которого необходимо обеспечить, составляют величины на уровне 10—5 Вт/см² и, в дальнейшем, с падением активности топлива понижаются.

Наиболее напряженный тепловой режим возникает при быстром выпадении топлива, имеющего температуру до $3 \cdot 10^3$ К, на поверхности теплообменника. Такая ситуация возможна вследствие рассмотренного в § 6 теплового притяжения скопления топлива к уже расплавленной предыдущим скоплением зоне. В таком случае происходит падение топлива расплава за короткие гидродинамические времена, и время нарастания теплового потока оказывается меньше 1 с.

Быстрое падение топлива, имеющего температуру $T = 3000$ К, на поверхность теплообменника приводит к тепловому удару, связанному со съемом тепла с поверхностного слоя топлива. При этом на временах порядка нескольких секунд происходит резкое нарастание теплового потока на теплообменник до величин на уровне 100—200 Вт/см² (рис. 8.2).

Защиту теплообменника от таких тепловых потоков можно обеспечить размазкой теплового фронта, если поверхность теплообменника защищена слоем материала с высокой теплопроводностью и температурой плавления.

В качестве материала, защищающего от теплового удара, предложен слой графита.

На рис. 8.2 представлены результаты численных расчетов временной зависимости теплового потока на поверхность труб теплообменника без защиты и с защитой слоем графита толщиной 5 см. При этом максимальное значение теплового потока на поверхности охлаждаемых труб, защищенных слоем графита толщиной 5 см, при тепловом ударе снижается в 4 раза.

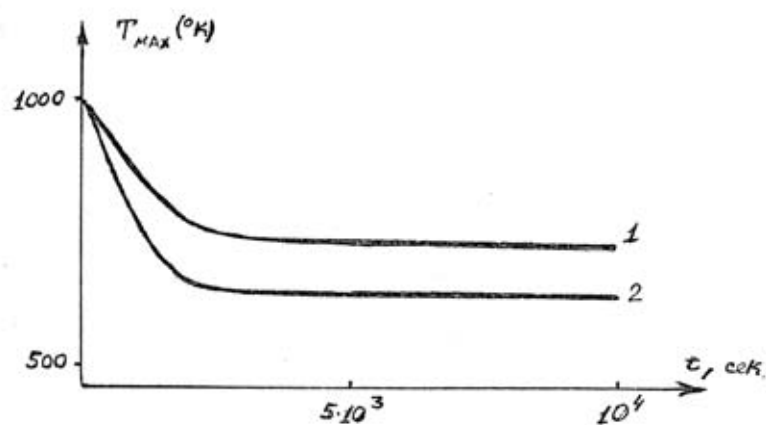


Рис. 3.1. Зависимость от времени максимальной температуры топлива. Слой топлива толщиной $H=10$ см и радиусом $R=5$ см на железной плите толщиной $h=0,6$ см и радиусом $r=10$ см. Кривая 1 получена в расчете с $\kappa=0,02$ Вт/(см·град), кривая 2 — $\kappa=0,1$ Вт/(см·град)

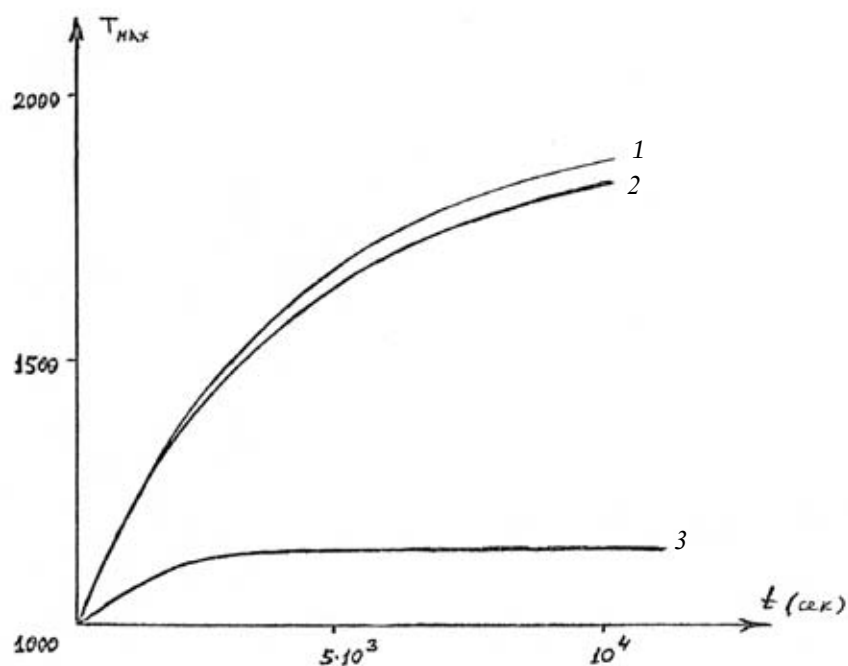


Рис. 3.2. Зависимость от времени максимальной температуры слоя топлива толщиной 10 см при его радиационном охлаждении с помощью железного стержня длиной 60 см.
 1 — радиус слоя топлива $R=5$ см, $\kappa=0,1$ Вт/(см·град), радиус железного стержня $r=0,5$ см;
 2 — $R=5$ см, $\kappa=0,02$ Вт/(см·град), $r=0,5$ см, 3 — $R=10$ см, $\kappa=0,02$ Вт/(см·град), $r=1$ см

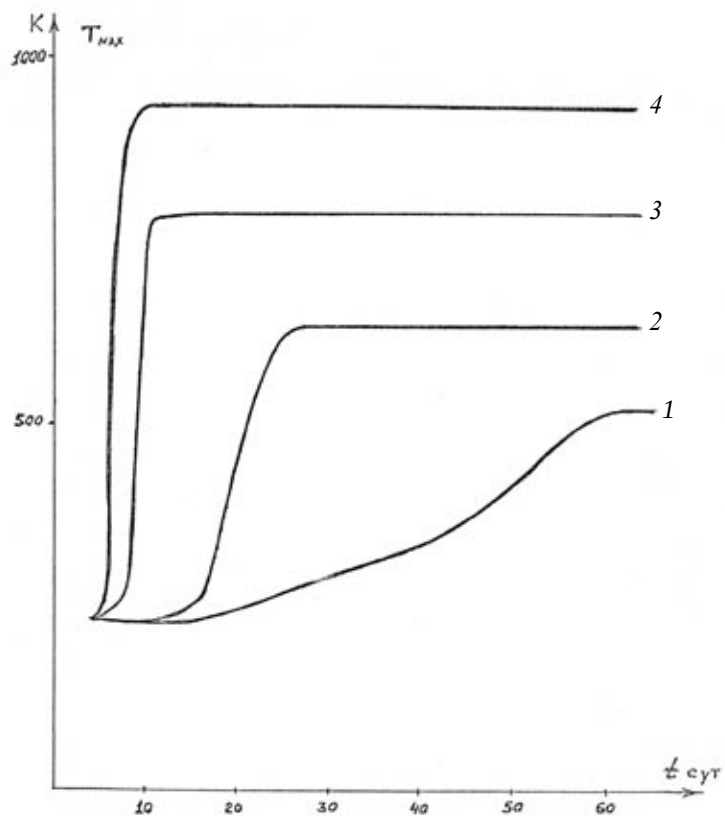


Рис. 3.3. Зависимость температуры на нижней металлической поверхности плиты ОР при различных толщинах топлива
1 — $H = 1$ см; 2 — $H = 2$ см; 3 — $H = 5$ см; 4 — $H = 10$ см

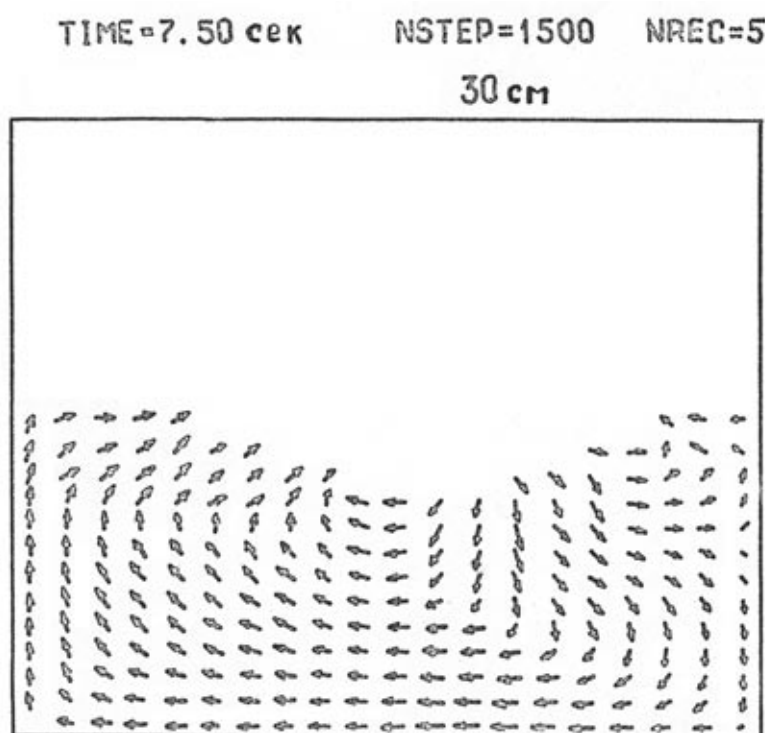


Рис. 4.2. Мгновенное поле скоростей при возбуждении сдвигового движения в расплаве песка

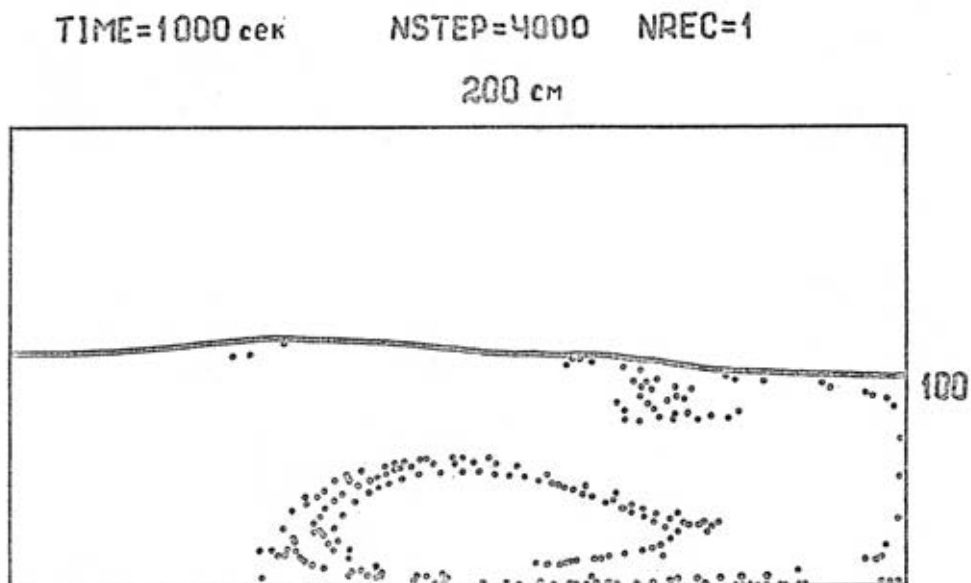


Рис. 4.3. Распределение мелких частиц топлива в расплаве при конвективном перемешивании

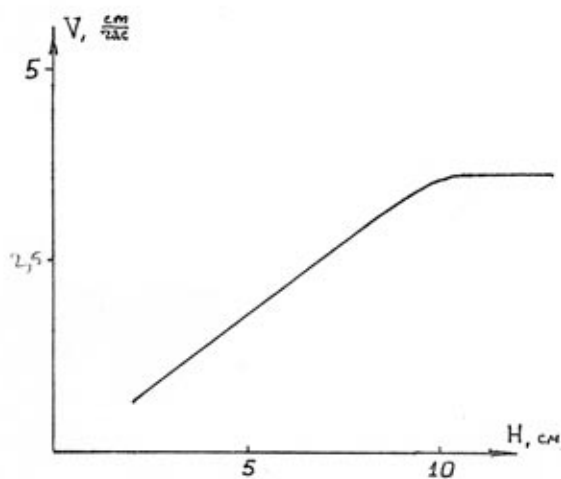


Рис. 5.1. Зависимость скорости опускания слоя топлива в песке от его толщины, $q = 0,5 \text{ Вт/см}^2$

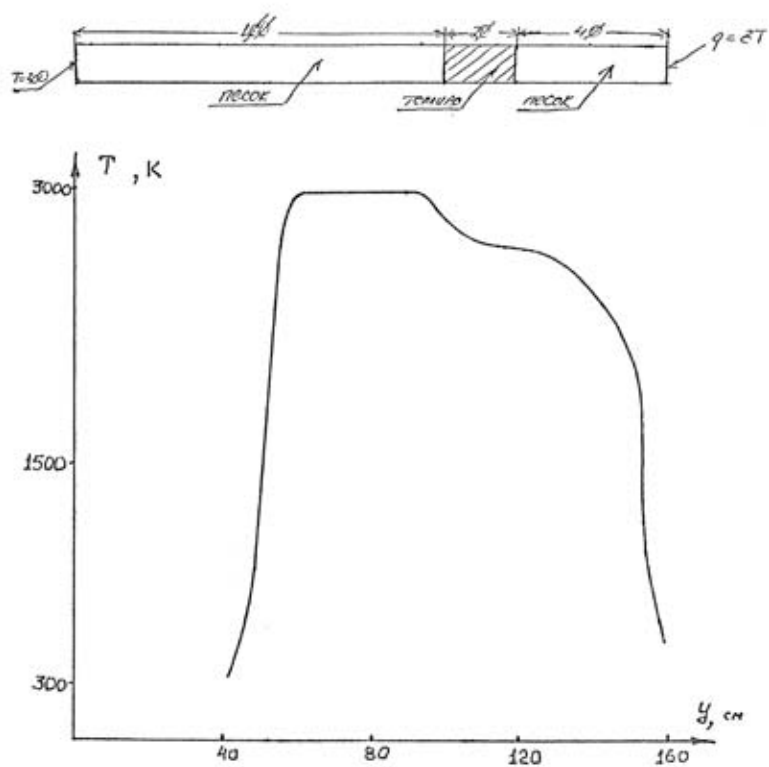


Рис. 5.2. Зависимость между температурой и толщиной плоского слоя топлива при движении по песку. Объемное тепловыделение $q = 0,5$ Вт/см³

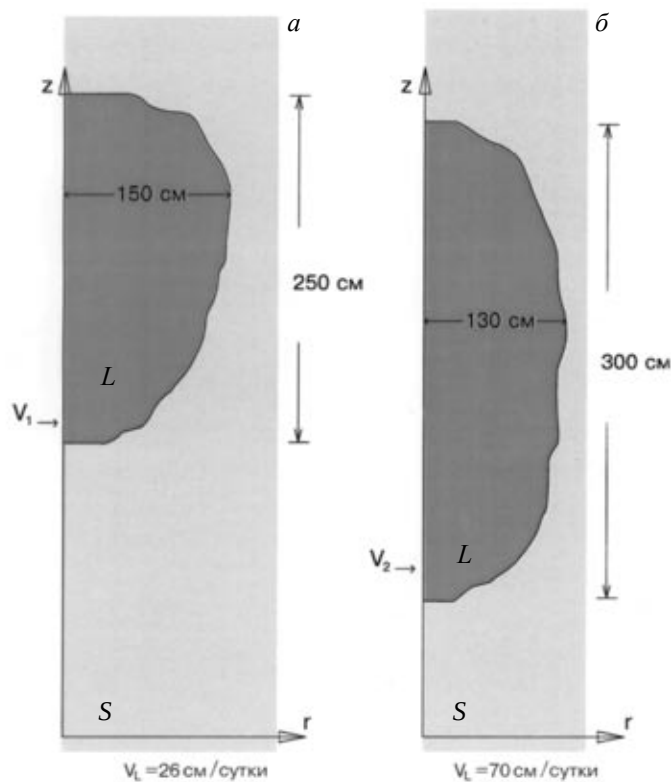


Рис. 5.3. Влияние растворения топлива в песке на скорость его опускания: *a* — при полном растворении топлива и конвективном перемешивании всего объема расплава песка; *б* — без растворения.
 $R_0 = 1$ м, $H_0 = 1$ м, $T = 2 \cdot 10^5$ с, *L* — расплав; *S* — твердое

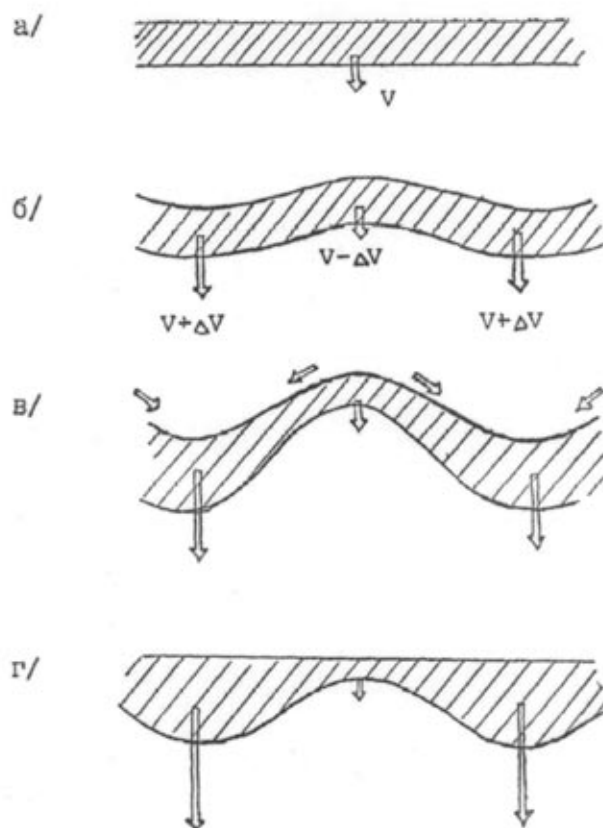


Рис. 6.1. Неустойчивость движения плоского слоя топлива (аналог неустойчивости Рэлея—Тейлора) (пояснения см. в тексте)

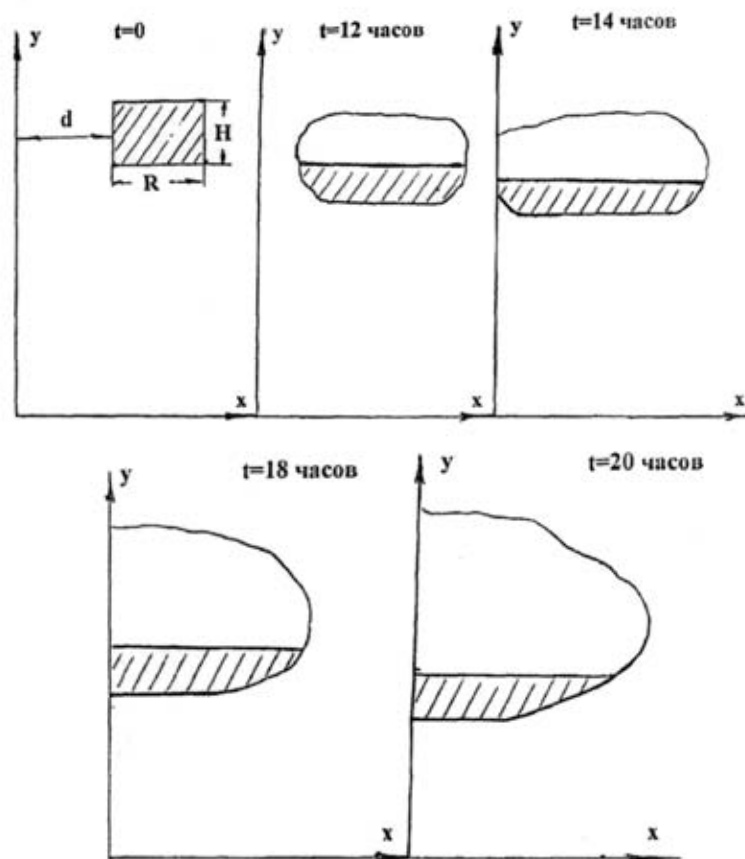


Рис. 6.2 а. Слияние цилиндрических фрагментов топлива. $(R, H) = 10 \times 10$ см, $d = 10$ см

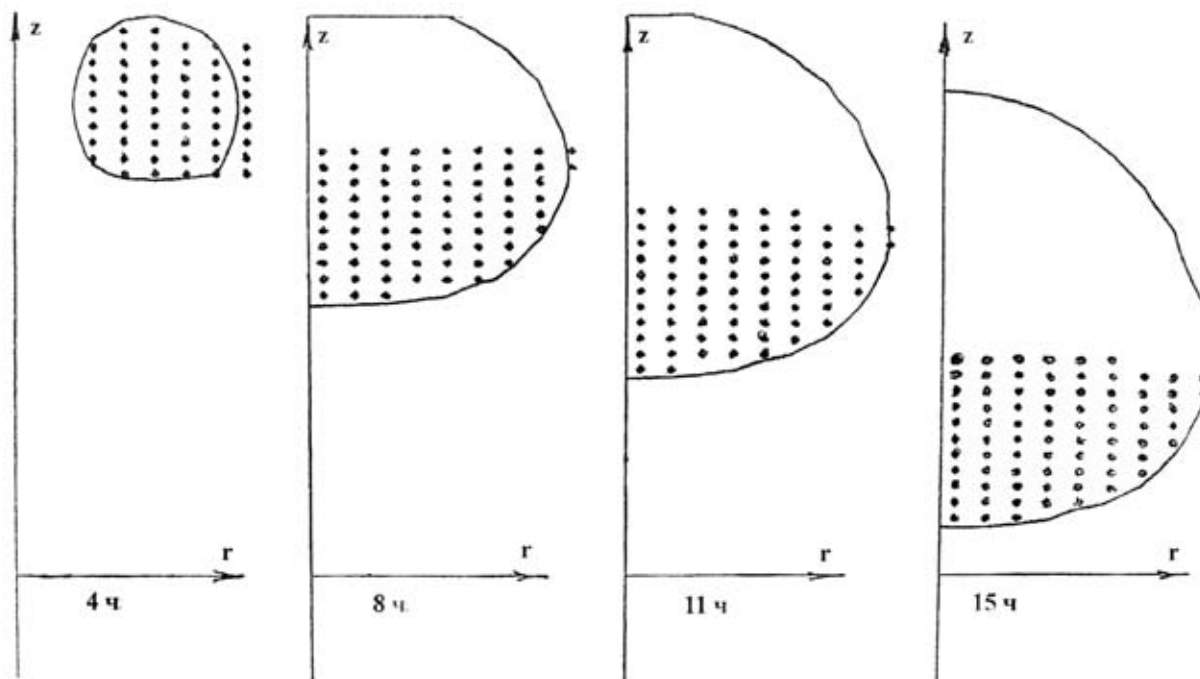


Рис. 6.2 6. Слияние тороидального фрагмента топлива

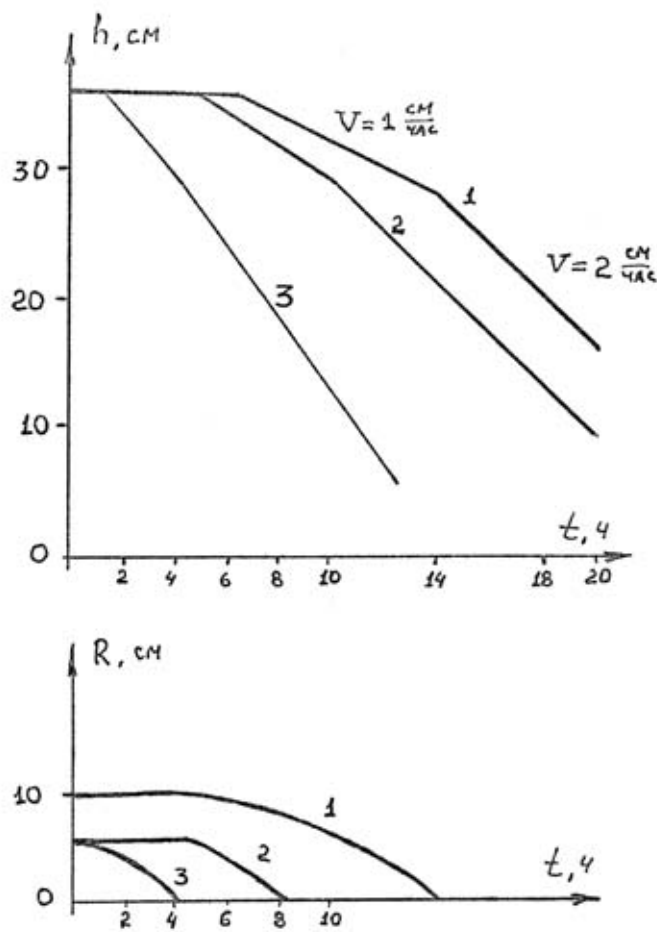


Рис. 6.3 а. Графики зависимости от времени расстояния между цилиндрическими фрагментами топлива и глубины их опускания: 1 — $(R, H) = 10 \times 10$ см, $d = 10$ см; 2 — $(R, H) = 10 \times 10$ см, $d = 6$ см; 3 — $(R, H) = 20 \times 20$ см, $d = 6$ см

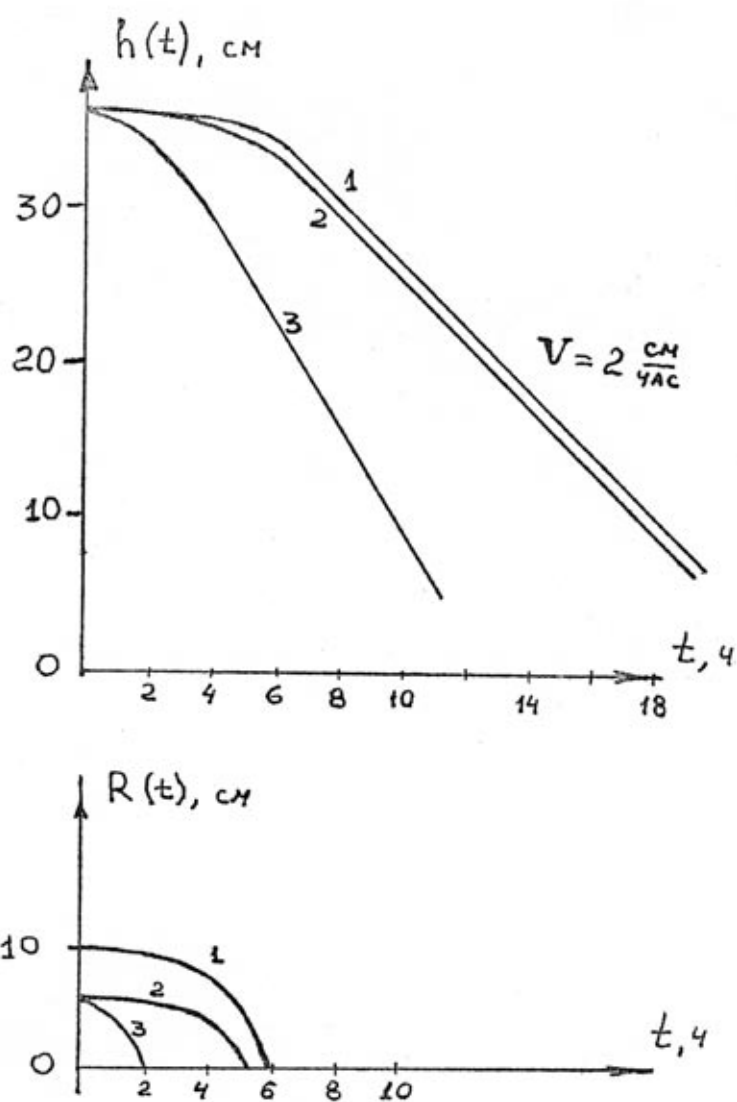


Рис. 6.3.6. Графики зависимости времени внутреннего радиуса и глубины опускания тороидального фрагмента топлива: 1 — $(R, H) = 10 \times 10$ см, $d = 10$ см; 2 — $(R, H) = 10 \times 10$ см, $d = 6$ см; 3 — $(R, H) = 20 \times 20$ см, $d = 6$ см

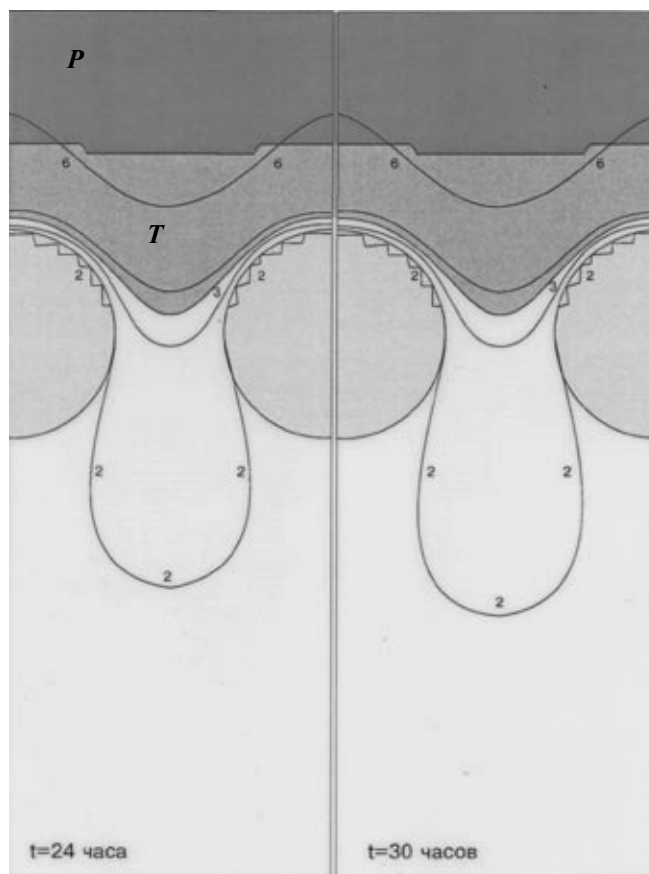


Рис. 7.1. Остановка движения топлива системой параллельных охлаждаемых труб с расстоянием между центрами 30 см. *P* — зона расплава, *T* — топливо на дне расплава

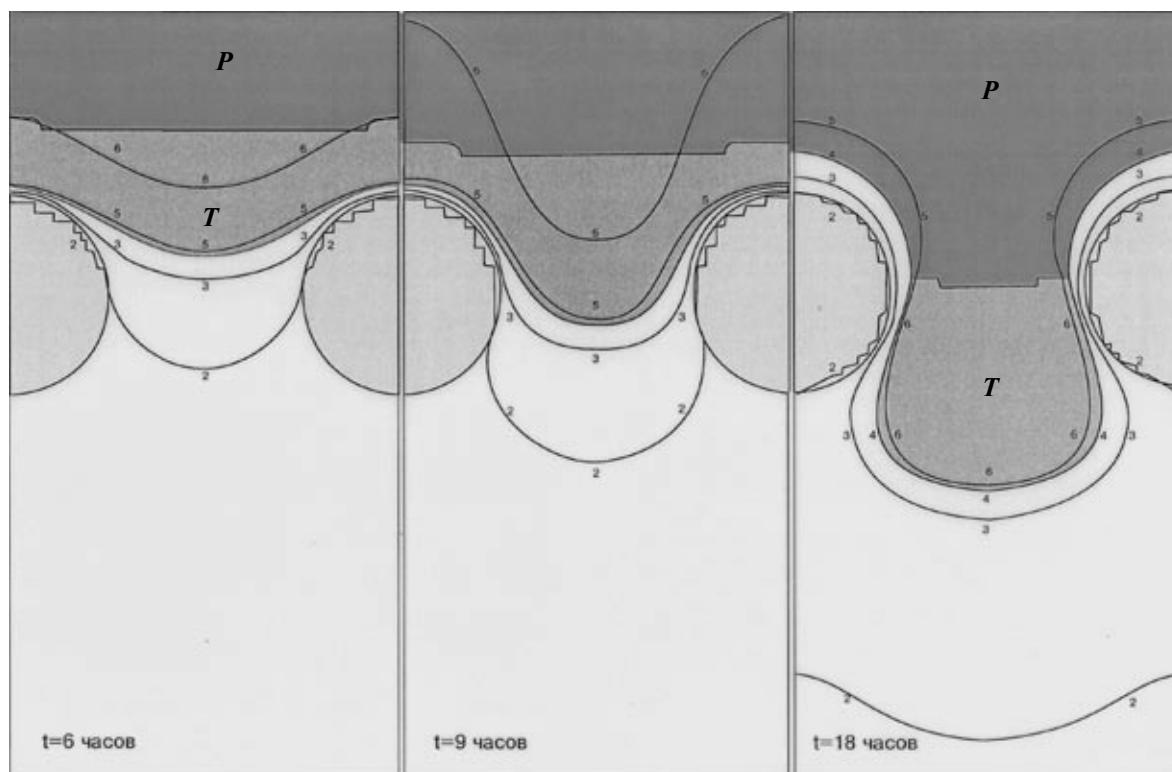


Рис. 7.2. Вариант прорыва топлива между охлаждаемыми трубами в песке. Расстояние между центрами труб 30 см. *P* — зона расплава, *T* — топливо на дне расплава

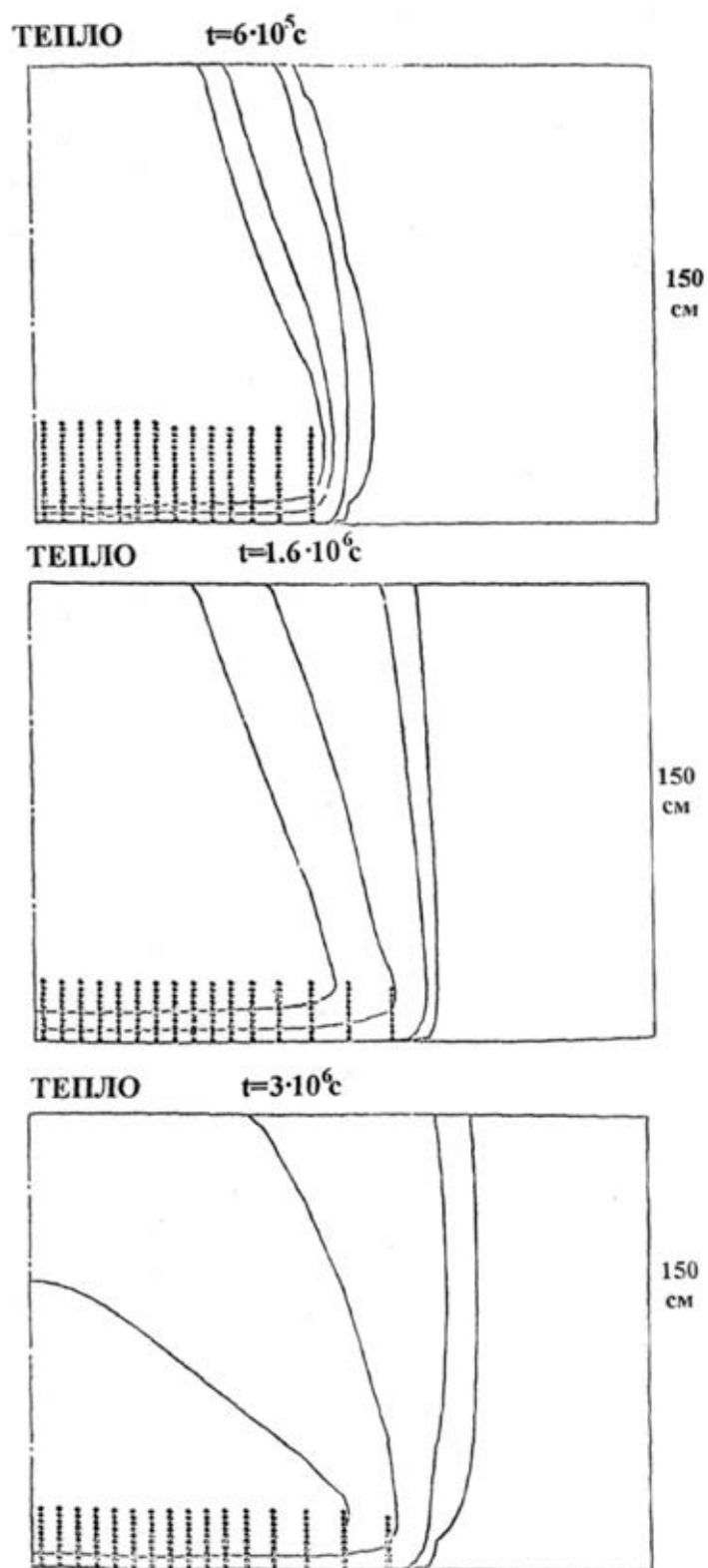


Рис. 7.3. Растекание цилиндрического фрагмента топлива по охлаждаемой плите теплообменника

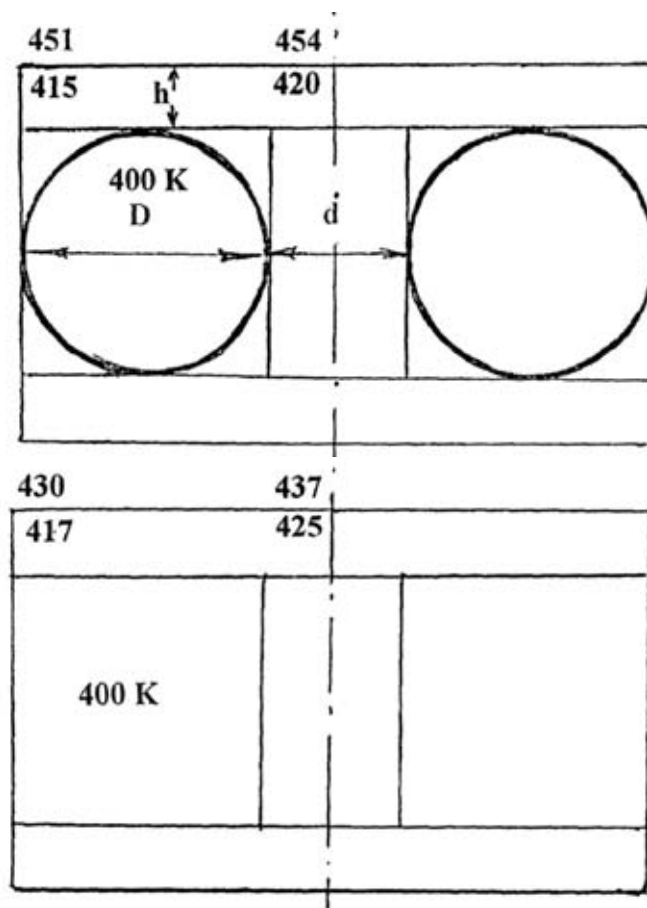


Рис. 8.1. Расчетные значения стационарных температур в отдельных точках теплообменников различных конструкций, где h — толщина металлической пластины ($\kappa = 0,2 \text{ Вт}/(\text{см}\cdot\text{град})$); D — диаметр охлаждаемой трубы теплообменника, d — толщина металлической перегородки между трубами. $h = 0,5 \text{ см}$; $D = 2 \text{ см}$; $d = 1 \text{ см}$

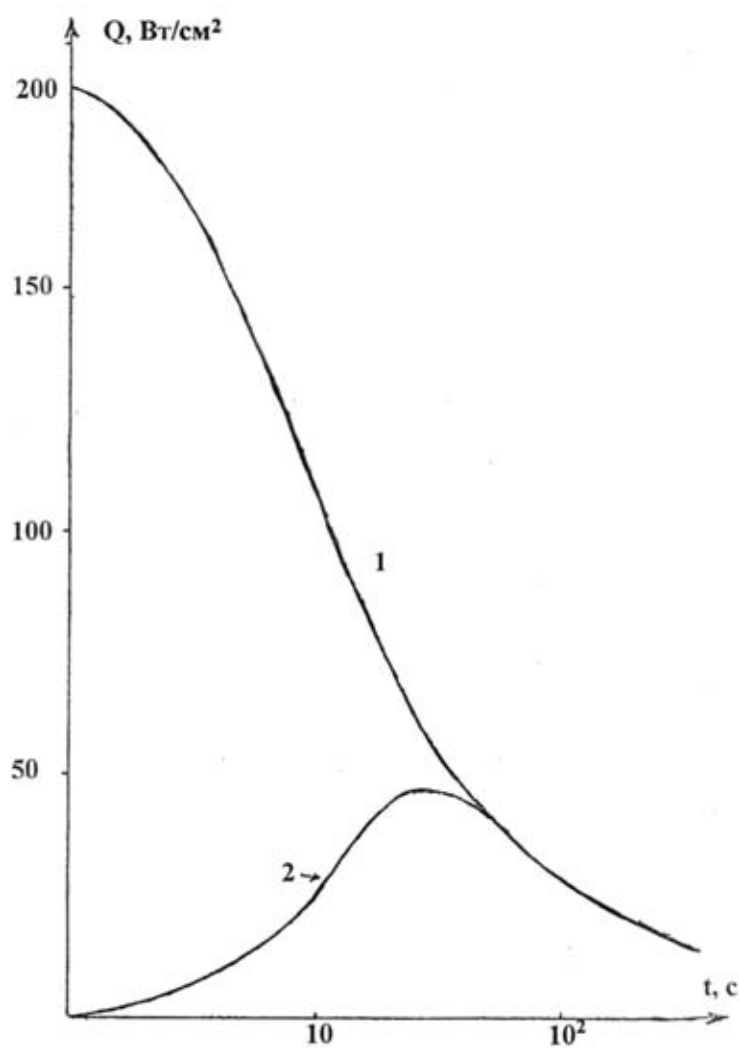


Рис. 8.2. Временная зависимость теплового потока от топлива в радиатор. Слой топлива толщиной 10 см и температурой 2500 К находится на охлаждаемой плите (кривая 1). В случае 2 между топливом и радиатором имеется 5 см прослойки графита. (На нижней границе радиатора поддерживается температура 320 К)

Научное издание

*Арутюнян Рафаэль Варназович,
Большов Леонид Александрович,
Боровой Александр Александрович,
Велихов Евгений Павлович,
Ключников Александр Александрович*

ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО В ОБЪЕКТЕ «УКРЫТИЕ» ЧЕРНОБЫЛЬСКОЙ АЭС

*Утверждено к печати Ученым советом
Института проблем безопасного развития атомной энергетики
Российской академии наук*

Издательство «Наука»
117997, Москва, Профсоюзная ул., 90

Зав. редакцией *М. В. Грачева*

Оригинал-макет подготовлен ООО «Комтехпринт»
Иллюстрации приведены в авторской редакции

Формат 60×90 1/8. Бумага офсетная 80 г/м²
Печать офсетная. Гарнитура «Таймс»
Уч.-изд. л. 23. Заказ 20319

Заказное

Отпечатано с готовых диапозитивов типографией ООО «Инфолио-Принт»