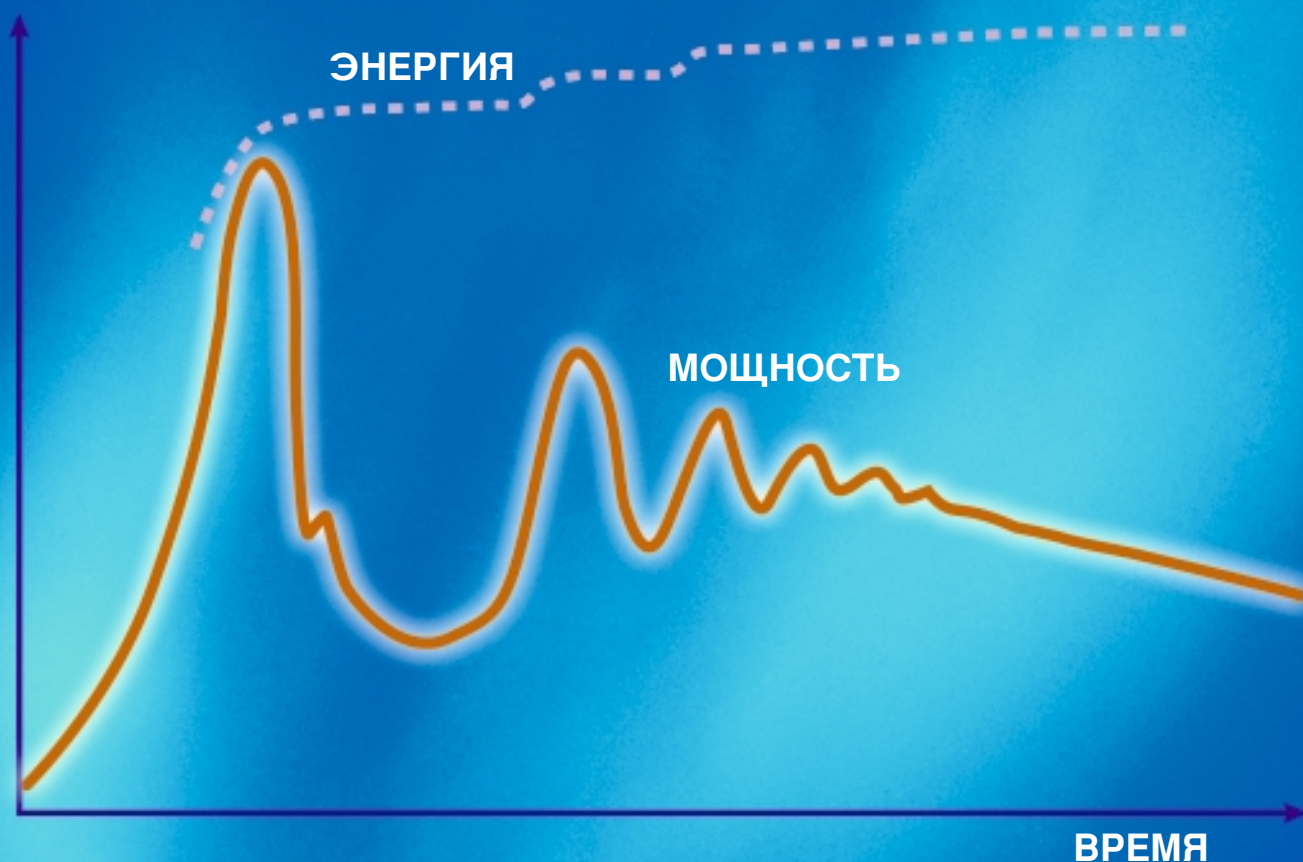


LA-13638-TR

Разрешено к публикации в открытой печати  
Распространение не ограничено

# Обзор ядерных аварий с возникновением СЦР

Редакционная версия 2003 г.



**Лос-Аламосская**  
НАЦИОНАЛЬНАЯ ЛАБОРАТОРИЯ

Лос-Аламос, Нью-Мексико 87545

Лос-Аламосская национальная лаборатория находится под управлением Калифорнийского университета по поручению Департамента энергетики США в соответствии с контрактом W-7405-ENG-36

**Координация печати:** Дж. Б. Хэллэдей, группа IM-4, Лос-Аламосская национальная лаборатория, Лос-Аламос, Нью-Мексико, США.

**Фотоверстка:** Ч. Т. Ромбо, СТР Текникал сервисез, Инк.

**Дизайн обложки:** К. Паркер, группа IM-1, Лос-Аламосская национальная лаборатория, Лос-Аламос, Нью-Мексико, США.

**Иллюстрация на первой странице обложки:** осциллограммы мощности и энергии, типичные при внезапном превышении критичности в растворе. Из экспериментального отчета SILENE, ссылка 4.

**Редакционная коллегия русской версии:**

Л. В. Берман \*

О. Виддо \*

Ю. Ю. Гаврилова \*

Б. К. Лобач \*\*

В. Н. Соснин \*\*\*

Н. Ф. Шаховская \*\*\*\*

\* Переводчик Лос-Аламосской национальной лаборатории, Лос-Аламос, Нью-Мексико, США

\*\* Главный специалист Департамента по безопасности и чрезвычайным ситуациям, Минатом Российской Федерации

\*\*\* Научный сотрудник Института атомной энергетики, Обнинск, Россия

\*\*\*\* Начальник переводческого отдела Лос-Аламосской национальной лаборатории, Лос-Аламос, Нью-Мексико, США

---

# Обзор ядерных аварий с возникновением СЦР

Редакционная версия 2003 г.

---

Отчет Лос-Аламосской национальной лаборатории  
LA-13638

Издан в мае 2000 г.

## Авторы

### Соединенные Штаты Америки:

Томас П. Маклафлин

Шан П. Монахан

Норман Л. Прувост

### Российская Федерация:

В. В. Фролов \*

Б. Г. Рязанов \*\*

В. И. Свиридов \*\*\*

\* Ведущий научный сотрудник, Физико-энергетический институт,  
Обнинск, Россия 249033

\*\* Начальник отдела ядерной безопасности, Физико-энергетический  
институт, Обнинск, Россия 249033

\*\*\* Начальник лаборатории ядерной безопасности, Физико-энергетический  
институт, Обнинск, Россия 249033

**Лос-Аламосская**  
национальная лаборатория

---

Лос-Аламос, Нью-Мексико 87545, США





# Предисловие к изданию на русском языке

В отчете описаны случаи аварий с возникновением неконтролируемой самоподдерживающейся цепной реакции (СЦР) на установках атомной промышленности и на исследовательских ядерных установках (критстендах). Первые эксплуатируются в состоянии глубокой подкритичности и не оснащены средствами исключения возможности возникновения СЦР. Вторые, напротив, эксплуатируются в целях изучения критических параметров различных систем и оснащены системами управления и искусственного гашения цепной реакции, а также радиационной защитой. По этим двум классам ядерных установок отчет содержит два раздела с обзором вышеупомянутых аварий, а также третий раздел с описанием кинетики СЦР и механизмов ее гашения.

При описании аварий достаточно полно представлены обстоятельства и причины их возникновения, нейтронно-физические характеристики аварийных систем, радиационные и другие последствия. В отчете обобщены результаты анализа 55 случаев возникновения СЦР. Обзор построен в хронологическом порядке для установок обоих классов, независимо от того, в какой стране произошла авария. Авторы надеются, что результаты работы американских и российских специалистов будут полезны всем работающим в области ядерных установок и технологий, а также для более широкого круга читателей, интересующихся проблемами рисков различных ядерных технологий для человека и окружающей среды.

Впервые в открытой печати обзор ядерных аварий на установках атомной промышленности был опубликован в 1967 году в Лос-Аламосской национальной лаборатории США в виде отчета<sup>1</sup>, автором которого был Вильям Страттон. Второе издание обзора, в котором Дэвид Смит систематизировал аварии по классам и типам установок, вышло в марте 1989 года. Однако в нем, как и в первом издании, не были представлены ядерные аварии с возникновением СЦР, имевшие место в России, начиная с 1953 года.

Третье издание, также на английском языке, вышло в мае 2000 года в виде отчета LA-13638 и представляло собой описание и анализ практически всех аварий с возникновением СЦР в мире. В написании третьего издания обзора принимали участие специалисты из России, от имени которых выражаем глубокую признательность за огромный вклад в организацию и продвижение этой работы американским соавторам: Томасу Маклафлину, Норману Прувосту, Шану Монахану и всем участникам подготовки отчета с американской стороны, без чьей глубокой заинтересованности и самоотдачи этот обзор не мог бы появиться, а также российским специалистам, оказавшим помощь в подготовке отчета.

В. В. Фролов

Б. Г. Рязанов

В. И. Свиридов



# Предисловие

Начиная с первых лет работы на площадке Пахарито (Лос-Аламос), мы в ходе критических экспериментов в ряде случаев были очень близки к аварийным ситуациям с радиационными последствиями для персонала и окружающей среды. В первом из этих случаев оператор, управлявший критической сборкой, воскликнул: “Катастрофа!” Однако в этом случае и при других подобных “катастрофах” не было серьезных последствий для персонала, который находился на расстоянии в четверть мили от установки. Тем не менее, необходимо было научиться избегать ошибок при проведении критических экспериментов и тем более не повторять их.

Совершенно другая ситуация возникает в случае аварии в технологическом оборудовании с делящимися материалами, как это было в Лос-Аламосе, где безопасность операторов обеспечивалась мерами ядерной безопасности, направленными на предотвращение критичности, а не такими мерами, как толстая защита от излучений или удаление на большое расстояние от источника опасности.

В этом случае анализ и опубликование данных позволили выявить еще не объясненные причины аварийных ситуаций, которые требовали рассмотрения в рамках ядерной безопасности.

Понимание ценности опубликования данных об авариях на обоих указанных типах ядерных установок заставило Вильяма Р. Страттона из группы Пахарито собрать все доступные описания в своей работе “*Обзор аварий с возникновением критичности*”, которая стала стержнем для настоящего издания.

Хью Пакстон  
Лос-Аламос, штат Нью-Мексико  
Август 1999 г.



# Введение

Настоящий документ представляет собой третье издание отчета “Обзор аварий с возникновением критичности”. Первое появилось в 1967 году в виде отчета Лос-Аламосской национальной лаборатории LA-3611, автором которого был Вильям Р. Страттон<sup>1</sup>. В то время он являлся штатным сотрудником Группы по критическим экспериментам в Лос-Аламосе и членом Консультативного комитета по безопасности реакторов Комиссии по атомной энергии (США). Вторая редакция отчета была опубликована под тем же названием в 1989 году в качестве документа DOE/NCT-042. Эта редакция была выполнена Дэвидом Р. Смитом, который являлся в 60-е и 70-е годы коллегой Вильяма Р. Страттона в Группе по критическим экспериментам и инспектором по критической безопасности Лаборатории. В 1980 году функция обеспечения ядерной безопасности была выведена из сферы деятельности Группы по критическим экспериментам, а в организации в рамках Лаборатории было создано специальное подразделение по охране труда, первым руководителем которого стал Д. Р. Смит.

Когда в начале 90-х годов появились совместные исследовательские проекты и начался обмен информацией между учеными Российской Федерации, представляющими бывший Советский Союз, и учеными Лос-Аламосской национальной лаборатории, началось также обсуждение возможностей для проведения совместных работ в области ядерной безопасности, связанной с критичностью (ниже – просто ядерная безопасность). К 1994 году было налажено взаимодействие по проблемам ядерной безопасности между Лос-Аламосом и четырьмя российскими предприятиями, включающими Физико-энергетический институт (ФЭИ, г. Обнинск), Всероссийский научно-исследовательский институт экспериментальной физики (ВНИИЭФ) в г. Сарове (бывший г. Арзамас-16), Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики (ВНИИТФ) в г. Снежинске (бывший г. Челябинск-70) и Курчатовский институт (КИ, г. Москва).

Сотрудники ФЭИ, занимающиеся вопросами ядерной безопасности атомной промышленности, осуществляют надзор и за четырьмя основными предприятиями, где были аварии и на которых осуществляется производство и переработка делящихся материалов. К ним относятся ПО “Маяк”, Сибирский химический комбинат в Северске (бывший г. Томск-7), ОАО “Машиностроительный завод” (г. Электросталь) и ОАО “Новосибирский завод химических концентратов” (г. Новосибирск). Таким образом, сотрудники служб ядерной безопасности этих четырех предприятий были непосредственно вовлечены в расследование всех 13 российских аварий, которые описаны в данной работе. Три института: ВНИИЭФ, ВНИИТФ и Курчатовский институт, в которых имели место ядерные аварии, проводят эксперименты на критических сборках и имеют опыт разработки ядерных реакторов.

Настоящий отчет, опубликованный на английском и русском языках, является плодом совместных усилий специалистов в области ядерной безопасности из обеих стран. В него не только включено описание всех происшедших в России ядерных аварий, связанных с критичностью, но также пересматриваются описания аварийных ситуаций, имевших место на производственных предприятиях в США и Великобритании, о которых сообщалось во втором издании вышеуказанной публикации. Пересмотр описаний аварийных ситуаций, возникших на предприятиях в США и Великобритании, сводится, в основном, к дополнениям к тексту с включением информации, содержащейся прежде

лишь в документах, на которые в отчете давалась ссылка. В некоторых случаях понадобилось внести коррективы, связанные с техническими вопросами. Расширенные описания даются в интересах более широкого круга читателей, которых данный документ привлекал на протяжении ряда лет.

Наконец, когда данный документ был практически готов к печати в сентябре 1999 года, в Японии на предприятии JSO по переработке ядерного топлива произошла авария с возникновением СЦР. Публикация документа была отложена до тех пор, пока эта последняя аварийная ситуация не будет полностью понята, для того чтобы она могла быть представлена в нем. Цель авторов состояла в том, чтобы данный расширенный обзор способствовал лучшему пониманию причин аварий, связанных с критичностью, и их последствий и, тем самым, повышению безопасности и эффективности работ, проводимых со значительными количествами делящихся материалов.

# Благодарности

Многие специалисты внесли значительный вклад в успешное завершение этой редакции “Обзора ядерных аварий с возникновением СЦР”. Относительная важность вклада каждого отдельного лица не находится в строгом соответствии с порядком, в котором перечислены их имена. Каждый из них внес свой необходимый вклад в окончательный документ.

За информацию о ядерных авариях в России мы благодарны:

Г. Т. Кириллову – СХК;

М. И. Кувшинову – ВНИИЭФ;

Д. М. Парфановичу – Курчатовский институт;

А. В. Романову – ОАО “Машиностроительный завод”;

И. Г. Смирнову – ВНИИЭФ;

Г. С. Стародубцеву – ПО “Маяк”;

А. П. Суслову – ПО “Маяк”;

В. А. Терехину – ВНИИТФ;

А. Г. Устюгову – НЗХК;

С. В. Воронцову – ВНИИЭФ;

Исао Такешита – JAERI (Исследовательский институт атомной энергии, Япония).

Американские авторы благодарны каждому из вышеперечисленных лиц за ответы на бесчисленные вопросы, в том числе по телефону, на которые специалисты в России отвечали поздней ночью из дома для того, чтобы в разгар рабочего дня могло состояться совещание в Лос-Аламосе. В частности, мы признательны Игорю Смирнову, Сергею Воронцову, Михаилу Кувшинову и Владимиру Терехину за то, что они в течение трех часов выносили “допрос”, проходивший однажды ночью в Лос-Аламосе в доме у одного из американских авторов. В другом случае после такого же вечера вопросов и ответов Геннадий Стародубцев согласился вернуться еще раз спустя два вечера для того, чтобы провести еще одну четырехчасовую сессию. Эти вечерние заседания происходили в Лос-Аламосе после целого рабочего дня. Геннадием Стародубцевым двигало личное желание содействовать тому, чтобы семь аварий, имевших место на ПО “Маяк”, получили точное и полное освещение.

Барбара Д. Хендерсон сыграла во многих отношениях ключевую административную роль, позволившую успешно продвигать весь проект. Она была поглощена работой над проектом, начиная от того момента, когда он еще представлял собой лишь неясно определенную цель, и до получения конечного продукта, т. е. в течение восьми лет.

Чарльз Т. Ромбо помогал в работе над проектом в течение более двух лет. Он обеспечивал непрерывную передачу информации, текста, рисунков и фотографий, как на английском, так и на русском языках, помимо того, что он готовил электронные файлы со всеми промежуточными черновиками и набросками.

Нелли Шаховская-Шропшир и Ольга Виддо обеспечивали переводческими услугами многочисленные совещания, телефонные переговоры, передачу сообщений по электронной почте, работу с промежуточными черновыми вариантами.

Хью Ч. Пакстон в очередной раз, в своем преклонном возрасте (91 год), дал глубокие и наводящие на размышление комментарии по техническому содержанию документа. Кроме того, он представил свои обстоятельные редакторские замечания.

Дэвид Р. Смит сделал ценные замечания по черновым вариантам, особенно в отношении тех уроков, которые были извлечены из происшедших аварий.

Вильям Р. Страттон сделал ценные замечания по ранним вариантам отчета.

Том Джонс оказался незаменимым помощником в выработке большей части схем, приведенных в Части I и в Приложении В, в условиях достаточно жестких ограничений во времени.

Джерри Маккэйми из Министерства энергетики и Чак Нильсен из Комиссии по ядерному регулированию США сыграли важную роль в осознании ценности проекта, а также в его финансовом обеспечении. Они оба также продемонстрировали редкий в наши дни талант тем, что не старались управлять проектом на микроуровне, за что авторы им благодарны.



# Содержание

Предисловие к изданию на русском языке .....	v
Предисловие.....	vii
Введение.....	ix
Благодарности.....	xi
Содержание.....	xiii
Рисунки .....	xvii
Таблицы .....	xxi
Реферат.....	1
Введение.....	1
I. Промышленные аварии.....	3
A. Описание аварий.....	4
1. ПО «Маяк», г. Озерск, 15 марта 1953 г. ....	9
2. ПО «Маяк», г. Озерск, 21 апреля 1957 г.....	12
3. ПО «Маяк», г. Озерск, 2 января 1958 г.....	15
4. Радиохимический завод Y-12, Окридж, 16 июня 1958 г.....	17
5. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 30 декабря 1958 г. ....	21
6. Радиохимический завод, шт. Айдахо, 16 октября 1959 г.....	24
7. ПО «Маяк», г. Озерск, 5 декабря 1960 г.....	25
8. Радиохимический завод, шт. Айдахо, 25 января 1961 г.....	30
9. Сибирский химический комбинат (СХК), Завод разделения изотопов, г. Северск, 14 июля 1961 г. ....	31
10. Завод в Ханфорде, шт. Вашингтон, 7 апреля 1962 г. ....	35
11. ПО «Маяк», г. Озерск, 7 сентября 1962 г. ....	36
12. Сибирский химический комбинат, г. Северск, Химико-металлургический завод, 30 января 1963 г.....	39
13. Сибирский химический комбинат, г. Северск, 2 декабря 1963 г.....	41
14. Завод по химпереработке топлива компании «Юнайтед Нюклеар Фьюелз», шт. Род-Айленд, 24 июля 1964 г.....	43
15. Машиностроительный завод, г. Электросталь, 3 ноября 1965 г.....	45
16. ПО «Маяк», г. Озерск, 16 декабря 1965 г.....	48
17. ПО «Маяк», г. Озерск, 10 декабря 1968 г.....	52
18. Завод в Виндскэйле, Великобритания, 24 августа 1970 г. ....	56
19. Радиохимический завод, шт. Айдахо, 17 октября 1978 г.....	58
20. Сибирский химический комбинат, г. Северск, 13 декабря 1978 г.....	62
21. Новосибирский завод химических концентратов, 15 мая 1997 г.....	66
22. Завод по изготовлению топлива компании JCO, г. Токай-мура, 30 сентября 1999 г.....	70

<b>В. Физические и нейтронные характеристики аварий с возникновением СЦР на технологических установках</b> .....	76
Восстановление картины аварии.....	76
Геометрия.....	76
Материал.....	78
Обсуждение.....	79
Выводы.....	81
Выход числа делений.....	82
<b>С. Результаты наблюдений и уроки, извлеченные из производственных аварий с возникновением СЦР</b> .....	85
Результаты наблюдений.....	86
Извлеченные уроки.....	87
Уроки, важные для работы.....	87
Уроки, важные для вопросов руководства, управления и регулирования.....	89
Выводы.....	90
<b>II. Аварии при экспериментах с реакторами и при критических экспериментах</b> .....	91
<b>А. Системы растворов делящихся материалов</b> .....	94
1. Лос-Аламосская национальная лаборатория, декабрь 1949 г. ....	94
2. Завод в Ханфорде, шт. Вашингтон, 16 ноября 1951 г. ....	95
3. Окриджская национальная лаборатория, 26 мая 1954 г. ....	95
4. Окриджская национальная лаборатория, 1 февраля 1956 г. ....	97
5. Окриджская национальная лаборатория, 30 января 1968 г. ....	98
<b>В. Металлические сборки с отражателями и без отражателей</b> .....	99
1. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 21 августа 1945 г. ....	99
2. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 21 мая 1946 г. ....	99
3. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 1 февраля 1951 г. ....	102
4. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 18 апреля 1952 г. ....	104
5. ВНИИЭФ, г. Саров (Арзамас-16), 9 апреля 1953 г. ....	104
6. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 3 февраля 1954 г. ....	107
7. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 12 февраля 1957 г. ....	107
8. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 17 июня 1960 г. ....	111
9. Окриджская национальная лаборатория, 10 ноября 1961 г. ....	112
10. ВНИИЭФ, г. Саров (Арзамас-16), 11 марта 1963 г. ....	112
11. Ливерморская лаборатория им. Лоуренса, 26 марта 1963 г. ....	115
12. Ракетный полигон Уайт Сэндз, 28 мая 1965 г. ....	116
13. Челябинск-70, 5 апреля 1968 г. ....	117
14. Испытательный полигон Абердин, шт. Мериленд, 6 сентября 1968 г. ....	120
15. ВНИИЭФ, г. Саров (Арзамас-16), 17 июня 1997 г. ....	120
<b>С. Системы с металлическим или оксидным топливом с замедлителем</b> .....	125
1. Лос-Аламос, шт. Нью Мексико, 6 июня 1945 г. ....	125
2. Лаборатория Чок-Ривер, конец 40-х – начало 50-х годов. ....	126
3. Аргоннская национальная лаборатория, 2 июня 1952 г. ....	126
4. Лаборатория Чок-Ривер, компания «Атомик Энерджи оф Канада Лимитед», 12 декабря 1952 г. ....	127

5. Национальная станция испытания ядерных реакторов, Айдахо, 22 июля 1954 г. ....	128
6. Институт Бориса Кидрича, Югославия, 15 октября 1958 г. ....	129
7. Центр ядерных исследований в Сакле, Франция, 15 марта 1960 г. ....	130
8. Национальная станция испытания ядерных реакторов, шт. Айдахо, 3 января 1961 г. ....	130
9. Национальная станция испытания ядерных реакторов, шт. Айдахо 5 ноября 1962 г. ....	131
10. Мол, Бельгия, 30 декабря 1965 г. ....	132
11. Российский научный центр "Курчатовский институт", г. Москва, 15 февраля 1971 г. ....	133
12. Российский научный центр "Курчатовский институт", г. Москва, 26 мая 1971 г. ....	136
<b>D. Смешанные системы</b> .....	140
1. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 11 февраля 1945 г. ....	140
2. Национальная станция испытания ядерных реакторов, шт. Айдахо, 29 ноября 1955 г. ....	140
3. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 3 июля 1956 г. ....	141
4. Национальная станция испытания ядерных реакторов, шт. Айдахо, 18 ноября 1958 г. ....	142
5. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 11 декабря 1962 г. ....	143
<b>III. Самоподдерживающаяся цепная реакция и механизмы гашения</b> .....	144
<b>Литература</b> .....	150
<b>Приложение А. Глоссарий терминов по авариям с возникновением СЦР</b> .....	A-1
<b>Приложение В. Схемы оборудования, табулированные физические данные и данные о выходе числа делений для 22 технологических аварий</b> .....	B-1



# Рисунки

1. Хронология промышленных ядерных аварий. ....	3
2. Карта Российской Федерации с указанием мест расположения предприятий, на которых произошли аварии в ходе производственных процессов; показаны столица страны (г. Москва) и г. Обнинск, где находится Физико-энергетический институт.....	5
3. Карта Соединенных Штатов с указанием мест расположения предприятий, на которых произошли аварии в ходе производственных процессов; показана столица страны (г. Вашингтон).....	6
4. Карта Великобритании с указанием места расположения предприятия, на котором произошла авария в промышленности; показана столица страны (г. Лондон).....	7
5. Карта Японии с указанием места расположения предприятия, на котором произошла авария в промышленности; показана столица страны (г. Токио).....	8
6. Схема расположения контейнеров и оборудования на участке.....	9
7. Схема расположения оборудования для оксалатного осаждения и процесса фильтрации. ....	13
8. Схема расположения экспериментального оборудования. ....	16
9. Упрощенная схема емкостей и трубопроводов, расположенных в крыле С-1.....	18
10. Барабан, в котором в 1958 году произошла авария на заводе Y-12. ....	20
11. Конфигурация раствора и органики в емкости перед аварией.....	22
12. Емкость, в которой в 1958 году на площадке в Лос-Аламосе произошла авария с возникновением СЦР. ....	23
13. Схема размещения оборудования в камере № 10. ....	26
14. Схема КИУ-6. ....	31
15. Вакуумный насос ВН-6 (размеры приведены в мм). ....	32
16. Бак масляного насоса (размеры приведены в мм). ....	34
17. Схема оборудования камеры. ....	38
18. Аппаратурная схема установки. Цифрами обозначены: 61-А и 61-В – реакторы-растворители, 62-А и 62-В – промежуточные напорные емкости, 63 - нутч-фильтр, 64-А и 64-В – сборники растворов урана.....	40
19. Схематическое изображение раствора и органической фазы в ловушках. ....	42
20. Схема установки для производства оксида урана из $UF_6$ и ее вакуумной системы....	46
21. Схема химико-металлургического цеха.....	49
22. Схема размещения оборудования в камере.....	50
23. Схема установки (вид сверху). ....	52
24. Схема установки (фронтальный вид). ....	53
25. Технологическое оборудование, вовлеченное в аварию. ....	56

26. Конфигурация раствора при его передаче, полученная с помощью прозрачного макета передаточной емкости. Конфигурация во время аварии изображена на рисунке 26, В. ....	57
27. Оборудование первого цикла экстракции. Авария произошла в нижней разделительной секции колонны Н-100. ....	60
28. Контейнер. ....	62
29. Схема установки 13. ....	63
30. Регламентный порядок передачи слитков с установки 13 и на нее. ....	64
31. Фактический порядок передачи слитков с установки 13 и на нее в день аварии. Сплошными линиями показаны действия оператора С, а пунктирными – действия оператора Б. ....	65
32. Принципиальная схема узла травления. ....	67
33. Последовательность и длительность срабатывания аварийной сигнализации. ....	69
34. Разрешенная и реализованная технологии. ....	71
35. Реактор-осадитель, в котором произошла авария. ....	74
36. Отношение критической массы растворов $U(93\%)O_2F_2$ в цилиндре к их критической массе в сфере (без отражателя и с водяным отражателем) в зависимости от отношения высоты цилиндра к его диаметру. ....	79
37. Критические массы гомогенных сфер. ....	80
38. Критические массы сфер $U(93\%)$ , $U(30.3\%)$ , $U(5.0\%)$ , $U(3.0\%)$ и $U(2.0\%)$ с водяным отражателем и водородным замедлителем. Аварии показаны кружками с номерами. ....	81
39. Критические массы гомогенных плутониевых сфер с водяным замедлителем. Точки между кривыми относятся к раствору $Pu(NO_3)_4$ с избыточным содержанием $HNO_3$ с концентрацией 1 моль/л и содержанием $^{240}Pu$ , равным 3,1%, в системе с водяным отражателем. Аварии показаны кружками с номерами. ....	82
40. Схема сборки с урановым раствором в Окриджской национальной лаборатории с указанием нормального и смещенного положений центрального поглощающего цилиндра. ....	96
41. Сфера из плутония с частичным отражателем из карбида вольфрама. ....	100
42. Конфигурация отражателя из бериллиевых оболочек до аварии, произошедшей 21 мая 1945 г. ....	101
43. Расчетные значения мощности энерговыделения для плутониевой сферы массой 6,2 кг. ....	101
44. Расчетные значения энерговыхода для плутониевой сферы массой 6,2 кг. ....	102
45. Установка, использовавшаяся в Лос-Аламосской национальной лаборатории при измерении критических расстояний между взаимодействующими частями сборки. ....	103
46. Схема опыта с исследуемой РС на стенде ФКБН. ....	105
47. Планировка здания Б. ....	106

48. Критсборка «Леди Годива» в Лос-Аламосской национальной лаборатории (сфера из обогащенного урана без отражателя) в заглушенном состоянии. ....	109
49. Критсборка «Леди Годива» после аварии 3 февраля 1954 г. ....	110
50. Регулирующий стержень для импульсного ввода реактивности и несколько секций критсборки «Леди Годива». На деталях видны следы окисления и деформации поверхности в результате второй аварии 12 февраля 1957 г. ....	111
51. Схема эксперимента с исследуемой РС на стенде МСКС. ....	113
52. Планировка здания Б. ....	114
53. Схематическое изображение приблизительной конфигурации сборочного механизма вертикального подъема и активной зоны ФКБН во время аварии. Схема приведена не в масштабе. ....	118
54. Планировка здания установки ФКБН-2М. ....	121
55. Схема стенда ФКБН-2М. ....	122
56. Схема аварийной сборки. ....	123
57. Зависимость мощности аварийной сборки от времени. (Соответствующие расчеты были выполнены В. Ф. Колесовым и В. Х. Хоружим.) ....	124
58. Отделение основной части РС от нижней оболочки медного отражателя. ....	124
59. Взрыв, разрушивший реактор «БОРАКС-I» 22 июля 1954 г. ....	129
60. Помещение стенда, где произошла авария 15 февраля 1971 г. ....	135
61. Макет конфигурации установки во время аварии, случившейся 26 мая 1971 г. ....	138
62. Сборка «Ханикоум», ЛАНЛ. Подвижная секция (справа) находится в отодвинутом положении, и алюминиевая матрица загружена частично. ....	142
63. Модель генерации мощности и энергии в зависимости от времени. Введенная реактивность $1,2 \beta$ . Время жизни нейтронов $10^{-8}$ , $10^{-6}$ и $10^{-4}$ с. Нижний график показывает зависимость реактивности от времени. ....	146
64. Модель генерации мощности в зависимости от времени. Введенная реактивность $1,0 \beta$ . Время жизни нейтронов $10^{-8}$ , $10^{-6}$ и $10^{-4}$ с. Нижний график показывает зависимость реактивности от времени. ....	147





# Таблицы

1. Содержание плутония в контейнерах 1-7 по данным оперативного учета .....	10
2. Ожидаемые значения содержимого контейнера № 18 после передачи растворов....	10
3. Реальное содержимое контейнера № 18 во время аварии .....	11
4. Параметры емкостей, вовлеченных в аварию.....	27
5. Последовательность формирования партий, приведшая к превышению загрузки в реакторе Р0 в камере № 9.....	29
6. Результаты анализа аварийного раствора из бутылей .....	29
7. Результаты измерения мощности дозы гамма-излучения .....	35
8. Характеристики первых трех пиков.....	70
9. Воссоздание аварийной геометрии и конфигурации материала.....	77
10. Энерговыделение при аварии.....	84
11. Аварии при экспериментах с реакторами и при критических экспериментах .....	91
12. Шаги расстановки твэлов и соответствующее критическое количество твэлов.....	136



# Обзор ядерных аварий с возникновением СЦР

## Реферат

Обсуждаются ядерные аварии с возникновением самоподдерживающейся цепной реакции (СЦР) и характеристики разгона на мгновенных нейтронах на критических сборках. Рассмотрено 60 аварий на различного типа оборудовании и установках. Приводятся детали, позволяющие читателю понять физическую картину, химические процессы во время аварии, а также предоставляется информация об административной обстановке на промежутке времени, предшествующем возникновению аварии, в тех случаях, когда она доступна. Приводится картина изменения мощности во времени, приводятся данные об энерговыделении, последствиях и причинах аварии. Для описания тех аварийных ситуаций, которые возникли на промышленных предприятиях, в настоящую версию были включены два новых раздела. В первом из них содержится анализ и выводы о физических и ядерно-физических свойствах систем, в которых происходила цепная реакция. Во втором обобщаются наблюдения и обсуждаются извлеченные уроки. Обсуждение случаев резкого превышения мощности крупных энергетических реакторов не включено в данный отчет.

---

## Введение

Данная редакция *Обзора ядерных аварий с возникновением СЦР*<sup>1,2</sup> существенно расширена по сравнению с предыдущими изданиями: в нее включены описания аварии, произошедшей в Японии, и 19 аварий, произошедших в России. В первых двух частях настоящего отчета описываются 60 ядерных аварий с возникновением СЦР. Они подразделяются на две категории: аварии, которые произошли на промышленных предприятиях (22) и поэтому были неожиданными, и те аварии, которые имели место во время критических экспериментов или операций на исследовательских сборках.

Выделение данных категорий основывается на следующих соображениях. Перерабатывающие предприятия, выполняющие операции с делящимися материалами, используют для предотвращения аварий различные технические средства и административные меры. Такие средства направлены на то, чтобы полностью исключить возможность появления на установке ситуаций, приводящих к возникновению СЦР, или систем, близких к критичности. Среди персонала таких предприятий обычно не бывает специалистов, глубоко знающих физику, связанную с критичностью систем с делящимися материалами. Тем не менее, при нормальных условиях персонал может находиться близко (буквально на расстоянии вытянутой руки) от места потенциально возможной аварии. В противоположность этому, на исследовательских реакторах или экспериментальных критических сборках преднамеренно планируются и достигаются критические или близкие к критичности состояния. Оперативный персонал таких установок обычно состоит из специалистов по физике СЦР. Хотя эти люди непосредственно выполняют операции с делящимися веществами при тех же ограничениях, что и на перерабатывающих предприятиях, заранее планируемые критические или околокритические состояния системы достигаются при наличии биологической защиты и дистанционного управления.

В большинстве случаев описания аварий на российских объектах оказываются более пространными, чем описания событий, которые произошли в других странах. Эта особенность объясняется тем, что отсутствуют общедоступные источники с описанием аварийных ситуаций в России, на которые можно сослаться. Другими словами, описательная информация, содержащаяся в настоящем отчете – это вся информация, которая действительно доступна в отношении данных аварий. Она была тщательно собрана как из оригинальных российских источников, так и из обсуждений, проводившихся с людьми, которые располагают личными знаниями об этих авариях. За исключением добавленных описаний шести аварий, имевших место в России во время критических экспериментов, часть II настоящего отчета практически не претерпела изменений по сравнению со вторым изданием.

Поскольку настоящее издание планировалось выпустить на английском и русском языках, необходимо было принять решения в отношении используемых единиц измерения и терминологии, особенно в английском издании отчета. Мы попытались придерживаться общепотребительной международной терминологии и системы единиц. Однако с целью соблюдения исторической точности в описаниях местами сохранены те единицы измерения, которые были использованы в оригинальных документах. Так же точно мы старались выбирать понятную терминологию и избегали использовать термины, узко специфичные для данного предприятия или отрасли. Поэтому в тексте применялись термины, наиболее доступные широкому кругу читателей.

В части III по тексту первой версии отчета воспроизводится краткое обсуждение методов анализа и механизмов гашения цепной реакции. Два Приложения также впервые включены в данную редакцию отчета. В помощь читателям в Приложении А воспроизводится Глоссарий терминов по ядерной критичности<sup>3</sup> (LA-11627-MS), дополненный одним определением. В Приложении В приведены схемы технологических аппаратов, в которых возникли аварии, а также приведены в виде таблиц обобщенные параметры систем (масса, объем и т. д.).

Упор в настоящей редакции отчета делался на три момента. Во-первых, это описание одной аварии в Японии и 19 аварий в России. Четырнадцать из них имели место на промышленных предприятиях, а шесть произошли во время критических экспериментов или при управлении исследовательскими сборками. Вторая цель данной работы состояла в том, чтобы тщательно рассмотреть восемь аварий, уже описанных в первой редакции данного документа и приведенных в первой редакции ссылках. Это привело к внесению некоторых технических поправок и к уточнению описания технологических процессов для лучшего понимания широкой аудиторией читателей, которую такой отчет привлекал в течение ряда лет. В-третьих, включены два типа анализа 22 аварийных ситуаций, возникших при производственных процессах. Это (1) анализ физических и нейтронных характеристик с упором на понимание систематических черт процессов и (2) результаты и анализ уроков, извлеченных из этих аварий.

# I. Промышленные аварии

Дается описание 22 аварий с возникновением СЦР, произошедших при проведении производственных процессов. Описание каждой из аварий с приложением схем и фотографий, если они имеются в наличии, занимает от одной до нескольких страниц. Эти аварии имеют непосредственное отношение к вопросам ядерной безопасности *производственных процессов*. Во всех случаях уровень детализации достаточен для понимания конкретных физических условий. Представлены нейтронные, физические, радиологические и медико-биологические последствия аварий. Включено описание причин тех аварий, для которых соответствующая информация сообщалась в первоначальной документации или могла быть получена от тех, кто располагает непосредственными знаниями о ней.

Два новых раздела были добавлены в качестве приложений к части I данной версии отчета. В первом приводятся результаты упрощенного воссоздания физических и ядерно-физических аспектов каждой из аварий. Воссозданные условия сравниваются с известными условиями достижения критичности. В дополнение, приводится обсуждение энерговыделения как в результате первого всплеска мощности, так и за все время существования критичности в сравнении с аналогичными величинами, которые можно оценить на основании данных экспериментов SILENE<sup>4</sup>, CRAC<sup>5</sup> и KEWB<sup>6</sup>. Раздел дополняется Приложением В, содержащим схемы аппаратов, в которых происходили описываемые 22 аварии, и таблицы, показывающие значения параметров (массу делящегося вещества, объем и т. д.), использованных при упрощенном воссоздании условий аварий.

Во втором из новых разделов представлены результаты и уроки, извлеченные из подробного обзора всех рассмотренных аварий. Этот процесс был неизбежно субъективным, поскольку во многих рассмотренных случаях очевидную роль играли действия оператора, непосредственно связанные с аварийной ситуацией, при этом очень редко сообщалось о том, что думал в это время оператор. Такое обобщение извлеченных уроков может быть полезным при обучении. Оно может также помочь персоналу, предоставляя ему информацию об основных факторах риска, помогая, таким образом, снизить риск и предотвратить возникновение аварийных ситуаций.

Хронология аварий, произошедших на промышленных предприятиях, приведена на рисунке 1.

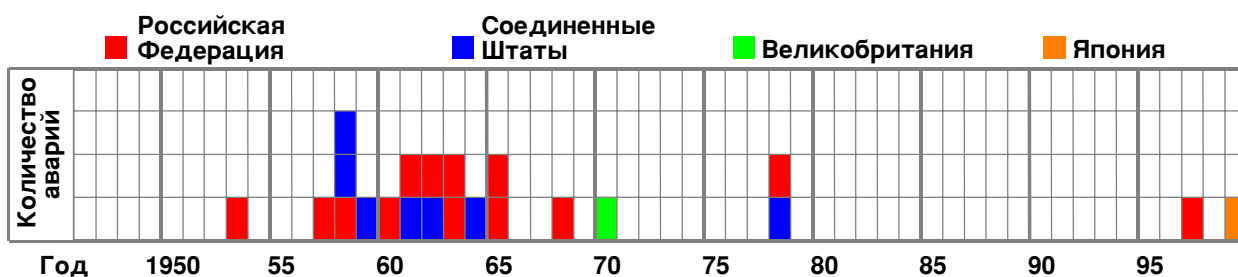


Рисунок 1. Хронология промышленных ядерных аварий.

Ниже перечислены существенные особенности этих 22 аварий.

- 21 авария произошла с делящимися веществами в виде растворов или суспензий.
- Одна авария произошла с изделиями в виде металлических слитков.
- Ни одной аварии не произошло с порошками.
- 18 аварий имели место при ручных операциях в отсутствие биологической защиты.
- Имели место 9 смертельных исходов.

- У троих выживших после аварий были ампутированы конечности.
- Не было ни одной аварии при транспортировке.
- Не было ни одной аварии при хранении материалов.
- Не было повреждений оборудования.
- В результате только одной из аварий имело место поддающееся измерению загрязнение продуктами деления (слегка превышающее естественные уровни) за пределами производственных площадок.
- В результате только одной из аварий произошло не особенно большое (значительно ниже допустимой нормы годового облучения персонала) облучение людей, не работающих на предприятии.

## **A. Описание аварий**

В данном отчете 22 аварии описаны в хронологическом порядке независимо от того, в какой стране они произошли. Рисунки 2, 3, 4 и 5 приведены для того, чтобы сориентировать читателя по поводу мест расположения объектов соответственно в Российской Федерации, Соединенных Штатах, Великобритании и Японии, где произошли эти аварии. Указаны столицы государств, а также показано расположение г. Обнинска, где в Физико-энергетическом институте работают российские авторы данного отчета. В состав ФЭИ также входит Отдел ядерной безопасности, осуществляющий надзор за четырьмя производственными предприятиями (г.г. Озерск, Северск, Электросталь и Новосибирск), где имели место аварии при производственных процессах.



Рисунок 2. Карта Российской Федерации с указанием мест расположения предприятий, на которых произошли аварии в ходе производственных процессов; показаны столица страны (г. Москва) и г. Обнинск, где находится Физико-энергетический институт.

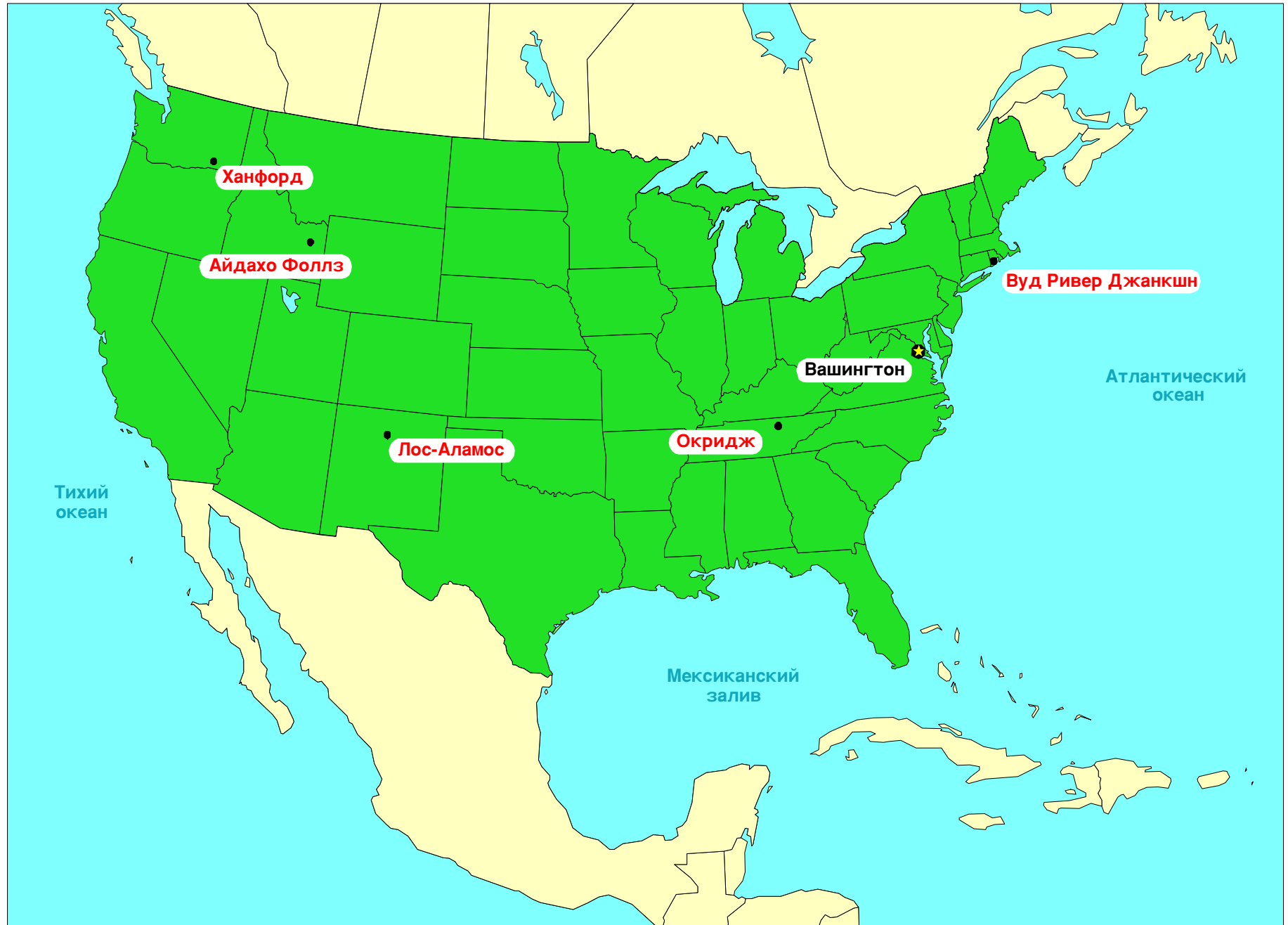


Рисунок 3. Карта Соединенных Штатов с указанием мест расположения предприятий, на которых произошли аварии в ходе производственных процессов; показана столица страны (г. Вашингтон).



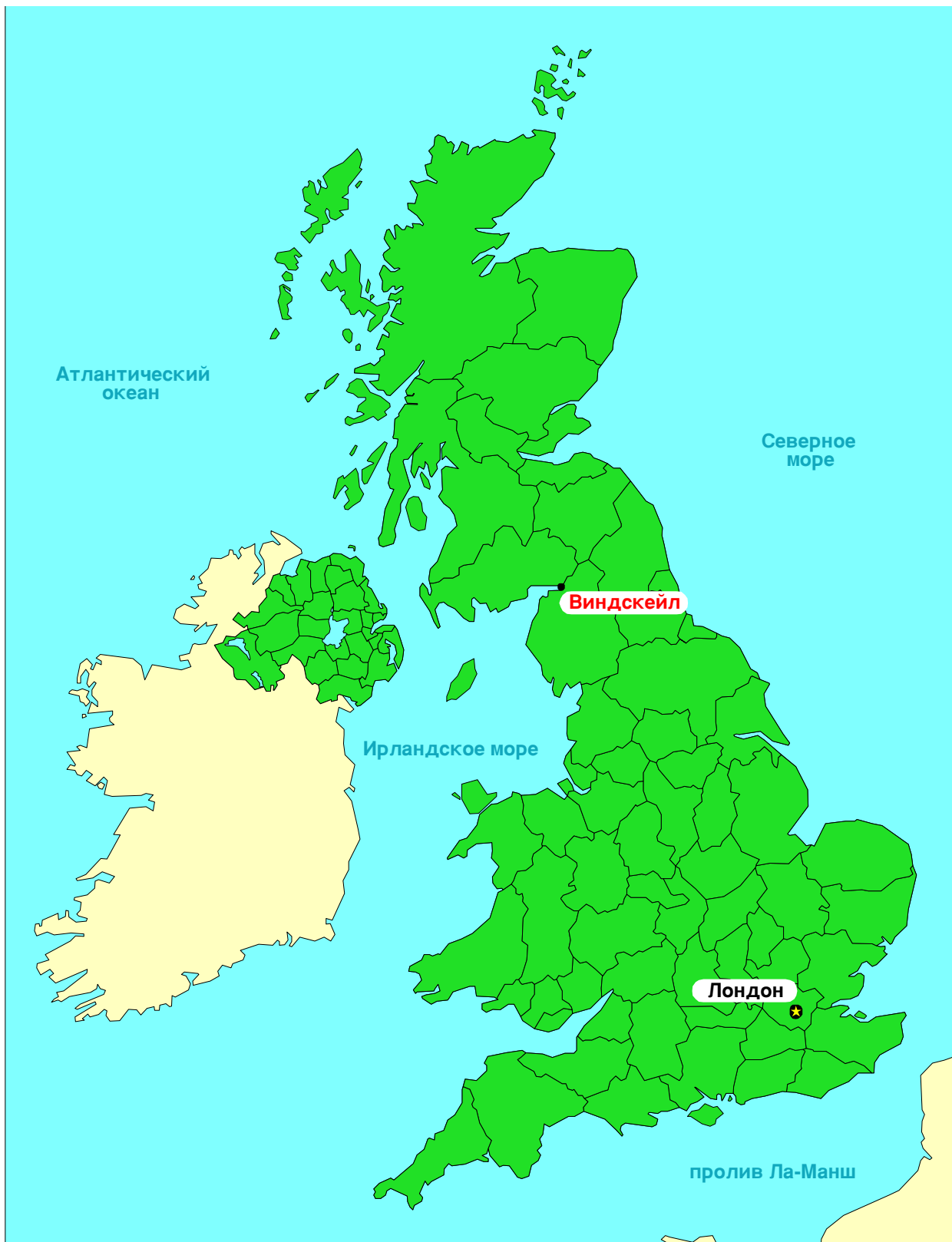


Рисунок 4. Карта Великобритании с указанием места расположения предприятия, на котором произошла авария в промышленности; показана столица страны (г. Лондон).



Рисунок 5. Карта Японии с указанием места расположения предприятия, на котором произошла авария в промышленности; показана столица страны (г. Токио).

## 1. ПО «Маяк», г. Озерск, 15 марта 1953 г.

*Раствор нитрата плутония в контейнере для временного хранения; одна вспышка; один оператор перенес острую лучевую болезнь, другой серьезно переоблучился.*

Авария произошла в здании, где перерабатывались растворы плутония. Бетонный каньон был сооружен в мае 1952 года и был оборудован для приема по коммуникациям азотнокислых растворов плутония. Растворы плутония получались после растворения облученных блоков из природного урана и операций очистки плутония от примесей. Работы проводились в 4 смены по 6 часов каждая. Каньон не был оснащен приборами непрерывного контроля радиационной обстановки и аварийной сигнализации. Оборудование каньона предназначалось для смешивания растворов, измерения их объемов, взятия проб на анализ концентрации плутония, временного хранения и передачи растворов для дальнейшего использования. Плутониевые растворы, которые не удовлетворяли требованиям по чистоте, возвращались на переочистку.

На рисунке 6 показана схема каньона с прилегающими к нему коридором и помещениями.

На участке использовалось 15 цилиндрических контейнеров из нержавеющей стали, каждый из которых имел свой учетный номер. Контейнеры имели диаметр 400 мм и высоту 320 мм и располагались вертикально.

Ядерная безопасность обеспечивалась ограничением массы плутония в контейнере (не более 500 граммов). Операторы не проходили обучения по ядерной безопасности.

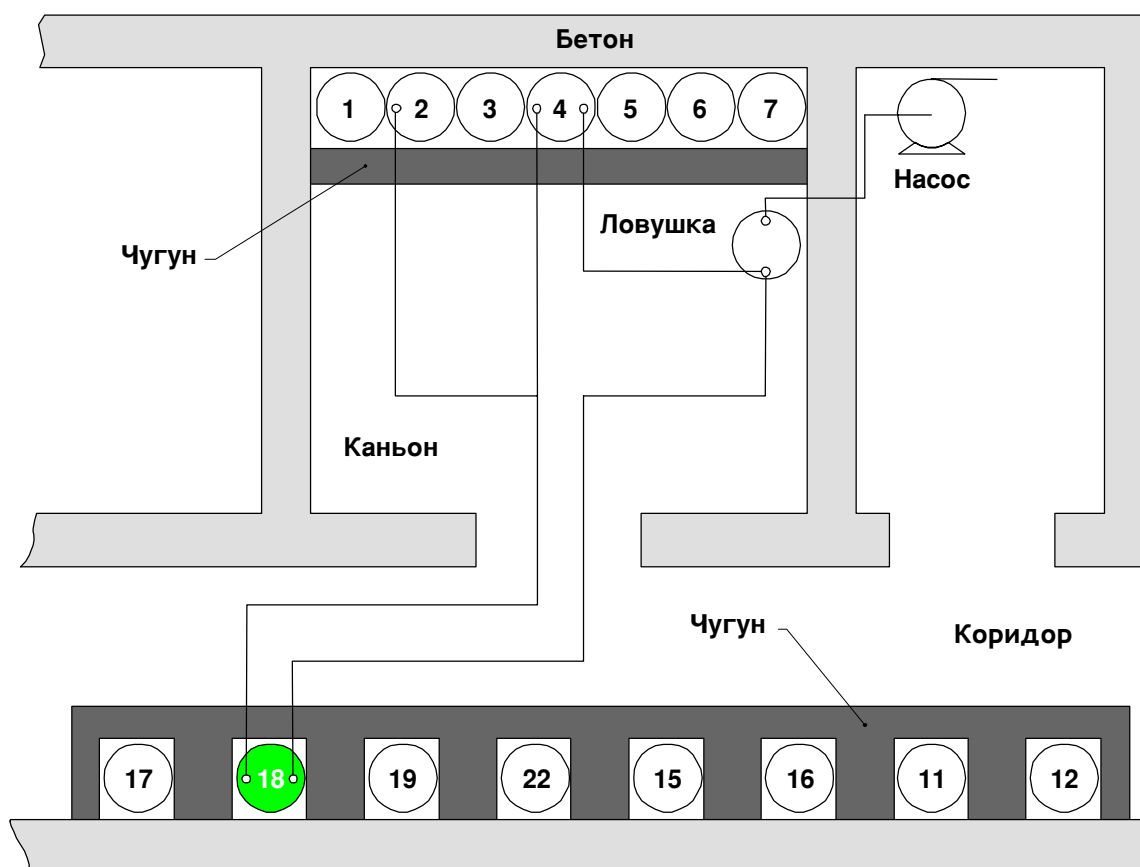


Рисунок 6. Схема расположения контейнеров и оборудования на участке.

На рисунках, относящихся к 22 промышленным авариям, зеленым цветом обозначен содержащий плутоний делящийся материал, с которым произошла авария.

Контейнеры располагались в два ряда. Вдоль стены каньона были установлены в один ряд 7 контейнеров. Емкость каждого из них составляла 40 литров. Эти контейнеры были установлены в мае 1952 года, и к ним была подведена стационарная линия подачи растворов.

Каньон имел размеры 3 × 2 метра и высоту 2,5 метра. Верх контейнеров был не выше 1 метра от пола. Для радиационной защиты персонала от нейтронного и  $\gamma$ -излучения была сооружена чугунная стена толщиной 0,2 м с верхним перекрытием также из чугуна толщиной 0,125 м. В верхней чугунной плите были предусмотрены отверстия для вывода штуцеров шлангов. Между контейнерами были установлены вертикально кадмиевые пластины.

В технологических инструкциях имелось указание о том, что с целью снижения нейтронного взаимодействия между контейнерами, контейнеры № 2, 4, 6 не должны были использоваться.

В связи с тем, что от промывки оборудования образовывались некондиционные растворы плутония, объем семи контейнеров в каньоне оказался недостаточным. Поэтому в коридоре между каньоном и бетонной стеной здания были установлены 8 аналогичных контейнеров за чугунной защитой толщиной 0,175 м, которая закрывала контейнеры с 4 сторон, а две оставшиеся стороны примыкали к стене и полу. В эти контейнеры растворы передавали по длинным, до 7 метров, резиновым шлангам, используя единственную вакуумную ловушку, находящуюся в каньоне. Ловушка была изготовлена из стекла, что делало возможным визуальный контроль ее заполнения. Вакуумный насос располагался в соседнем помещении. Операции подсоединения шлангов выполнялись вручную.

Перед началом работы сменный персонал (2-3 человека) должен был знать результаты анализов растворов и иметь письменное разрешение на проведение операций с ними.

В воскресенье 15 марта 1953 года было необходимо принять продукцию от двух операций растворения облученных блоков и аффинажа плутония.

В таблице 1 приведено содержание плутония в семи контейнерах согласно записям в оперативном журнале до начала работ. Необходимо отметить, что в нарушение регламента в операциях использовались контейнеры 2 и 4, а также нарушалась установленная норма загрузки (500 граммов).

**Таблица 1. Содержание плутония в контейнерах 1-7 по данным оперативного учета**

Номер контейнера	Объем раствора, л	Масса плутония, г	Концентрация Pu, г/л
1	15,0	672,0	44,8
2	10,0	58,0	5,8
3	15,5	567,0	36,6
4	16,0	566,0	35,4
5	0,0	0,0	0,0
6	0,0	0,0	0,0
7	0,0	0,0	0,0
Всего	56,5	1863,0	

**Таблица 2. Ожидаемые значения содержимого контейнера № 18 после передачи растворов**

Номер контейнера	Объем раствора, л	Масса плутония, г	Концентрация Pu, г/л
18	26,0	624,0	23,8

Контейнеры № 5, 6, 7 были свободны.

Два оператора подготовили временную схему передачи растворов из контейнеров № 2 и № 4 (в каньоне) в контейнер № 18 (в коридоре). По данным оперативного учета, контейнер № 18 был пустым. Основываясь на данных таблицы 1 и на предположении, что

контейнер № 18 пуст, следовало ожидать, что объем раствора и концентрация плутония станут такими, как приведено в таблице 2.

Один оператор во время передачи находился рядом с контейнером № 18 и был защищен чугуном толщиной 0,175 метра, другой – в каньоне. После окончания операции передачи первый оператор отсоединил вакуумный шланг от штуцера контейнера № 18, увидел бурное выделение газа (пену), а также почувствовал (ощутил) руками, что температура раствора в контейнере значительно повысилась по сравнению с комнатной температурой. Оператор в каньоне заметил появление раствора в стеклянной ловушке. Оператор в коридоре немедленно подсоединил шланг к штуцеру и удерживал его руками короткое время. Оба оператора решили передать раствор из контейнера № 18 обратно в контейнер № 4. Раствор из контейнера № 18 был возвращен в контейнер № 4 и разбавлен водой и азотной кислотой для его охлаждения.

Выброс части раствора в ловушку во время вспышки объясняет, почему не произошло второй вспышки во время передачи.

Затем операторы разделили раствор из контейнера № 4 в контейнеры № 22 и № 12, стоящие в коридоре.

Оба оператора заметили попадание раствора в вакуумную ловушку, выполненную из прозрачного стекла. Этот факт, как и наблюдение газовыделения из открытого штуцера контейнера № 18 и нагрев раствора, явно свидетельствовал о возникновении критичности. Однако оба оператора не были подготовлены к действиям в такой аварийной обстановке, полагая, что нет опасности их здоровью и что возможно скрыть последствия своих действий. Они приняли в контейнер № 5 новую порцию растворов объемом 15,5 литров с массой плутония 0,614 кг согласно сменному заданию.

Расследование аварии началось через два дня, когда оператор, стоявший рядом с аварийным контейнером № 18, почувствовал резкое ухудшение здоровья и обратился в больницу. Наиболее важным результатом расследования было обнаружение несоответствия реального количества плутония в контейнере № 1 количеству, документированному ранее в журнале пооперационного учета. В контейнере № 1 оказалось 10 литров раствора с концентрацией плутония 44,8 г/л, а не 15 литров. Из опроса персонала не удалось установить кто, когда и куда передал из контейнера № 1 пять литров раствора с массой плутония 224 грамма. Путем сведения баланса плутония было оценено его количество в контейнере № 18 на момент возникновения аварии: объем 31 литр, концентрация плутония 27,4 г/л, масса  $848 \pm 45$  граммов. Эти значения практически точно соответствуют передачам растворов из контейнеров № 2 (10 литров, 58 г), № 4 (16 литров, 566 г) и № 1 (5 литров, 224 г) в контейнер № 18. Таким образом, неучтенная передача 5 литров раствора из контейнера № 1 явилась непосредственной причиной возникновения цепной реакции. В таблице 3 приведены объемы раствора и массы плутония, реально переданные в контейнер № 18.

**Таблица 3. Реальное содержимое контейнера № 18 во время аварии**

Номер контейнера, из которого передан раствор в контейнер 18	Объем раствора, л	Масса плутония, г	Концентрация Pu, г/л
1	5,0	224,0	44,8
2	10,0	58,0	5,8
4	16,0	566,0	35,4
Всего	31,0	848,0	27,4

Расследование аварии не выявило, кто сделал передачу и когда она была выполнена.

Во время расследования расчетные и экспериментальные исследования показали, что для достижения критичности необходимо было иметь 30 литров раствора, содержащего 825 граммов

плутония (27,5 г/л). Эти величины практически совпадают с оценкой содержимого контейнера № 18 во время аварии: 31 литр раствора, содержащего  $848 \pm 45$  граммов плутония (27,4 г/л).

Одной из причин аварии была неучтенная передача 5 литров раствора из контейнера № 1 в контейнер № 18.

Оценка полного числа делений была сделана, исходя из предположения об адиабатическом нагреве 31 литра раствора от 30 °С до 90 °С, что дает результат около  $2 \times 10^{17}$  делений. Вывод, что раствор нагрелся на 60 °С, был сделан на основании того, что раствор после аварии был близок к температуре кипения.

Оператор, стоявший за чугунной защитой около контейнера № 18, получил дозу до 1000 рад, перенес тяжелую форму лучевой болезни и ампутацию ног, но остался жив и умер через ~35 лет после аварии. Второй оператор был облучен дозой ~100 рад.

Физических повреждений оборудования не было.

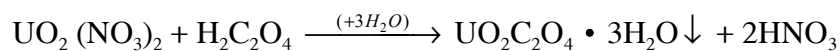
Требования регламента до аварии однозначно предписывали не принимать растворы в контейнеры 2, 4, 6. Присутствие растворов в контейнерах 2, 4 в начале смены перед аварией показывает, что это требование нарушалось. Данные таблицы 1 показывают, что и норма загрузки (500 граммов) также нарушалась.

## 2. ПО «Маяк», г. Озерск, 21 апреля 1957 г.

***Накопление осадка с высокообогащенным (90%) ураном в монжюсе опасной геометрии; один летальный исход, пятеро серьезно облученных.***

Эта авария произошла в одной из комнат большого производственного здания, в котором проводились различные операции с высокообогащенным ураном. Операции проводились в типичном в то время режиме шестичасовых смен, по четыре смены в сутки. В комнате находилось несколько камер на расстоянии до двух метров друг от друга, соединенных вакуумными линиями и линиями передачи растворов. Авария произошла в монжюсе камеры осаждения оксалата, входящей в технологическую линию по переработке отходов химико-металлургического процесса получения металлического урана, работающую в циклическом режиме.

Схема камеры и ее оборудования представлена на рисунке 7. Это типичная камера с двумя парами перчаток. Одна пара перчаток использовалась для работы в зоне реактора, вторая – в зоне нутч-фильтра. Обычный технологический процесс был следующим: получающиеся от операций по очистке металлического U(90%) азотнокислые растворы уранила с примесями вместе с щавелевой кислотой поступали в реактор, оснащенный механической мешалкой и внешней пароводяной рубашкой. Поступающий раствор обычно имел концентрацию 15-20 г/л. Для ускорения образования оксалатной суспензии и исключения ее осаждения на дно реактора мешалка работала непрерывно в ходе операции. Образование тригидрата оксалата уранила происходило по реакции

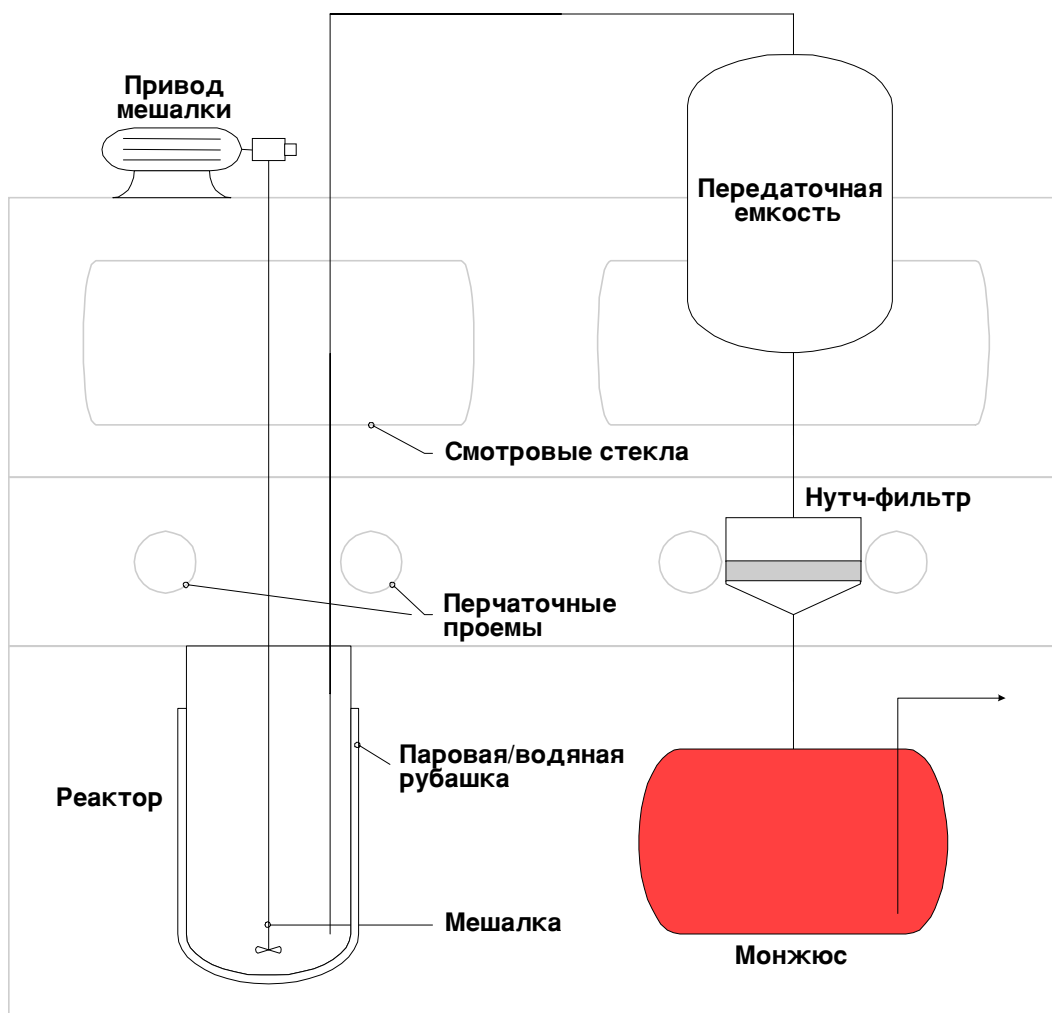


Затем суспензия оксалата уранила при помощи вакуума передавалась в передаточную емкость, а из нее самотеком стекала в нутч-фильтр. Урансодержащий осадок накапливался на фильтровальном полотне, и фильтрат вакуумом отсасывался через него и поступал в монжюс, в котором и произошла авария. Монжюс представлял собой горизонтальный цилиндрический сосуд диаметром 450 мм и длиной 650 мм с объемом около 100 литров. Как показано на рисунке, фильтрат откачивался через опущенную в раствор трубу и передавался в соседнюю камеру.

На заводе имелся технологический регламент, в котором были описаны, в том числе, технологические нормы на каждую операцию (объем, концентрация подаваемых растворов,

объемы реагентов, температура и длительность операций и пр.). Нормы загрузки, обеспечивающие ядерную безопасность, содержались в инструкциях по эксплуатации и памятках, прикрепленных к каждой из камер. Конкретные данные по каждой партии, такие как имя оператора, масса делящегося материала, температура и т. д., регистрировались в технологических картах, которые хранились месяц, после чего ключевые записи из них переносились в основные журналы смен, которые хранились год.

Оборудование камер проектировалось и устанавливалось на основе эксплуатационных соображений, поэтому многие элементы оборудования не имели безопасную, с точки зрения критичности, геометрию. Основным средством обеспечения безопасности в камере было ограничение массы делящегося материала в партии. Норма загрузки не превышала 800 граммов. Масса делящегося материала определялась по известным объему и концентрации нитрата уранила, и, по-видимому, имелась возможность контролировать ее относительно точно.



**Рисунок 7. Схема расположения оборудования для оксалатного осаждения и процесса фильтрации.**

Несмотря на то, что оператор следовал имеющимся правилам и соблюдал установленные параметры, несколько факторов повлияло на накопление урана в монжюсе в количестве, намного превышающем разрешенное.

■ На рисунках, относящихся к 22 промышленным авариям, красным цветом обозначен содержащий уран делящийся материал, с которым произошла авария.

- Одним из упомянутых факторов была температура осаждающегося раствора. При этом не было прибора точного контроля температуры, такого, например, как термомпара. Увеличение температуры контролировалось по времени нагревания, которое составляло обычно 10 минут, до кипения раствор не доводился. Кроме температуры, большое значение имела стехиометрия реагентов, тем не менее, щавелевая кислота отмерялась неточно. Таким образом, пропускаемый через нутч-фильтр маточный раствор, содержащий осадок, мог иметь повышенную температуру или кислотность, а следовательно, и большую концентрацию нитрата уранила, чем ожидалось. Когда этот раствор (теперь уже фильтрат) поступал в монжюс и охлаждался, происходило дополнительное осаждение тригидрата оксалата уранила на внутренних стенках бака.
- Предполагают, что небольшие визуально незаметные дефекты фильтровального полотна способствовали неожиданно высокой скорости накопления осадка в монжюсе. Согласно регламенту, фильтровальное полотно необходимо было заменять, когда возникали видимые дефекты или скорость фильтрования превышала норму.
- Правила эксплуатации предписывали измерения массы входящего и выходящего из камеры делящегося материала. Если разница не превышала 5%, в камеру можно было подавать следующую партию. Если разница превышала 5%, требовалось зачистить баки. Эксплуатационные инструкции предусматривали определенный график зачистки баков, однако специально не оговаривалось, сколько можно пропустить партий, если порог в 5% не превышался. К тому же не отслеживалось накопление делящихся материалов в оборудовании между зачистками.
- На установке отсутствовали приборы непрерывного контроля таких параметров процесса, как концентрация урана или накопление его в монжюсе.
- Последним же в ряду факторов, внесших вклад в никому неизвестное накопление осадка, было отсутствие смотрового люка на монжюсе.
- Явным и, возможно, главным фактором, вызвавшим аварию, было изменение процедуры зачистки. С целью минимизации облучения персонала в ходе периодических зачисток передаточной емкости и монжюса, требующих вскрытия, решили, что простой промывки будет достаточно. Авария произошла через два месяца после введения этого “новшества”.

В помещении, где располагались камеры, не было стационарных приборов непрерывного контроля радиационной обстановки, поэтому замеры гамма-фона в помещении производились только периодически с помощью портативных приборов. Перед аварией никакого превышения нормального радиационного фона отмечено не было.

Авария произошла при проведении, как предполагалось, обычной операции по вакуумному фильтрованию суспензии оксалата уранила. Через смотровое окно камеры аппаратчица увидела вспучивание фильтровального полотна, за которым последовало бурное газовыделение и выброс части осадка с фильтра на столешницу камеры. Аппаратчица инстинктивно вручную собрала выпавший осадок урана обратно на фильтр и приступила к отмывке (уборке) столешницы камеры. Вскоре она почувствовала ухудшение своего состояния. Эффект газовыделения в осадке продолжался около 10 минут и прекратился из-за выброса раствора из монжюса в вакуумную ловушку, установленную в соседней камере.

В то время в цехе еще не было аварийной сигнализации, которая могла бы предупредить персонал о том, что произошла ядерная авария. Вначале косвенные признаки – газовыделение в нутч-фильтре и резкое ухудшение самочувствия аппаратчицы и других работников – послужили причиной удаления персонала и вызова дозиметриста. Факт возникновения цепной реакции подтвердился, когда вызванный дозиметрист обнаружил интенсивное гамма-излучение из монжюса. Это было через пятнадцать-двадцать минут после аварии, и дозиметрист тут же скомандовал всем эвакуироваться из цеха в подземный тоннель.

Приблизительно через 5,5 часа на расстоянии 1,5 м от монжюса мощность экспозиционной дозы составила 18 Р/час. По оценкам, это значение мощности дозы соответствует полному числу делений за ядерную аварию около  $10^{17}$ . Через 17 часов после аварии была измерена



удельная активность  $^{24}\text{Na}$  в пробе крови аппаратчицы, которая составила 245 Бк/см<sup>3</sup>. Согласно полученным в то время результатам, поглощенная доза на все тело аппаратчицы составила около 3000 рад. Она скончалась через 12 дней после аварии.

Во время аварии в помещении на разных расстояниях от монжюса находились 5 человек. По оценкам, они получили дозы свыше 300 рад. Все они перенесли лучевую болезнь, но выздоровели.

Как показали результаты вскрытия оборудования в камере, его зачистки и измерения массы урана, масса отложений в монжюсе составила 3,06 кг по урану-235. Уран находился в двух формах: в форме довольно толстой корки – очевидно, результат длительного накопления – и в виде осадка, плотность которого уменьшалась с высотой. Механических повреждений резервуара не было, и помещение не было загрязнено, потому что камера сохранила герметичность.

Камера была демонтирована, после дезактивации и зачистки оборудования смонтирована вновь с обновленным оборудованием. Работа возобновилась через несколько дней. За это время на камере был установлен прибор контроля радиационной обстановки, пересмотрены технологические инструкции, проведено обучение персонала.

Эта авария привела к решению о проведении критических экспериментов в реальных заводских условиях для определения критических параметров сосудов, используемых в технологическом процессе. Следующая авария на ПО «Маяк» произошла на этом экспериментальном оборудовании.

### **3. ПО «Маяк», г. Озерск, 2 января 1958 г.**

*Раствор уранилнитрата, U(90%), в экспериментальной емкости; одна вспышка; три летальных исхода, один случай значительного облучения.*

Эта ядерная авария была уникальной, потому что она произошла на установке, которая использовалась для проведения внутризаводских критических экспериментов. Однако, в связи с тем, что она произошла после прекращения эксперимента во время передачи раствора с делящимся материалом в емкости безопасной геометрии, ее классифицировали как производственную ядерную аварию.

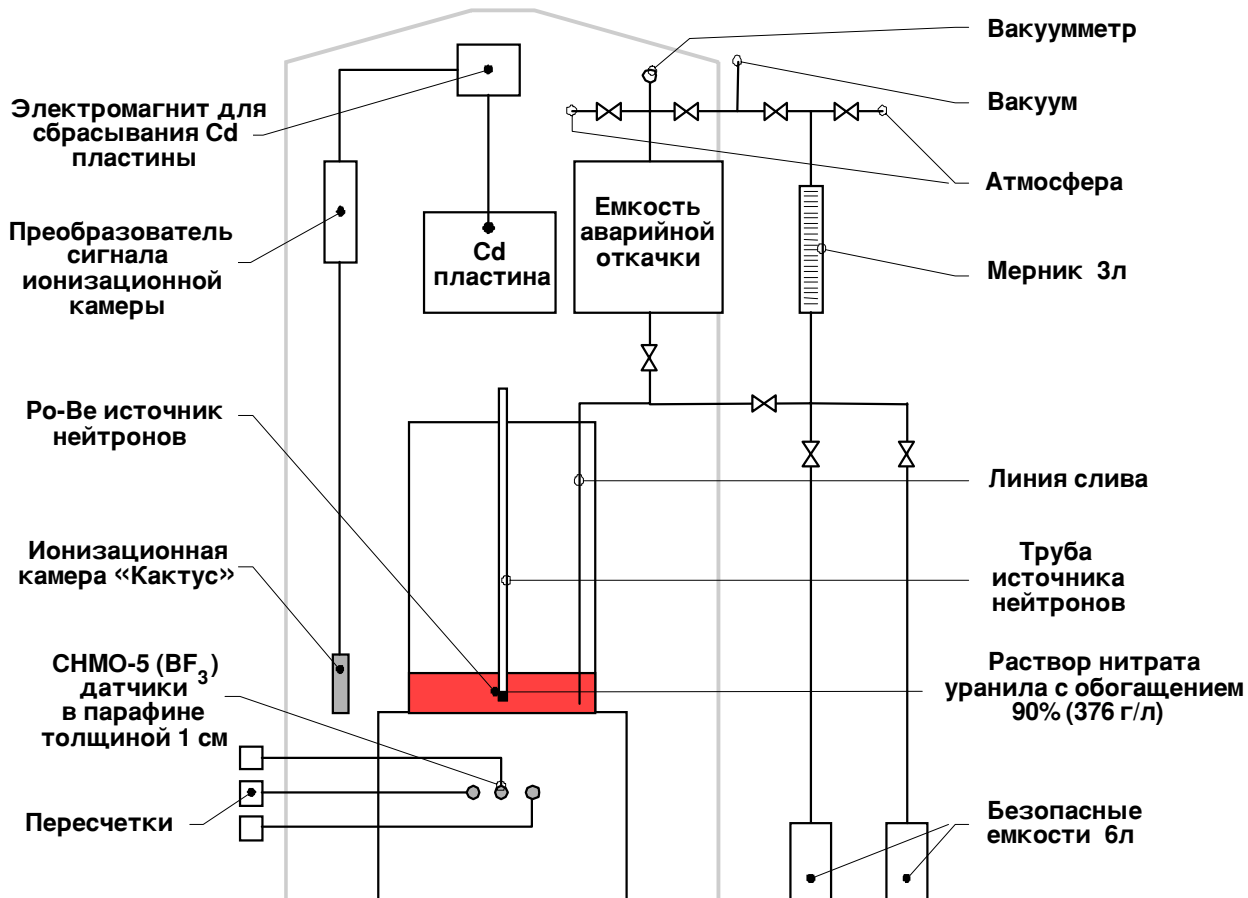
После аварии 1957 года было решено установить оборудование для измерения критических параметров высокообогащенного раствора уранилнитрата. Считалось, что это необходимо и актуально в свете широкого использования производственных баков опасной геометрии, неопределенностей в критических параметрах перерабатываемых материалов и наличия растворов урана и системы их подготовки. Прежде критические размеры емкостей, равно как и критические концентрации и объемы раствора, оценивались преимущественно на основе расчетов из-за отсутствия прямых критических экспериментов.

Небольшая экспериментальная установка, представленная на рисунке 8, находилась в отдельной комнате, но в главном производственном здании. К моменту аварии она проработала всего два месяца. Во время измерений экспериментаторы обычно находились у пульта управления в нескольких метрах от установки и за защитой толщиной 0,5 м, заполненной водой.

Первая серия экспериментов была нацелена на определение критических параметров небольших баков. Этот же эксперимент был первым экспериментом с большим баком. Это был стальной цилиндрический бак с внутренним диаметром 75 см и типичной для технологических баков толщиной стенок, возможно, 2-4 мм. Раствор делящегося материала с известной концентрацией и объемом поступал из находящегося сверху дозатора вместимостью три литра. Экспериментальный бак размещался на расстоянии 80 см от бетонного пола на стальной подставке толщиной 8 мм и не имел существенных отражателей. Его вместимость превышала 400 литров, что позволяло делать измерения критических параметров в широком диапазоне концентраций урана. Центральная труба содержала нейтронный источник, и поток

нейтронов регистрировался расположенными снаружи бака пропорциональными счетчиками нейтронов, наполненными газом  $\text{BF}_3$ . В измерениях коэффициента размножения нейтронов применялась стандартная методика обратного умножения. Эксперимент был закончен, когда в бак было залито 64,4 литра раствора уранилнитрата с концентрацией урана 376 г/л.

По окончании каждого эксперимента, согласно регламенту, требовалось сливать раствор в безопасные емкости. Выдав из бака часть раствора, начальник смены, полагая, что бак находится в глубоко подкритическом состоянии, решил ускорить утомительный процесс перелива и вручную слить из него оставшийся раствор. Для этого пришлось извлечь нейтронный источник, снять направляющую трубу и отсоединить бак от подставки. Затем трое экспериментаторов руками подняли бак и начали наклонять его для слива раствора. В это время и произошел всплеск мощности.



**Рисунок 8. Схема расположения экспериментального оборудования.**

Они ощутили вспышку и увидели выброс раствора из бака до потолка помещения высотой 4 м. Очевидно, раствор был намного ближе к критическому состоянию, чем предполагали экспериментаторы. Дополнительного отражения от троих экспериментаторов (это было и до наклона бака) в комбинации с изменением геометрии раствора в баке было достаточно, чтобы привести систему в критическое состояние на мгновенных нейтронах. Слабый нейтронный фон, по оценкам составлявший лишь сто нейтронов в секунду, по-видимому, также повлиял на запаздывание начала цепной реакции и, таким образом, повысил энергетику всплеска мощности.

Трое экспериментаторов бросили бак и вместе с четвертым экспериментатором, находившимся в 2,5 м от бака, немедленно отправились в раздевалку, приняли душ и были отправлены в больницу. На основе измерений активности продуктов деления в растворе было оценено число делений за единственный пик мощности, которое составило  $2,25 \times 10^{17}$ .

Поглощенная доза смешанного нейтронного и гамма-излучений для каждого сотрудника, находившегося вплотную к баку, составила около 6000 рад, все трое скончались через 5-6 дней после аварии. Сотрудница, находившаяся на расстоянии 2,5 м от места происшествия, получила дозу около 600 рад, перенесла острую лучевую болезнь с потерей в последующий период зрения из-за катаракты обоих глаз.

Это случилось в смену с 13:00 до 19:00 в первый рабочий день после новогодних праздников. Хотя завод обычно работал непрерывно в четыре шестичасовые смены, существовала только одна группа специалистов, проводивших критические эксперименты. Подготовку раствора урана, сборку экспериментальной установки выполняли другие работники завода, но критические эксперименты проводились исключительно этой опытной специальной группой. После таких тяжелых последствий экспериментальное оборудование было демонтировано, а программа проведения критических экспериментов на заводе была закрыта.

#### **4. Радиохимический завод У-12, Окридж, 16 июня 1958 г.**<sup>7,8,9,10</sup>

*Раствор уранилнитрата, U(93%), в сборнике воды; многочисленные осцилляции мощности; существенные дозы получили восемь человек.*

Авария произошла в крыле С-1 здания 9212 во время выполнения технологического процесса выделения обогащенного урана U(93%) из различных твердых отходов. Твердые отходы растворялись в азотной кислоте, производилась очистка, раствор концентрировался, а затем перерабатывался в тетрафторид урана. В крыле В-1 этого здания была смонтирована и находилась в эксплуатации сходная система с применением более совершенной технологии. Однако, вследствие задержек с вводом в действие оборудования по переработке UF<sub>4</sub> в крыле В-1, раствор, который там производился, транспортировался в крыло С-1 для окончательной переработки.

На протяжении нескольких дней, непосредственно предшествовавших аварии, установка (здание 9212) была остановлена для проведения физической инвентаризации. Вследствие сложности установки, на проведение физической инвентаризации требовалось несколько дней, причем не все процессы останавливались и запускались в одно и то же время. К моменту аварии производство уже было возобновлено в крыле В-1, но не в крыле С-1.

На рисунке 9 показаны емкости и оборудование, находившиеся в крыле С-1, которые оказались вовлеченными в аварию. Для проведения физической инвентаризации потребовались вскрытие и зачистка трех емкостей диаметром 5 дюймов\* (127 мм) (FSTK 1-2, FSTK 6-1, FSTK 6-2), которые использовались для хранения раствора уранилнитрата. Перед возобновлением операций было необходимо осуществить сборку емкостей и проверить их герметичность. На проведение всего процесса обычно требовалось несколько восьмичасовых смен.

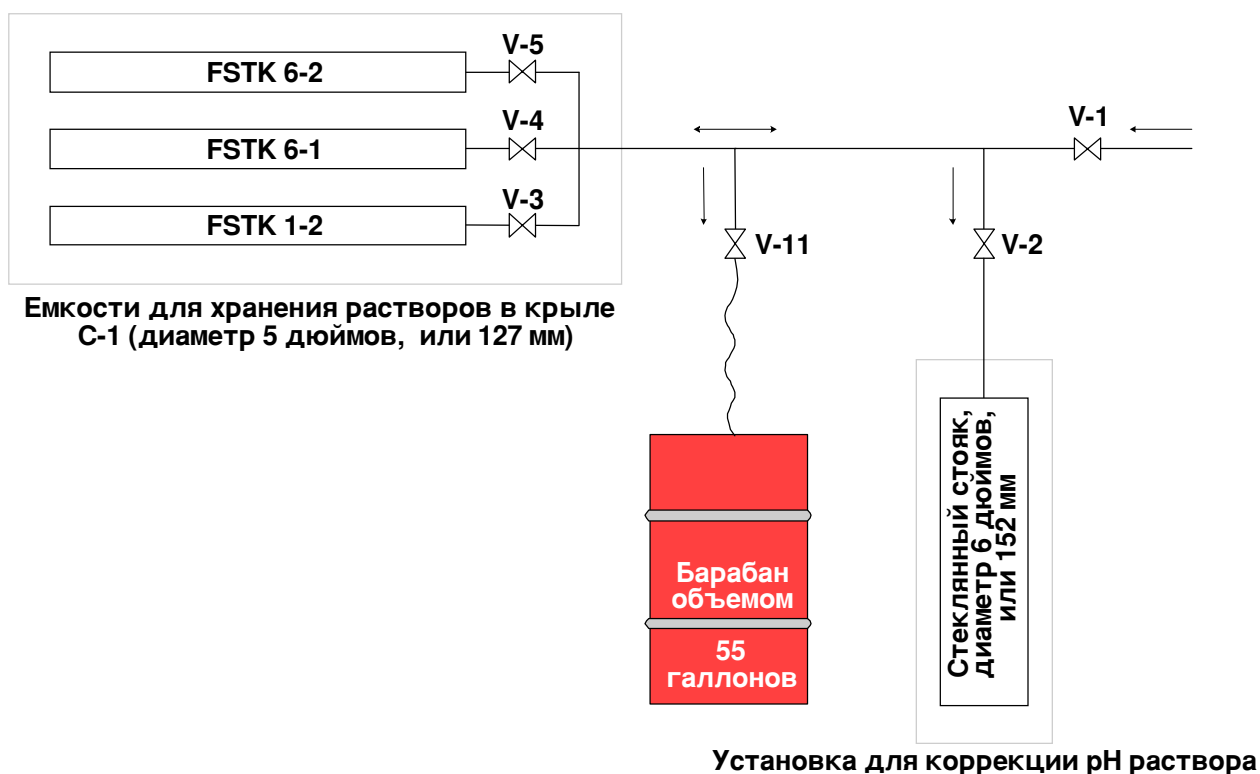
Примерно в 01:00, во время смены, предшествующей аварии (с 23:00 в воскресенье 15 июня до 07:00 в понедельник 16 июня), начальник смены, работавшей в крыле С-1, заметил, что в стеклянном стояке диаметром 6 дюймов (152 мм), который являлся частью аппаратуры для коррекции рН (рис. 9), находится раствор уранилнитрата. Он дал инструкции оператору осушить стояк. В 05:00 начальник смены снова заметил уранилнитрат в стояке и спросил оператора, сливал ли он раствор из стояка. Оператор подтвердил выполнение этой операции, и при дальнейшем изучении они обнаружили, что раствор попадает в стояк через клапан V-2. Клапан был закрыт, и стояк был снова освобожден от раствора.

---

\* Расположение и размеры труб были такими, чтобы исключить достижения критического состояния с используемыми растворами.

В 07:00 16 июня произошла пересменка, и начальник смены, работавшей в крыле С-1, ушел домой. Свидетельства о том, проинформировал ли он своего сменщика о протечках уранилнитрата, были противоречивыми, однако в рабочем журнале отметка об этом отсутствовала.

В 08:00 в крыло С-1 прибыл еще один начальник смены. Кроме других заданий, он должен был проконтролировать герметичность трех емкостей. Емкости были зачищены и смонтированы на предыдущей неделе. При этом в крыле С-1 еще не были возобновлены работы. Получив эту информацию, проверяющий счел, что необязательно проверять показания уровнемеров и убеждаться в том, каково состояние каждого клапана (открыты они или закрыты). Проверяющий назначил двух операторов для проверки герметичности трех емкостей (для этого предполагалось просто наполнить корпуса водой) и дал им конкретное указание проверить клапан V-1, так как в крыле В-1 были возобновлены работы.



**Рисунок 9. Упрощенная схема емкостей и трубопроводов, расположенных в крыле С-1.**

Для всех оставалось неизвестным, что через клапан V-1 на протяжении нескольких часов, прошедших с начала предыдущей смены до примерно 13:30, происходила утечка уранилнитрата, поступающего из крыла В-1. В это время один из операторов в соответствии с инструкцией, полученной от начальника смены, проверил клапан и полностью перекрыл его, приложив давление. До этого момента уранилнитрат собирался в емкости FSTK 1-2, так как клапан V-3 также был открыт.

Вскоре после 14:00 операторы завершили проверку герметичности емкостей FSTK 6-1 и 6-2 и открыли клапаны V-4, V-5 и V-11 для того, чтобы выпустить воду из этих емкостей в барабан объемом 55 галлонов (208 л). В соответствии с принятой практикой проведения контроля герметичности, один из операторов остался непосредственно возле барабана для осуществления наблюдения и выявления нештатных ситуаций. Клапан V-3 был уже открыт, причем потоки растворов из этих емкостей были таковы, что в барабан сначала перетекала жидкость из емкости FSTK 1-2, т. е. уранилнитрат попадал в барабан прежде, чем туда попадала вода. Примерно в 14:05 оператор заглянул в барабан и заметил желто-коричневые пары, поднимающиеся из жидкости. Он отступил от барабана и через несколько секунд увидел

голубую вспышку, которая свидетельствовала о том, что произошел резкий всплеск мощности. Практически сразу же после этого сработала аварийная сигнализация, и персонал был эвакуирован из здания. Дальнейший приток воды на протяжении 11 мин приводил к увеличению положительной реактивности, а затем стал уменьшать ее. Раствор стал подкритичным примерно через 20 мин.

Последующее изучение ситуации показало, что с момента открытия клапана V-11 до достижения системой критичности прошло полных 15 минут. Неизвестно, почему оператор, стоявший возле барабана (имевший 6 лет стажа работы с ураном), не заметил протекающий в барабан желтый раствор уранилнитрата.

К тому моменту, когда система стала критичной, объем раствора, собравшегося в цилиндре высотой 234,5 мм и диаметром 552 мм, составил, по оценкам, примерно 56 л. Масса  $^{235}\text{U}$  в этот момент составляла 2,1 кг, из которых 0,4 кг было добавлено одновременно с начавшимся процессом разбавления системы водой. Во время всплеска мощности система регистрации излучения (состоящая из ионизационной камеры со слоем бора, усилителя и самописца), которая была установлена на расстоянии примерно 430 м от места аварии, зашкалила вследствие высокой интенсивности излучения. Примерно через 15 секунд после первого всплеска мощности прибор снова зашкалил. В течение последующих 2,6 минут кривая самописца осциллировала неопределенное число раз. Возможно, что происходило уменьшение амплитуды осцилляций, однако это нельзя подтвердить при изучении вида кривой. За этим периодом развития ситуации последовал медленный спад на протяжении 18 минут до уровня, примерно в пять раз превышающего фон.

Развитие ситуации со всплесками мощности может быть реконструировано лишь качественно. Источник нейтронов был слабым и обусловлен  $(\alpha, n)$ -реакцией на кислороде воды. Поэтому имела место задержка в развитии устойчивой цепной реакции, и возможно, что система перед первым всплеском мощности оказалась слегка надкритичной на мгновенных нейтронах. По оценке, скорость ввода реактивности в это время составила около 17 центов в секунду. Мощность первого пика была определена реактивностью, полученной на момент начала цепной реакции. Хотя нет возможности убедиться в этом, можно достаточно обоснованно оценить вклад первого пика, составивший примерно  $1 \times 10^{16}$  делений при общем выходе  $1,3 \times 10^{18}$  делений. Второй всплеск мощности, или пик, произошел через 15 секунд, что соответствует времени, необходимому для того, чтобы возникшие в результате радиолиза газовые пузыри смогли покинуть систему. Всплески мощности, происходившие в последующие 2,6 минуты, не более чем в 1,7 раза превышали среднюю мощность.

Кривая самописца показывала, что большая часть делений произошла за первые 2,8 минуты, и в этом случае средняя мощность, которая потребовалась для объяснения наблюдаемого числа делений, составляет примерно 220 кВт. После этого система, вероятно, начала закипать, что привело к резкому уменьшению плотности и реактивности и к уменьшению мощности до низкого значения на протяжении завершающих 18 минут.

На рисунке 10 показана фотография барабана, сделанная вскоре после аварии. В результате аварии не было механических повреждений или радиоактивного загрязнения. Восемь человек получили значительные дозы радиации (461, 428, 413, 341, 298, 86,5, 86,5 и 28,8 бэр). По крайней мере, один из этих людей обязан жизнью тому обстоятельству, что быстрая эвакуация прошла по хорошо подготовленному плану. Один из облученных прожил 14,5 лет, другой – 17,5 лет после аварии, состояние одного облученного неизвестно, а остальные были живы спустя 29 лет после аварии.

Вскоре после аварии в Окриджской национальной лаборатории (ОРНЛ) был поставлен критический эксперимент, в котором моделировались условия данной аварии. Это было сделано для того, чтобы получить информацию о возможных дозах радиации, полученных людьми во время аварии.

Производство было возобновлено через три дня.



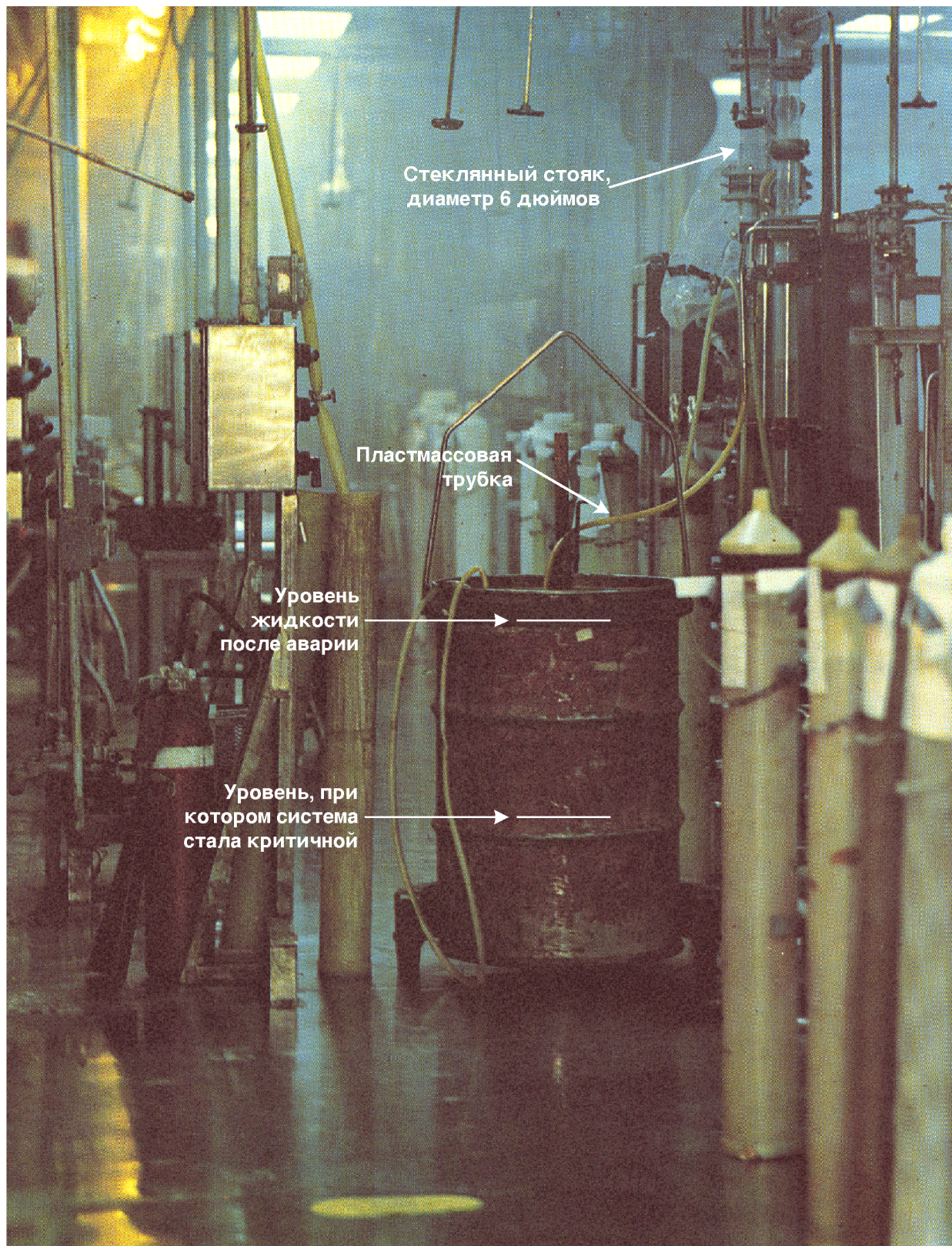


Рисунок 10. Барабан, в котором в 1958 году произошла авария на заводе Y-12.



## 5. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 30 декабря 1958 г.<sup>11,12</sup>

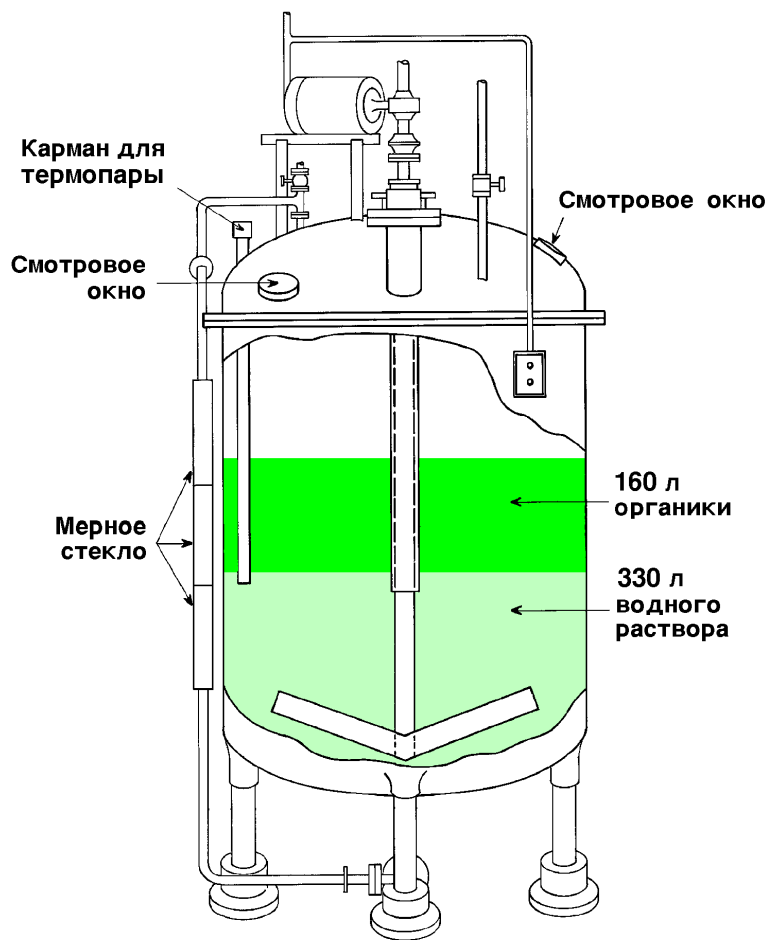
*Растворы плутония в емкости для работы с органическими веществами; единичный всплеск мощности; один погибший; два человека получили значительные дозы облучения.*

Работы, проводившиеся на установке, где случилась авария, включали радиохимические процессы очистки и выделения плутония из шлаков, тиглей и других отходов с невысоким содержанием плутония, которые накапливаются при осуществлении процессов регенерации. Растворы, с которыми предполагалось работать, содержали менее 0,1 г/л плутония, а также следы америция. В то время, когда произошла авария, проходила ежегодная физическая инвентаризация. При этом нормальное движение материалов на участке было остановлено с тем, чтобы определить содержание плутония в остатках продуктов во всех технологических аппаратах. Авария произошла в 16 ч 35 мин незадолго до окончания последнего рабочего дня накануне новогодних праздников.

Реконструкция наиболее существенных событий показывает, что неожиданно произошел унос твердых частиц с высоким содержанием плутония из двух емкостей в один большой аппарат, в котором находились разбавленные водные растворы и органика. Данные твердые вещества должны были обрабатываться отдельно. После удаления большей части водного раствора из этого аппарата оставшиеся приблизительно 200 л продукта, включая промывочный раствор азотной кислоты, были слиты в емкость из нержавеющей стали объемом 1000 л и диаметром 1000 мм, в которой и случилась авария. Емкость содержала около 295 л стабилизированной щелочью водно-органической эмульсии. Считается, что добавленная кислота привела к разделению жидких фаз.

По оценке, слой водного раствора (330 л) содержал 60 г плутония; органический слой (160 л) содержал 3,1 кг плутония (рис. 11). Фотография емкости приведена на рисунке 12. Проведенный анализ показывает, что этот слой толщиной 203 мм характеризовался реактивностью, которая была на  $5\beta$  ниже значения, соответствующего критичности на запаздывающих нейтронах, так как критическая толщина составляла 210 мм. Когда была включена мешалка, водный раствор поднялся по стенкам емкости, при этом внешний слой органики был вытеснен к центру, и центральная часть системы стала толще. Вращение изменило реактивность, и система из подкритической приблизилась на  $5\beta$  стала критической на мгновенных нейтронах; произошел всплеск мощности. Ни один из самописцев детекторов гамма-излучения, расположенных поблизости от места происшествия, не зарегистрировал характерную картину; тем не менее, характер сделанных записей указывал, что имел место один пик мощности. Энерговыделение составило  $1,5 \times 10^{17}$  делений.

На основании экспериментов, проведенных после аварии в сосуде с аналогичной геометрией, было установлено, что между запуском мешалки и достижением полной скорости вращения, составлявшей 60 оборотов в минуту, не произошло никакой видимой задержки. Через 1 с (один оборот) наблюдалось движение или возмущение поверхности, а через 2 или 3 секунды в системе произошло интенсивное перемешивание. Из этих наблюдений можно было заключить, что система могла достичь критичности примерно за 1 с. Образование пузырей, вероятно, стало доминирующим механизмом гашения первого пика мощности, а перемешивание слоев переводило систему в подкритическое состояние. Средняя концентрация плутония в полностью перемешанном растворе составляла 6,8 г/л, т. е. была меньше минимальной критической концентрации для бесконечной гомогенной системы металл-вода.



**Рисунок 11. Конфигурация раствора и органики в емкости перед аварией.**

Из приведенных интервалов времени и оценки, показывающей, что первоначально подкритичность системы соответствовала  $5 \beta$ , следует, что скорость ввода реактивности должна была составлять приблизительно  $5 \beta/\text{с}$ . При соответствующих значениях коэффициентов пересчета для данного раствора выход в первом пике мощности составил  $2,2 \times 10^{17}$  делений, продолжительность пика составила 1,65 с, т. е. всплеск мощности завершился через 0,45 с после достижения критичности на мгновенных нейтронах. Чтобы получить наблюдаемый выход ( $1,5 \times 10^{17}$  делений) в единичном пике, скорость ввода реактивности должна быть уменьшена приблизительно до  $2 \beta/\text{с}$ . Так как это не согласуется с оценкой времени процесса (около 3 с до полного перемешивания), единственная возможность объяснения состоит в том, чтобы предположить, что скорость ввода реактивности была несколько меньше  $5 \beta/\text{с}$  и что цепная реакция прекратилась приблизительно через 3 с в результате перемешивания. Можно также предполагать, что первым толчком, вызвавшим всплеск мощности, стало утолщение верхнего слоя органики, к тому же добавилось отражение нейтронов сбоку за счет водного раствора. Вслед за этим произошла деформация системы, и под действием лопастей мешалки она приобрела конфигурацию в виде воронки с меньшей реактивностью. После этого система стала надежно подкритической вследствие установления однородной концентрации, составлявшей менее 7 г/л.

Примерно за месяц до аварии весь плутониевый технологический участок проверялся комиссией лаборатории по ядерной безопасности. Начали осуществляться планы по замене технологических аппаратов большого объема несколькими секциями из труб безопасного диаметра (диаметр труб в секциях – 15 см, длина – около 3 м). Считалось, что



административные меры контроля, которые успешно применялись на протяжении более 7 лет, могут быть сохранены в течение дополнительных 6–8 месяцев, которые требовались для получения и монтажа усовершенствованного оборудования.

После аварии установка оборудования безопасной геометрии была ускорена, и его монтаж был закончен до возобновления технологических операций. Чтобы обеспечить повышенную безопасность, были внедрены усовершенствованные методики отбора проб твердых веществ, и была подчеркнута необходимость строгого соблюдения мер технологического контроля. Время простоя оборудования составило около 6 недель.



**Рисунок 12. Емкость, в которой в 1958 году на площадке в Лос-Аламосе произошла авария с возникновением СЦР.**

В результате аварии через 36 часов наступила смерть оператора, который наблюдал в смотровое окно в момент, когда включился мотор мешалки. Было оценено, что доза облучения верхней части его туловища составила  $12000 \pm 50\%$  бэр. Два других человека получили дозы облучения, составлявшие 134 и 53 бэр, и впоследствии это не оказало негативного влияния на их здоровье. Несмотря на то, что удар, вызванный процессом образования пузырей в области, смещенной относительно оси емкости, привел к смещению емкости с опор примерно на 10 мм, не было радиоактивного загрязнения и механического повреждения оборудования.

## **6. Радиохимический завод, шт. Айдахо, 16 октября 1959 г.**<sup>13</sup>

***Раствор уранилнитрата, U(91%), в емкости для сбора жидких отходов; многократные всплески мощности; два человека получили значительные дозы облучения.***

Данная авария произошла на радиохимическом заводе, который перерабатывал, наряду с другими материалами, облученные тепловыделяющие элементы различных реакторов. Делящийся материал (34 кг обогащенного урана U(91%) в форме уранилнитрата с концентрацией U примерно 170 г/л) хранился в батарее цилиндрических контейнеров безопасной геометрии. При осуществлении операции воздушного барботирования внезапно произошло сифонирование, в результате чего около 200 л раствора перелилось в резервуар объемом 15400 л, в котором находилось примерно 600 л воды.

Перед аварией проводилась переработка топлива в оболочке из нержавеющей стали путем растворения его в серной кислоте с последующей экстракцией примесей в трех пульсационных колоннах. Между первой и второй ступенями экстракции раствор помещался в две батареи, состоявшие из трубных секций диаметром 125 мм и длиной 3050 мм, которые часто называли «карандашами». Батареи «карандашей» были связаны между собой трубопроводами, от которых шла линия к емкости для сбора жидких отходов объемом 5000 галлонов (18900 л).

Для того, чтобы исключить всякую возможность перетекания растворов самотеком из «карандашей» в резервуар, на высоте 600 мм над уровнем «карандашей» на линии была сделана петля. Передачу растворов в емкость можно было осуществить только в результате целенаправленных действий оператора.

В день аварии операторы, в соответствии с инструкциями, выполняли операцию барботирования раствора для получения однородных проб для анализа. Манометр, установленный на одной из батарей «карандашей», дал показания, соответствующие штатным значениям давления воздуха, прокачиваемого для барботажа. Манометр, присоединенный ко второй батарее, не работал. Дополнительный манометр на этой батарее не был установлен, и оператор начал открывать вентиль подачи воздуха (барботажный вентиль) до тех пор, пока по косвенным признакам он не убедился в том, что барботирование началось. Очевидно, что воздушный барботажный вентиль был открыт так сильно, что жидкость поднялась примерно на 1200 мм от первоначального уровня жидкости в «карандашах» до верхушки петли, идущей к емкости для сбора отходов, что и вызвало сифонирование.

Хотя расход жидкости при сифонировании составлял 13 л/мин, трудно сопоставить его непосредственно со скоростью ввода реактивности, которая зависела также от степени перемешивания. Скорость ввода реактивности могла достигать 25 центов/с. Так как емкость диаметром 2,73 м и длиной 2,63 м лежала на боку, геометрия раствора приближалась к квази-бесконечному плоскому слою. Волны в растворе могли вызывать большие флуктуации реактивности системы. После аварии было обнаружено большое количество уранилнитрата, который кристаллизовался на внутренних стенках емкости, а большая часть воды испарилась в систему вентиляции. Последовавшие всплески мощности дали  $4 \times 10^{19}$  делений, что достаточно для того, чтобы выкипела почти половина раствора объемом 800 л, что в результате привело к прекращению всплесков мощности.

О том, как происходили всплески мощности, можно лишь предполагать. В наличии имеются только ленты самописцев системы постоянного контроля воздуха, располагавшихся на разных расстояниях от емкости. Некоторые из самописцев, по-видимому, вышли из строя после того, как были достигнуты очень высокие уровни радиации. На некоторые приборы, находившиеся в более слабых радиационных полях (обычно на большем расстоянии), оказали, возможно, воздействие выделившиеся газообразные продукты деления. Можно достаточно обоснованно предположить, что за первым резким пиком, составившим, по крайней мере,  $10^{17}$  делений, последовали многократные всплески мощности, и, наконец, на протяжении 15-20 минут происходило кипение. Очень большой выход ( $4 \times 10^{19}$  делений) является скорее результатом большого объема системы и относительно большой продолжительности процесса, а не амплитуды в пике мощности в емкости.

Никто из персонала не получил значительной дозы гамма- или нейтронного облучения, так как на установке была мощная радиационная защита. Во время эвакуации персонала из здания были получены следующие дозы облучения от аэрозольных продуктов деления: 50 бэр (один человек), 32 бэра (один человек), меньшие дозы облучения получили 17 человек. Так как эвакуация персонала происходила относительно быстро, общего сигнала об аварийной эвакуации не было; такой сигнал мог подаваться только вручную. Быстрая эвакуация объяснялась тем, что это была ночная смена, персонал был малочисленным и смог быстро покинуть свои рабочие места, после чего все были собраны и проверены на посту охраны. Впоследствии признавалось, что на рабочих местах довольно часто происходило срабатывание локальной аварийной сигнализации, поэтому операторы не уходили со своих мест, пока аварийная сигнализация не срабатывала в другой или даже в третьей точке.

Было также замечено, что персонал пользовался при эвакуации только обычным выходом из здания; никто не воспользовался специально обозначенными маршрутами для эвакуации. Это привело к образованию толпы на выходе. Ситуация была бы гораздо более серьезной, если бы это происходило во время дневной смены, которая по количеству персонала в десять раз превышает ночную. Таким образом, дозы облучения могли быть, наверное, уменьшены, если бы произошла немедленная эвакуация по правильному маршруту. Оборудование повреждено не было.

Комиссии, проводившие расследование аварии, определили ряд факторов, повлиявших на развитие ситуации:

- Операторы плохо знали оборудование, которое редко использовалось, включая батареи «карандашей» и их регулирующие вентили.
- На линии, на которой произошло сифонирование, не было установлено предохранительное устройство. Было отмечено, что такие устройства были установлены на тех емкостях, которые использовались постоянно.
- Инструкции для операторов были противоречивыми, в них недостаточно точно описывались действия оператора, например, не было указано на необходимость осторожного обращения с воздушным барботажным вентилем при осуществлении барботажа.

## **7. ПО «Маяк», г. Озерск, 5 декабря 1960 г.**

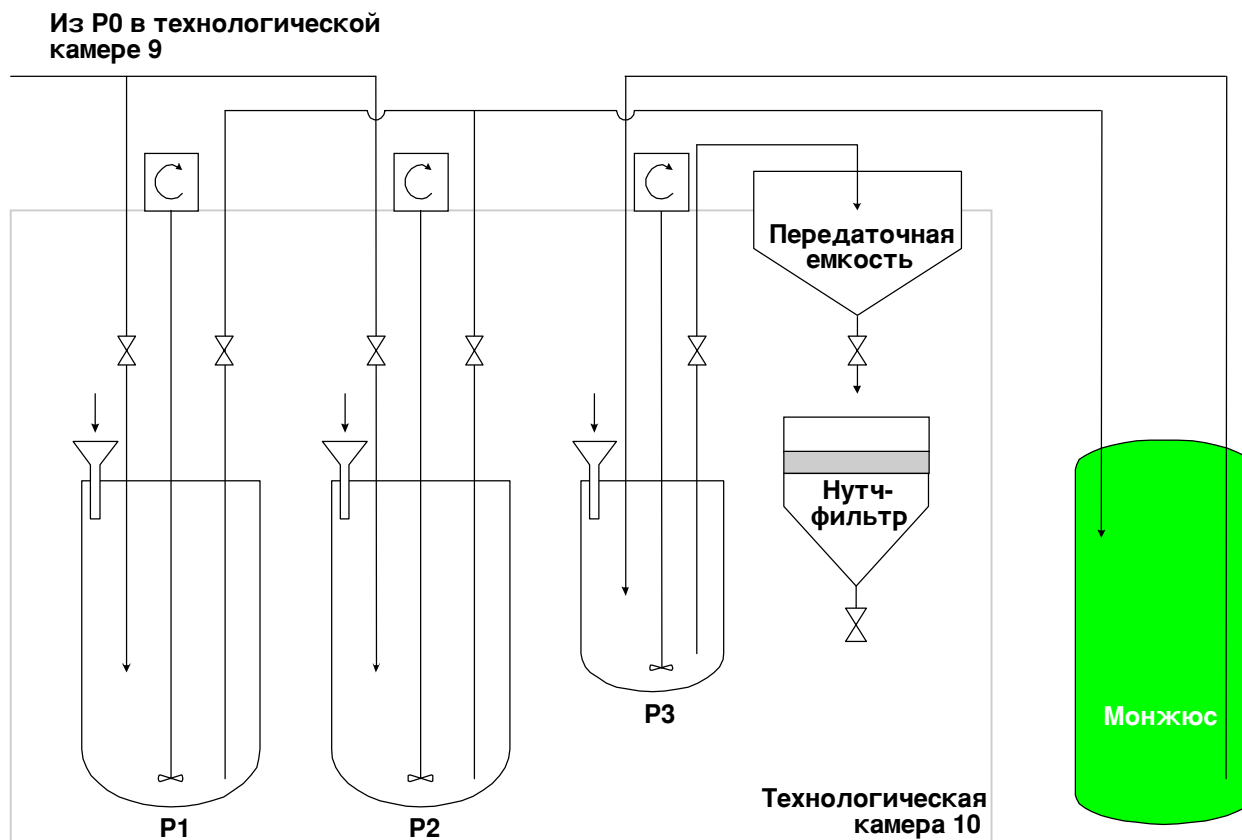
***Раствор карбоната плутония в монжюсе; многократные вспышки мощности; незначительное облучение.***

Авария произошла в здании, где перерабатывались растворы для последующего извлечения из них плутония.

В помещении размером 5 м × 6 м × 2,5 м было размещено несколько технологических камер для оксалатной очистки плутония от примесей. В соответствии с регламентом, в данном помещении на установке должны одновременно работать два оператора. Система аварийной сигнализации (САС) в момент аварии находилась в рабочем состоянии. В камеру № 9 поступал азотнокислый раствор плутония из отделения регенерации облученных блоков природного

урана. Этот регенерационный раствор плутония с концентрацией плутония несколько граммов на литр подвергался оксалатному осаждению в реакторе большого объема (диаметр 0,5 м, высота 0,9 м, объем 180 л), затем после ряда операций передавался в виде карбонатного раствора на вторую и третью оксалатную очистку в оборудование камеры № 10. В реакторе камеры № 9 измерялись концентрация плутония на основе отбора и анализа проб и объем раствора, что имело большое значение для учета плутония, выполнения технологических регламентов и предотвращения ядерной аварии. Фактически реактор камеры № 9 использовался не только для первой оксалатной очистки, но и для подготовки каждой регламентной операции в камере № 10.

Схема оборудования в камере № 10 представлена на рисунке 13.



**Рисунок 13. Схема размещения оборудования в камере № 10.**

Реакторы P1 и P2 предназначены для приема карбонатного раствора из камеры № 9 и для второго оксалатного осаждения плутония. Оба реактора имели одинаковую цилиндрическую геометрию диаметром 0,4 м и высотой 0,5 м. К каждому реактору P1 и P2 подведены: 1) линия подачи карбонатного раствора; 2) линия подачи жидких химических реактивов (не показана на рисунке); 3) линия загрузки (через воронку) сухих реактивов в виде порошков; 4) линия выдачи азотнокислого раствора с концентрацией плутония ~100 мг/л (маточник) в сборники для последующего упаривания и переработки (не показаны на рисунке); 5) линия выдачи карбонатного раствора в монжюс. Оба реактора оснащены мешалкой, мерником химреактивов, смотровым устройством, управляющими вентилями, линией вакуума.

Реактор P3 был предназначен для приема карбонатного раствора из монжюса, имел те же коммуникации, что и реакторы P1, P2. По геометрии реактор P3 представлял собой цилиндр диаметром 0,3 м и высотой 0,4 м. В нем производилась третья оксалатная очистка плутония с выдачей маточника в сборники, а карбонатного раствора в передаточную емкость. Последняя

имела размеры: диаметр 0,25 м, высота 0,3 м. Через нее производилась передача оксалатной пульпы из реактора Р3 на нутч-фильтр.

Нутч-фильтр был единственным аппаратом в камере № 10, имевшим безопасную геометрию (объем 4 л), и предназначался для фильтрования конечной оксалатной пульпы, далее направлявшейся на прокалку.

Вне камеры № 10 находился монжюс для приема карбонатных растворов из реактора Р1 или Р2, отбора проб на анализ плутония и передачи раствора в реактор Р3. Размеры монжюса: диаметр 0,35 м, высота 0,45 м. Монжюс, помимо линий загрузки и выдачи, имел линию вакуума и линию сжатого воздуха. В таблице 4 представлены параметры емкостей, вовлеченных в аварию.

**Таблица 4. Параметры емкостей, вовлеченных в аварию**

Обозначение емкости *	Расположение емкости	Диаметр, мм	Высота, мм	Объем, л	Назначение емкости
Р0	К-9 **	500	900	180	Первое оксалатное осаждение
Р1	К-10 **	400	500	60	Второе оксалатное осаждение
Р2	К-10	400	500	60	Второе оксалатное осаждение
Монжюс ***	Снаружи	350	450	40	Пробоотбор и передача раствора
Р3	К-10	300	400	27	Третье оксалатное осаждение
Передаточная емкость	К-10	250	300	15	Передача пульпы на нутч-фильтр
Нутч-фильтр	К-10	-	-	4	Фильтрование осадка
* все емкости имели вертикальную ось симметрии					
** К-9 - камера 9, К-10 - камера 10					
*** место аварии					

05.12.1960 г. в 22 ч 25 мин в процессе передачи раствора из реактора Р2 в монжюс в последнем возникла самоподдерживающаяся цепная реакция. В этот момент в помещении работал один оператор.

По результатам расследования аварии были установлены следующие исходные события.

В течение 4-х дней с 01.12.60 г. по 04.12.60 г. в реакторе камеры № 9 методом накладок были проведены четыре операции оксалатного осаждения плутония из азотнокислых растворов. Операторы должны были получить в этом реакторе осадок с массой плутония не более 400 г, которая была нормой загрузки для любого одного реактора Р1 или Р2 в камере № 10. Возрастание массы плутония в реакторе камеры № 9 представлено ниже в таблице 5 по дням.

Очевидно, что уже после третьей операции масса плутония в реакторе превысила норму (400 г). Технолог, который отвечал за соблюдение регламентов загрузки, обнаружив их превышение, внес изменения в записи результатов анализов. В итоге, в технологической карте была записана заниженная масса плутония: 400 г вместо 683 г.

После этого оксалат плутония растворили и в виде карбонатного раствора полностью передали из реактора камеры № 9 в реактор Р2 камеры № 10. Тот же технолог позднее дал указание оператору передать в реактор Р2 дополнительно 30 л карбонатного раствора с массой плутония 115 г. Таким образом, перед оксалатным осаждением масса плутония в реакторе Р2 составляла ~800 г. Проведя операции осаждения и растворения в реакторе Р2, карбонатный раствор  $Pu(CO_3)_2$  начали передавать в монжюс, и к концу передачи в 22 ч 25 мин 05.12.1960 г. в цехе сработали все датчики системы аварийной сигнализации о возникновении цепной реакции деления, порог срабатывания которых был равен 30 мкР/с.

Следует отметить, что за несколько минут до первого пика мощности ближайший к монжюсу датчик (расстояние около 4,5 м) начал срабатывать и возвращаться в исходное состояние. Заметив это, оператор, не включая вакуум, вышел из помещения и пошел доложить начальнику смены о неустойчивой работе прибора контроля мощности дозы  $\gamma$ -излучения. Это спасло жизнь оператору, так как в этот момент уже началась эвакуация персонала всего цеха.

Позже прибыли дозиметристы. Измерения проводились дистанционно из коридора на расстоянии 10-15 м от места аварии с помощью портативного прибора ПМР-1; они показали, что уровень радиации превышает верхний предел прибора 18 Р/час.

Руководство объекта, начальник службы радиационной безопасности и специалисты прибыли на место аварии спустя час после срабатывания САС. Сразу по прибытии был произведен опрос персонала, бывшего на месте аварии, проверка показаний приборов с целью локализации аварии и выявления ее причин. Было установлено, что авария произошла в помещении, где находились камеры 9 и 10, и местом аварии, по всей вероятности, являлся монжюс. Приборы показывали, что уровень радиации в помещении составлял 1,5-1,8 Р/час.

Амплитуда осцилляций мощности от пика до минимума изменялась более, чем в 10 раз. Укрепив на длинном шесте интегральный дозиметр, дозиметристы просунули его в помещение из коридора во время одного из минимумов. По времени экспозиции было определено значение мощности дозы на расстоянии двух метров от монжюса, которая составила 10 Р/час. Из-за сильного нервного напряжения персонал не фиксировал изменения мощности.

После первого пика мощности цепная реакция носила осциллирующий характер. Примерно через 10 минут после 1 пика мощность дозы на расстоянии ~10-15 метров от монжюса составляла более 5000 мкР/с. По грубым оценкам, это соответствует энерговыделению до  $10^{17}$  делений за указанный интервал.

В течение двух часов наблюдались осцилляции мощности по показаниям датчика  $\gamma$ -излучения, находившегося на расстоянии 4,5 м от монжюса. Диапазон его показаний периодически менялся в пределах 500-5000 мкР/с, что свидетельствовало об установлении квазистационарного уровня мощности. Предложение об отключении вакуумной системы, реализованное через 1,5 часа после начала аварии, не повлияло на систему, так как осцилляции продолжались.

Было принято решение о передаче нескольких литров раствора из монжюса в реактор Р3. Это ограничение объема раствора для передачи объяснялось тем, что реактор Р3, как и монжюс, также имел опасную геометрию. Однако эту операцию можно было выполнить, только находясь в помещении у камеры № 10.

В 0 ч 15 мин 6.12.1960 г. три оператора вбежали в это помещение и произвели все необходимые переключения, затратив на это не более 15 с. При этом мощность дозы  $\gamma$ -излучения рядом с монжюсом была около 4000 мкР/с. Затем был включен компрессор сжатого воздуха, и из монжюса в реактор Р3 было передано около 5 л раствора. После передачи раствора пики мощности цепной реакции прекратились.

В следующую смену дозиметрической службой было принято решение о возможности входа в помещение, так как датчики дозиметрической системы показывали уровень менее 0,15 Р/час. Соблюдая соответствующую инструкцию, три оператора вошли в помещение. Намеренно сокращая время пребывания, они с помощью трех 20-литровых бутылей по временно установленным шлангам сумели перелить 5 литров раствора в бутылку, а затем выполнили еще

две передачи – 6 л и 8 л – из монжюса. Три 20-литровые бутылки были помещены в специально организованное место хранения и затем направлены на переоочистку.

По результатам измерений в процессе подведения баланса плутония в камерах № 9 и № 10 и коммуникациях оказалось, что в монжюсе к началу ядерной аварии было около 900 г плутония, и только в виде раствора.

Было проведено расследование с целью восстановления последовательности событий, приведших к аварии. В ходе расследования было установлено, что авария произошла в результате превышения нормы загрузки в реакторе Р0 камеры № 9. В таблице 5 представлена хронология событий, приведших к перегрузке Р0.

**Таблица 5. Последовательность формирования партий, приведшая к превышению загрузки в реакторе Р0 в камере № 9**

День	Загрузки раствора Pu (NO <sub>3</sub> ) <sub>4</sub> в реактор камеры № 9			Выдача Pu с маточником, г	Осадок Pu(C <sub>2</sub> H <sub>4</sub> ) <sub>2</sub> *H <sub>2</sub> O Масса в реакторе, г
	V, л	C <sub>Pu</sub> , г/л	M <sub>Pu</sub> , г		
01.12.60	160	1,67	267,2	51	216
02.12.60	80	2,20	176	21,5	371
03.12.60	100	3,28	328	39	660
04.12.60	80	0,58	47	24	682

После аварии ловушка вакуумной системы, монжюс и реакторы Р2 и Р3 были тщательно промыты. В результате промывки образовалось 40 л промывных растворов, в которых было обнаружено 180 г плутония. Было также проанализировано содержание Pu в трех 20-литровых бутылках, наполненных из монжюса и реактора Р3. Результаты анализа представлены в таблице 6.

**Таблица 6. Результаты анализа аварийного раствора из бутылей**

Номер бутылки	Объем, л	Концентрация плутония, г/л	Масса плутония, г
1	5	39,4	197,0
2	6	37,7	226,0
3	8	36,4	291,0
Всего	19		714,0

Чтобы оценить объем раствора и массу плутония, находившегося в монжюсе во время аварии, воспользовались данными из таблицы 6 (714 г) и содержанием плутония в промывной воде (180 г), что дало 894 г плутония в 19 л раствора и осадка. В результате промывки реактора Р3 образовалось 10 л воды, содержащей 43 г плутония в нерастворимом осадке. Общая масса плутония в промывной воде плюс в трех 20-литровых бутылках составила 1003 г, с учетом того, что 66 г плутония было в реакторе Р2.

При работах по ликвидации аварии и ее последствий пять человек облучились дозой до 2Р. Разрушения оборудования не произошло. Сразу после аварии монжюс был заменен на новый аппарат безопасной геометрии.

Радиоактивного загрязнения в результате аварии не произошло.

Полное число делений, согласно грубым оценкам, составило около  $2-3 \times 10^{17}$ .

## 8. Радиохимический завод, шт. Айдахо, 25 января 1961 г.<sup>14,15,16,17</sup>

*Раствор уранилнитрата, U(90%), в конденсаторе; многочисленные всплески мощности; незначительные дозы облучения.*

Авария произошла в главном производственном здании СРР-601 в камере Н, имеющей толстую биологическую защиту из бетона, в которой производилась химическая очистка от продуктов деления растворов, полученных при переработке отработавшего топлива. После этого уран концентрировался в выпарном аппарате. Операции проводились круглосуточно, 24 часа, в три восьмичасовые смены. Авария произошла в 9 ч 5 мин после того, как по обычному распорядку новая смена заступила на работу в 8 ч 00 мин. Это был всего лишь пятый рабочий день после почти годового перерыва в работе предприятия.

Авария произошла в конденсаторе выпарного аппарата Н-110. Конденсатор представлял собой вертикальную цилиндрическую емкость диаметром около 600 мм и высотой более 1,5 м и находился над безопасной секцией выпарного аппарата диаметром 130 мм. Несмотря на наличие линии перелива непосредственно под конденсатором, предназначенной не допускать попадания в конденсатор значительного количества раствора, все-таки концентрированный раствор уранилнитрата (200 г/л) с большой скоростью забрасывался в этот небезопасный объем.

В отчете комиссии по расследованию аварии<sup>14,15</sup> обсуждается несколько предположительных причин попадания раствора в конденсатор. Самой правдоподобной причиной считается случайное выталкивание пузырьком воздуха под высоким давлением (последствие ранее проводившейся операции по очистке трубы) большей части из 40 л раствора уранилнитрата, находящегося в 130 мм трубе выпарного аппарата, вверх в конденсатор. Не известны ни точный объем делящегося материала (следовательно, и масса урана), ни геометрия системы во время всплеска мощности. О них можно лишь предполагать. Точно известно, что СЦР произошла в конденсаторе и, по отчетам, была кратковременной, всего несколько минут. По оценкам с погрешностью 25% общее количество делений составило  $6 \times 10^{17}$ .

Не было каких-либо показаний приборов, непосредственно отразивших историю аварийного энерговыделения. О временной картине энерговыделения можно было судить только по показаниям далеко находившихся детекторов, предназначенных для непрерывного контроля воздуха. Исследование графиков самописцев этих детекторов с учетом их нахождения привело к неубедительным, а в одном случае необъяснимым результатам. В появившейся после аварии статье Американского ядерного общества (АЯО)<sup>16</sup> о методе оценки энерговыделения во время ядерных аварий приводится величина первого пика  $6 \times 10^{16}$  делений и общее энерговыделение  $6 \times 10^{17}$  делений. Экспериментальные данные серии CRAC<sup>5</sup> по динамике систем с критичностью на мгновенных нейтронах, дополненные данными по объему вовлеченного в аварию раствора, подтвердили значения из статьи АЯО. Последним источником информации о возможной величине первого пика является частное заключение доктора Д. Л. Хетрика<sup>17</sup> о том, что значение  $6 \times 10^{16}$  кажется наиболее разумным.

Сигнализаторы радиационной обстановки выдали звуковой сигнал во всех производственных помещениях, очевидно, отреагировав на мгновенное гамма-излучение первого пика. Весь персонал тут же эвакуировался; дозы облучения оказались минимальными (<60 мбэр) и были получены от летучих продуктов деления после того, как персонал покинул здание. Группа операторов и дозиметристов вернулась в здание через 20 минут после СЦР и отключила все технологическое оборудование. Так как уровни радиации быстро вернулись к норме и не было никаких признаков загрязнения в зонах, где работали люди, руководство разрешило рабочим вернуться на завод в 14 ч 45 мин. Повреждений оборудования не было.

В отчете комиссии по расследованию аварии указывается несколько факторов, способствовавших аварии: (1) несогласованное взаимодействие между операторами, в частности, устный обмен данными о положении вентилей, (2) после длительного простоя персонал не освежил знания по эксплуатации оборудования, (3) достаточно плохое состояние оборудования.



## 9. Сибирский химический комбинат (СХК), Завод разделения изотопов, г. Северск, 14 июля 1961 г.

*Накопление обогащенного урана (22,6%) в расширительном баке вакуумного насоса; два разгона мощности; один случай значительного облучения.*

Данная авария произошла на газодиффузионной установке по обогащению урана.

На заводе производится обогащение урана изотопом  $^{235}\text{U}$  с последующей его поставкой на заводы по изготовлению ядерного топлива для реакторов различных типов. Процесс ведется непрерывно (24 часа в сутки при четырехсменной работе персонала) с постоянным отбором товарного гексафторида урана (ГФУ) нужного обогащения, а часть гексафторида отбирается на установки очистки от легких примесей (воздух, фтористый водород).

Испарение ГФУ и его подача в разделительный каскад, а также конденсация его в емкости производятся на конденсационно-испарительных установках (КИУ).

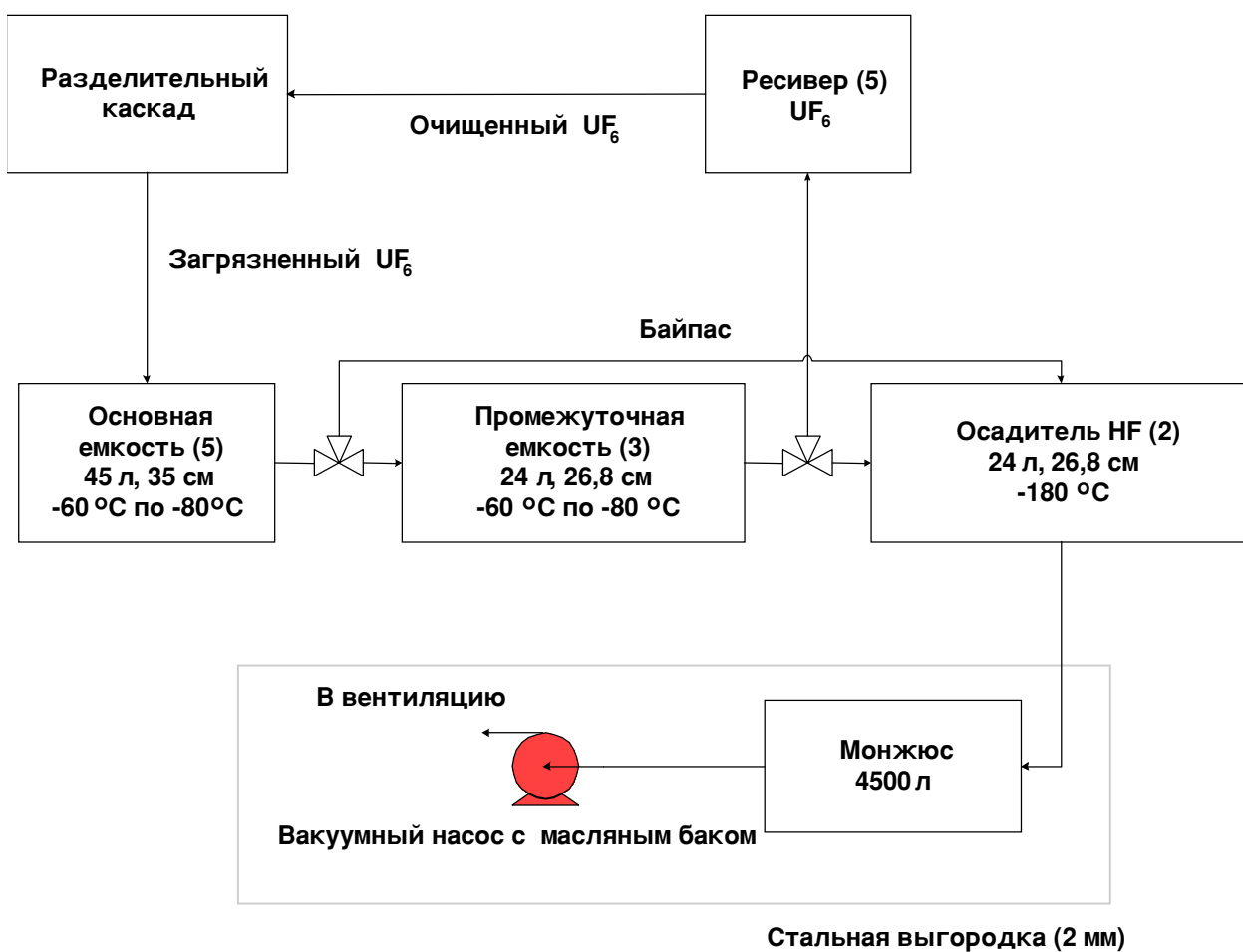
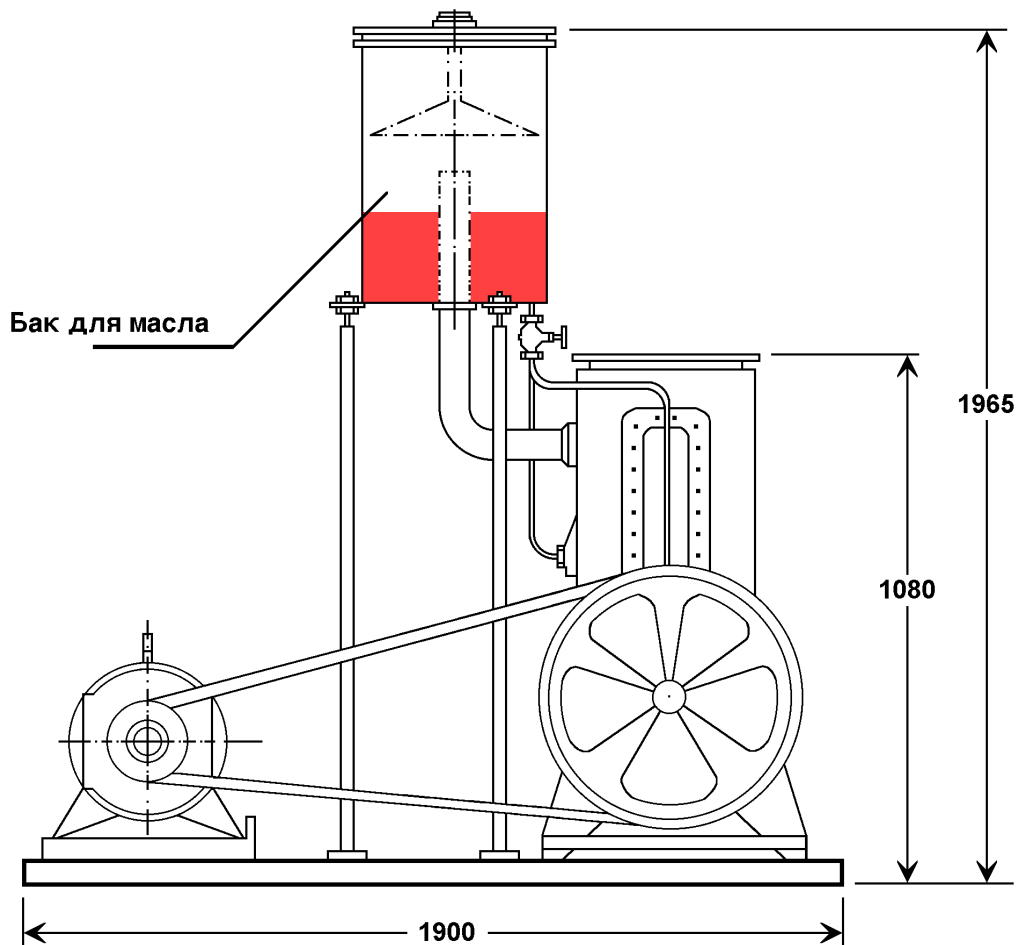


Рисунок 14. Схема КИУ-6.

КИУ-6 Завода разделения изотопов, расположенная в помещении площадью  $7,2 \text{ м} \times 18 \text{ м}$ , предназначалась для очистки гексафторида урана от легких примесей (рис. 14). Степень обогащения по  $^{235}\text{U}$  на этом этапе составляла 22,6%. Очистка ГФУ от примесей осуществлялась путем конденсации ГФУ при температуре от  $-60$  до  $-80^\circ\text{C}$  в основных (ОЕ, 5 шт.) и промежуточных (ПЕ, 3 шт.) емкостях с последующим испарением ГФУ в технологическую цепочку. При нормальном ведении процесса практически весь ГФУ конденсировался в основных и промежуточных емкостях, а HF и незначительное количество ГФУ конденсировались

в емкостях-осадителях (ОС, 2 шт.) при температуре минус 180 °С. Неконденсирующиеся примеси (воздух) поступали в ресиверы (5 штук) объемом 4,5 м<sup>3</sup> каждый с последующей откачкой вакуумным насосом ВН-6 (рис. 15) в систему газоочистки. В вакуумном насосе в качестве рабочего тела используется масло. Масло необходимо менять примерно через каждые 15 дней, вследствие повышения его плотности (от 0,9 до 1,1 при концентрации урана около 20 г/л) из-за накопления в нем ГФУ, что снижает КПД насоса. Данный график замены масла был составлен исходя из соображений обеспечения нормальной эксплуатации при безусловном учете безопасности при возникновении критичности.



**Рисунок 15. Вакуумный насос ВН-6 (размеры приведены в мм).**

Охлаждение основных и промежуточных емкостей осуществлялось парами жидкого азота, пропускаемыми через змеевик, помещенный в чугунную дробь. Включение обогрева (режим испарения) основных и промежуточных емкостей осуществлялось автоматически в зависимости от давления в коллекторе испарения, из которого ГФУ подавался в разделительный каскад. Жидкий азот для охлаждения емкостей (при достаточном его количестве) подавался системой автоматики по сигналам термодатчиков (термометры сопротивления). При недостаточном количестве жидкого азота предусматривалась его подача для охлаждения основных и промежуточных емкостей вручную из переносных сосудов Дьюара.

С 1 июля 1961 года на заводе были введены ограничения на потребление жидкого азота. В связи с этим со 2 июля охлаждение основных емкостей было переведено на ручной режим подачи жидкого азота, а охлаждение промежуточных емкостей было прекращено, что увеличило поступление гексафторида урана в ресиверы и вакуумный насос ВН-6.

Десятого июля вследствие потери герметичности регулятора на одной из ступеней блока разделительных машин произошла натечка воздуха, что заставило более интенсивно использовать КИУ-6 для удаления легких примесей.

По результатам оценки, сделанной после аварии, за период ликвидации натечки воздуха с 10 по 14 июля через систему ресиверов прошло около 20 кг урана.

В период с 1 июля по 14 июля имели место следующие нарушения требований технологического регламента:

- приборы, регистрирующие на диаграммах температуру основных емкостей, были отключены;
- охлаждение основных емкостей осуществлялось непосредственной заливкой жидкого азота в теплообменную засыпку (чугунную дробь), а не в змеевики. В результате, предположительно, имел место значительный градиент температур, а значит, и неправильная оценка температуры, так как термометр находился непосредственно у места заливки жидкого азота;
- промежуточные емкости были выведены из нормального технологического процесса (не охлаждались) на длительный срок.

14 июля 1961 года в 4 ч 45 мин в помещении конденсационно-испарительной установки сработала звуковая сигнализация прибора (СД-1М) дозиметрического контроля. Оператор установки, выполнявший операции в этом помещении, вызвал дежурного дозиметриста для выяснения причин срабатывания сигнализации.

Дежурный дозиметрист определил, что мощность дозы гамма-излучения в помещении составляет около 2,5 мкР/с. В то же время система аварийной сигнализации о возникновении СЦР не сработала, несмотря на то, что в то время порог срабатывания для нее по мощности дозы гамма-излучения составлял 2,0 мкР/с.

С целью обнаружения источника гамма-излучения было обследовано все оборудование в помещении (его размеры  $18 \times 7,2 \text{ м}^2$ ). Однако ресиверы и насос ВН-6 находились вне этого помещения и не были обследованы, так как не вызвали подозрений относительно возможности попадания в них ГФУ. Источник излучения не был определен, мощность дозы быстро спадала и через 10–15 минут составила 0,2 мкР/с.

Дав разрешение оператору установки продолжать работу, дозиметрист доложил оператору центрального диспетчерского пульта (ЦДП).

Оператор установки с целью откачки газа из ресиверов в 7 ч 30 мин включил с пульта управления вакуумный насос ВН-6 и пошел к ресиверу № 5, чтобы открыть задвижку, соединяющую насос с указанной группой ресиверов. В момент нахождения оператора на расстоянии 0,5 метра до ресивера и до насоса сработала система аварийной сигнализации (приборы УСИД). По словам оператора, у него возникло зрительное ощущение вспышки света. Не открывая задвижку, оператор выключил насос, побежал к телефону, который находился в этом корпусе (расстояние около 200 метров), и доложил о случившемся оператору ЦДП.

Одновременно со срабатыванием САС в КИУ-6 сработала аварийная сигнализация в трех соседних зданиях, находящихся на расстоянии от 160 до 320 метров от нее.

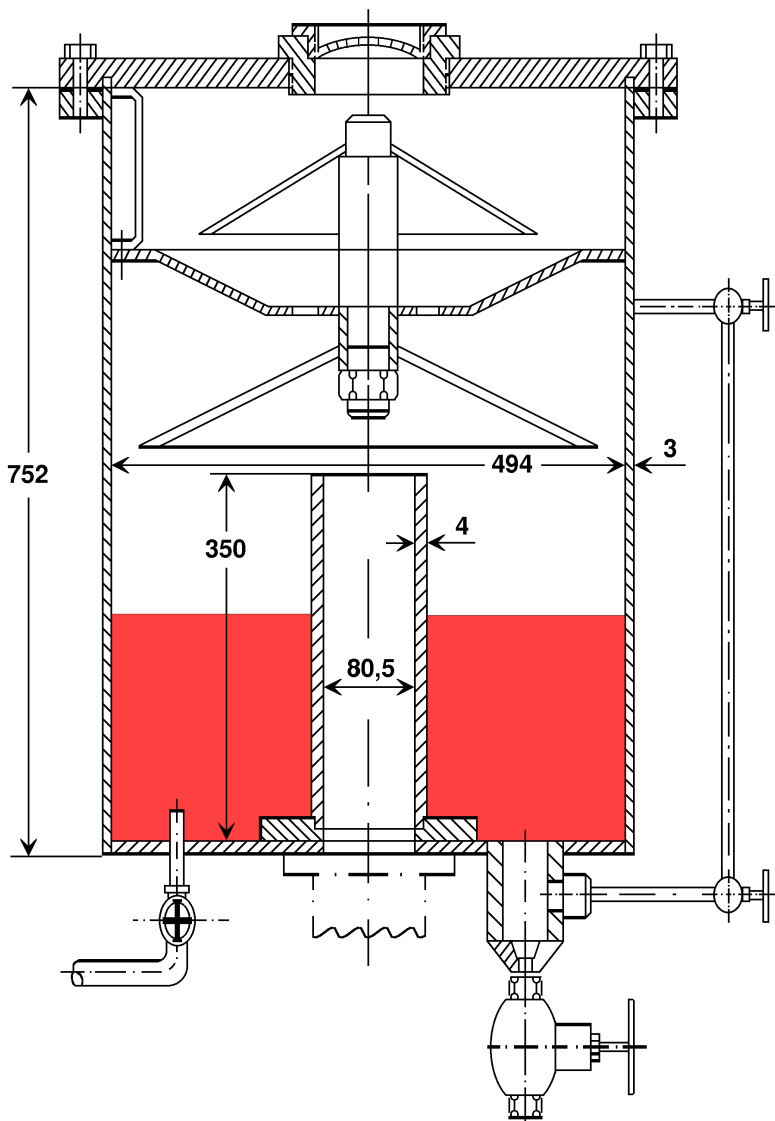
Пороги срабатывания сигнализации приборов УСИД были настроены на уровень мощности гамма-излучения – 2,0 мкР/с. Низкое значение порогов объясняет массовое срабатывание сигнализации.

Прибывший дозиметрист отметил увеличение мощности гамма-излучения от 0,2 мкР/с (на расстоянии около 100 метров от помещения КИУ-6) до 10 мкР/с (в районе помещения КИУ-6).

Пострадавший оператор был отправлен в медсанчасть. Результаты расследования обстоятельств и причин ядерной аварии показали, что СЦР произошла в расширительном баке вакуумного насоса (рис. 16) из-за накопления урана и образования критической массы ядерного материала в виде смеси вакуумного масла и фтористых соединений урана.

В течение 5 дней измерялась мощность дозы гамма-излучения на боковой поверхности бака. Измерения проводились прибором ПМР-1. Блок детектирования размещался вплотную к поверхности бака в точке, расположенной на полувысоте бака. Динамика снижения мощности дозы гамма-излучения (D) на поверхности бака приведена в таблице 7.

Опорожнение бака происходило через нижнее сливное отверстие в емкости объемом 5 литров. Всего, 18-19 июля, из бака было извлечено 42,95 кг масла. По данным анализа, концентрация урана составила 173 г/л (анализ проводился люминесцентным методом с возможной погрешностью  $\pm 30-40\%$ ). Обогащение по урану-235 составило 22,6%.



**Рисунок 16. Бак масляного насоса (размеры приведены в мм).**

Возникновение и гашение цепной реакции имели следующие особенности. Масса фторидов урана накапливалась в масле длительное время, но наиболее интенсивно с 10.07.61 г. по 14.07.61 г. Ввиду малой скорости ввода реактивности и интенсивного собственного источника нейтронов ( $1,3 \times 10^4$  н/с) разгон происходил на запаздывающих нейтронах. Первый разгон мощности 14.07.61 г. в 4 ч 45 мин был очень слабым и по числу делений, вероятно, не превысил  $2 \times 10^{14}$  делений. После его самогашения система осталась в состоянии, близком

к критическому на запаздывающих нейтронах. Необходимо отметить, что точные сведения о концентрации, объеме раствора, конфигурации материала в момент первого разгона мощности отсутствуют. Более того, неизвестно, работал ли в это время вакуумный насос.

**Таблица 7. Результаты измерения мощности дозы гамма-излучения**

Дата	Время	Значение D, мкР/с	Примечание
14 июля 1961г.	12:00	10000	
	13:30	7000	
	15:25	4000	
	17:30	4000	
	20:10	3100	
	23:15	2500	
15 июля 1961г.	12:00	1000	
16 июля 1961г.	10:00	500	
	15:00	500	
17 июля 1961г.	11:00	330	
	16:00	300	
18 июля 1961г.	07:00	250	Началось опорожнение бака
	15:00	250	
19 июля 1961г.	08:00	70	Бак пустой

При включении насоса в 7 ч 30 мин масло, находившееся в полостях насоса, было вытеснено в трубу масляного бака. Тем самым система с центральной полостью перешла в систему полностью заполненного цилиндра. Механизм самогашения связан с эффектом повышения температуры, образованием пузырьков радиолитических газов от треков осколков деления в масле, что вызвало выброс части масла из бака обратно в полость насоса и газоочистку. Как и для первого разгона мощности, так и для второго остается неизвестным точное значение концентрации и количества масла, впрыснутого насосом в центральную трубу расширительного бака. Полное число делений за аварию оценивается значением около  $1,2 \times 10^{15}$ .

Последствия данного инцидента следующие. Обследование оператора показало, что он был облучен дозой около 200 рад и перенес лучевую болезнь в сравнительно легкой форме. Других пострадавших не было. Разрушения оборудования, загрязнения помещений, потерь делящегося материала также не было.

## **10. Завод в Ханфорде, шт. Вашингтон, 7 апреля 1962 г.** <sup>18,19,20,21,22</sup>

***Раствор плутония в передаточной емкости; многократные всплески мощности; три человека получили значительные дозы облучения.***

Во время данной аварии, произошедшей на радиохимическом производстве с использованием системы Resurplex, имели место следующие процессы:

- 1) происходила зачистка дна колпака, предназначенного для экстракции растворителя;
- 2) продукт мог переливаться в колпак через край емкости, предназначенной для сбора продукта;
- 3) имелась временная линия от дна колпака к емкости для промежуточного хранения (около 460 мм в диаметре, объем 69 л);
- 4) очевидно, имела место неправильная работа вентиляей.

Окончательно механизм, вызвавший всплеск мощности, не мог быть определен, так как показания свидетелей и операторов не полностью согласуются с техническими данными, выявленными комиссией по расследованию причин аварии. Имеется правдоподобная картина хода событий, хотя не могут быть исключены и другие механизмы. В результате переполнения емкости для сбора жидкости раствор перелился через край емкости в колпак, часть раствора с концентрацией Pu примерно 45 г/л оказалась на дне и в отстойнике колпака. Оператор, нарушив инструкции, открыл вентиль, в результате чего раствор поднялся в передаточную емкость. Последовавшее добавление водного раствора (от 10 до 30 л с концентрацией Pu 0,118 г/л) и дополнительное замедление нейтронов, как результат перемешивания и/или деаэрации содержимого бака, привели к всплеску мощности.

Полное энерговыделение передаточной емкости для промежуточного хранения составило  $8 \times 10^{17}$  делений, при этом энерговыделение в первом пике соответствовало, согласно оценке, не более чем  $10^{16}$  делениям. После этого пика критичность сохранялась в емкости в течение 37,5 часов. При этом происходил постепенный спад мощности.

После срабатывания аварийной сигнализации персонал был немедленно эвакуирован из здания. В это время (в субботу утром) в здании находились 22 человека, только трое из них получили значительные дозы облучения (110, 43 и 19 бэр). Авария сама по себе не привела к механическим повреждениям или радиоактивному загрязнению, но ускорила закрытие завода. Система Recurplex находилась в опытной разработке и только позднее была использована на производстве. Решение о строительстве нового завода было принято до аварии.

Действия после аварии были уникальными. Маленький робот, оснащенный телевизором и дистанционным управлением, был использован для осуществления разведки внутри здания, точного определения места аварии (с помощью установленного на роботе направленного гамма-зонда), для снятия показаний приборов, размещения в заданных местах измерительной аппаратуры и для дистанционного управления вентилями.

Клейтон<sup>19</sup> предложил в 1963 году интересный механизм прекращения энерговыделения в этой аварии. В трубе, выходящей из дна аварийной емкости, был обнаружен дибутилфосфат со значительным содержанием плутония. Поэтому было сделано предположение, что все началось с того, что на поверхности водного раствора плутония образовался слой трибутилфосфата в четыреххлористом углероде. Тепло и радиация, выделявшиеся при реакции деления, могли привести к испарению  $CCl_4$  и превращению большей части оставшейся органики в дибутилфосфат. Более плотный дибутилфосфат, захватив выделенный плутоний, мог опуститься на дно сосуда и в трубу, где он уже не мог вносить ощутимый вклад в реактивность системы. Как это часто случается после аварии, трудно оценить правильность этого предположения, но оно, как кажется, дает разумное объяснение явлений.

## **11. ПО «Маяк», г. Озерск, 7 сентября 1962 г.**

***Раствор нитрата плутония в реакторе-растворителе; три вспышки; незначительное облучение.***

Авария произошла в цехе, где исходный продукт восстанавливали до металлического плутония, который далее очищали от примесей и превращали в слитки. В ходе этих процессов образуются шлаки, включая шлаки и тигли от литья, с разным содержанием плутония при его среднем значении 1% по массе. Эти шлаки собирали, упаковывали и хранили до их химической переработки для извлечения плутония. Временное хранение шлаков, без разделения на «бедные» и «богатые», происходило в одном вытяжном шкафу. Масса плутония оценивалась в результате взвешивания шлака с учетом среднего содержания. Авария произошла при химическом растворении этих шлаков в реакторе опасной геометрии.

Ввиду отсутствия приборов контроля и непредставительности отбора проб, среднее значение содержания плутония в шлаках определяли по результатам анализа проб растворов

уже после растворения шлаков. Таким образом, накапливали статистику по содержанию плутония в шлаках, определяли его среднее значение (1%) и статистическое отклонение.

В большинстве емкостей содержалось менее 50 г плутония на 5000 г шлаков, но иногда из-за технологических отклонений содержание плутония могло значительно превышать 100 г. Все емкости, независимо от содержания в них плутония, хранились в одном и том же вытяжном шкафу, ожидая своей очереди на переработку. Загрузка рассчитывалась на основании статистических данных по содержанию плутония в отходах.

Первым этапом извлечения плутония было растворение шлаков в азотной кислоте. Обычно объединяли пять емкостей со шлаками и подавали их на растворение, по технологии нельзя было подавать на растворение больше 6 емкостей. В используемой для этого камере имелось два идентичных реактора-растворителя цилиндрической формы: реактор № 1 и № 2. Камера имела защиту из свинца толщиной 5 см и стали – 0,8 см. Геометрические параметры реакторов следующие: диаметр 0,45 м, высота 0,62 м, объем ~100 л. Каждый из реакторов был оснащен мешалкой, внешним нагревателем (водяная рубашка толщиной 6,0 см) и устройством отбора проб раствора с целью контроля его кислотности (рН) в процессе растворения. Реакторы закрывались сверху съемными крышками. Реагенты подавались по трубопроводам, а шлаки вручную. В процессе растворения партий шлаков необходимо было выдерживать определенную кислотность раствора, при этом нейтрализацию избыточной кислоты проводили добавкой новых порций шлаков.

За несколько дней до аварии проводились технологические исследования по получению металлических слитков из стружки. После ремонта в реактор № 2 первой на растворение подавалась партия шлаков от этих операций. В партию входили высококонцентрированные шлаки, содержащие 318 г плутония. После процесса растворения только 11 г плутония перешло в раствор. Это указывало на неполное растворение, и на это должны были обратить внимание операторы и приостановить загрузку следующей партии шлаков в реактор № 2. Несмотря на это, была осуществлена загрузка следующей порции шлаков, содержащей 352 г плутония.

Поскольку велся ремонт коммуникаций для передачи жидкостей, первоначально в реактор № 2 была подана только азотная кислота. Спустя несколько часов была добавлена вода, что является технологическим нарушением: по правилам, вода должна подаваться первой. Кроме того, количества этих жидкостей не соответствовали регламенту. По прошествии нескольких часов растворения было определено, что раствор имеет повышенную кислотность. Последующее смешивание привело к тому, что раствор, как показали измерения, стал слегка щелочным. После отстоя раствор передали в сборник.

Нет подтверждающих записей, но вероятнее всего, во время длительного процесса растворения в реактор № 2 была добавлена дополнительная порция шлаков от металлургических операций для нейтрализации раствора. Затем были выполнены еще две последовательные операции растворения. После первой операции раствор был еще кислотным. Во время второй операции был добавлен аммиачный раствор, в результате этого раствор стал нейтральным. Процесс был завершён выключением мешалки и нагрева реактора. Вскоре после этого (~через 10 мин, в 00 ч 15 мин) сработала аварийная сигнализация о возникновении СЦР, и весь персонал цеха эвакуировался в подземный тоннель.

Было определено (по отсутствию активации натрия в крови), что никто не получил большой дозы радиации. Пик мощности пришелся на тот момент, когда операторы были на перерыве. Следующая рабочая смена по расписанию должна была заступить в 1 ч 00 мин, но заступающую смену не пустили на предприятие, и все работники предыдущей смены оставались на месте. Все операции по ликвидации аварии выполнялись дистанционно из комнаты начальника смены, находящейся примерно на расстоянии 30 м от места аварии; все работы велись до тех пор, пока система не была приведена в подкритическое состояние.

Спустя 15 минут после первого пика мощности были сделаны попытки дистанционно слить содержимое реактора № 2. С интервалом около 20 мин (в 1 ч 10 мин) возник второй пик мощности. Тогда, приблизительно на 15 мин, опять включили мешалку и нагрев, чем, как предполагается, задержали третий пик, который произошел через ~40 мин после второго.

Второй пик мощности, очевидно, не превышал первый, так как и в том, и в другом случае не сработали удаленные датчики.

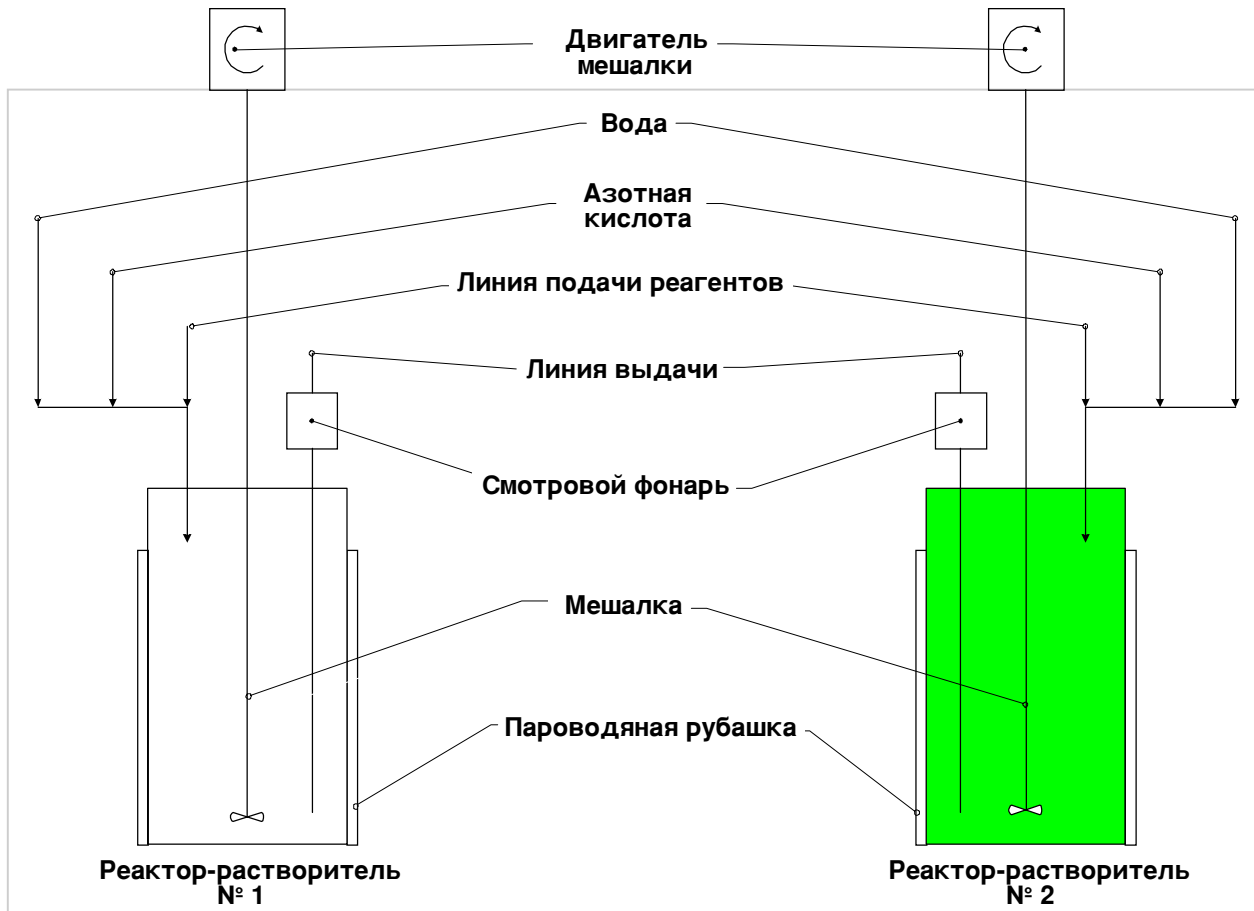


Рисунок 17. Схема оборудования камеры.

После второго пика мощности на место прибыли начальник цеха и директор завода, а также специалисты службы ядерной безопасности и физики. Они и руководили всеми последующими операциями. Попытки дистанционно слить реактор № 2 с помощью различных способов продолжались до тех пор, пока не произошел третий и последний всплеск мощности, около 1 ч 55 мин. Было отмечено, что из реактора № 2 была выброшена часть раствора, так как на столешнице камеры появились его следы.

После 3-го пика сработали датчики аварийной сигнализации на большем расстоянии (до 150 м от места аварии), чем после 1-го и 2-го пиков. Спустя 0,5 часа после 3-го пика мощность дозы  $\gamma$ -излучения на расстоянии 10 м от камеры составляла 500 мкР/с.

После 3-го пика опять включили мешалку и нагрев для поддержания подкритического состояния системы в ходе выдачи активного раствора в стационарные емкости по штатным коммуникациям.

Окончательная выдача раствора представляла собой двухступенчатый процесс. Вначале примерно половина раствора реактора № 2 была передана в отдельную емкость, а затем по частям в несколько контейнеров. Эта процедура затем повторялась для оставшегося в реакторе № 2 раствора. Все контейнеры хранились в изолированной комнате, их содержимое было переработано только после того, когда уровень радиации снизился до определенного значения.

Порог срабатывания датчиков аварийной сигнализации составлял 110 мР/ч. Датчики размещались на расстоянии максимум 30 м друг от друга, обычно они располагались



значительно ближе. Спустя 15 минут после первого пика мощности уровень радиации возле камеры составлял примерно 2,2 Р/ч; через 30 минут после третьего пика мощности уровень радиации возле камеры составлял 1,8 Р/ч.

Как было установлено, общее количество плутония в реакторе было 1,32 кг, что в ~3 раза превышало норму. В азотнокислом растворе содержалось 933 г плутония, и богатый осадок был обнаружен на дне реактора № 2. Он содержал 391 г плутония при массе 660 г, остальное составляла графитовая пульпа от тиглей. По косвенным и грубым оценкам, энерговыделение в реакторе за все три пика составило  $\sim 2 \times 10^{17}$  делений. Был небольшой выброс раствора из реактора в камеру, скорее всего, во время третьей вспышки.

Несколько факторов повлияли на возникновение аварии:

- Опасная геометрия оборудования.
- Загрузка «богатых» шлаков в реактор на растворение, когда норма загрузки основывалась на средних значениях содержания плутония в шлаках.
- Хранение в камере «богатых» шлаков вместе с часто встречающимися «бедными» шлаками.
- Нечеткие и трудно читаемые надписи на емкостях со шлаками.
- Нарушение технологического процесса (последовательности) при загрузке реагентов.
- Неадекватный контроль над операциями со стороны руководства; неадекватное внимание к тому, чтобы все учетные документы велись должным образом.
- Отсутствие приборов технологического контроля.

Предполагаемой причиной аварии стала нейтрализация раствора в реакторе порцией шлаков, содержание плутония в которой оказалось аномально высоким.

Персонал в этой аварии не пострадал и не получил больших доз, что впоследствии подтвердилось при медицинском обследовании; разрушений не было, однако внутри камера была загрязнена соединениями плутония, и потребовалась дезактивация.

## **12. Сибирский химический комбинат, г. Северск, Химико-металлургический завод, 30 января 1963 г.**

*Установка для растворения отходов, содержащих уран с обогащением 90%; многочисленные всплески мощности; незначительные дозы облучения.*

Установка являлась частью технологической линии по регенерации отходов металлургического производства урана. Отходы представляли собой труднорастворимые осадки, требовавшие длительного растворения в концентрированной азотной кислоте. Для оптимизации процесса в установке использовались два растворителя, загружавшихся поочередно. Схема установки изображена на рисунке 18.

Раствор из реактора в промежуточную емкость, далее на нутч-фильтр и сборник передавался с помощью вакуума. Все оборудование имело опасную геометрию, и предотвращение в нем критичности обеспечивалось ограничением массы делящегося материала и практически полностью зависело от надежности аналитического контроля урана в отходах и растворах.

Количество отходов, загружаемых в реактор-растворитель, рассчитывалось по результатам химического анализа на содержание урана в отходах. Перед загрузкой в растворитель отходы взвешивали. Технологическим регламентом допускалось повторное использование растворов с низкой концентрацией урана из сборников 64-А или 64-В для растворения очередной партии отходов в реакторах 61-А или 61-В, при этом масса урана в загружаемых на растворение отходах и возвращаемых растворах не должна была превышать

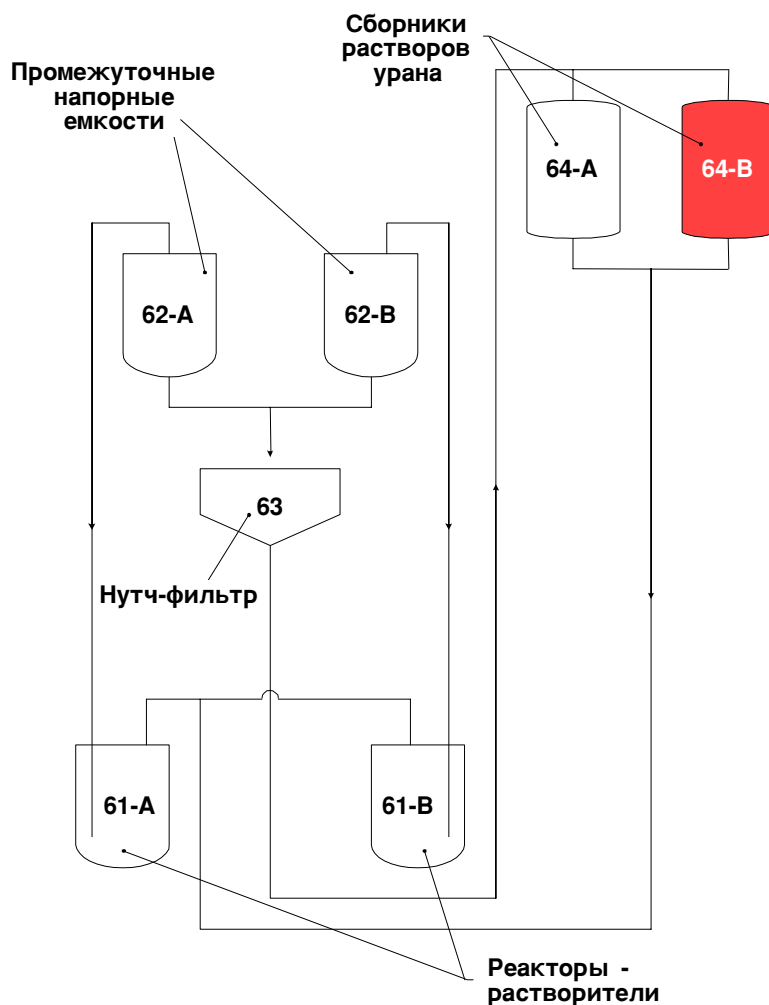
установленного предела (нормы) загрузки урана. Для этого пробы раствора на анализ концентрации урана отбирали из сборников 64-А и 64-В.

Несмотря на важную роль аналитического контроля урана, результаты лабораторных анализов проб из отходов допускалось выражать любой из двух следующих единиц:

- 1) грамм урана на один килограмм отходов, г/кг;
- 2) отношение массы урана к массе отходов, массовая доля, %.

Для концентрации растворов использовалась только одна единица – г/л.

30.01.1963 г. на установку растворения поступили два контейнера с отходами и результатами лабораторного анализа проб из них, выраженными в процентах (~18%). Руководитель работ на установке в задании операторам записал результат для концентрации урана в отходах как 18 г/кг, т. е. ошибочно уменьшил его реальное значение в десять раз.



**Рисунок 18. Аппаратурная схема установки. Цифрами обозначены: 61-А и 61-В – реакторы-растворители, 62-А и 62-В – промежуточные напорные емкости, 63 – нутч-фильтр, 64-А и 64-В – сборники растворов урана.**

Оператор загрузил 2 кг отходов в аппарат 61-А из одного контейнера и 5 кг из другого, что соответствовало реальной массе ~1260 г урана. В следующую смену другой оператор завершил операцию растворения и передал раствор в сборник 64-А. Из этого раствора была отобрана проба для химического анализа. Оператор следующей смены по телефону запросил результат анализа раствора в сборнике 64-А. Из лаборатории ошибочно сообщили результат для раствора

не из сборника 64-А, а из другой емкости, в которой концентрация урана была в ~10 раз меньше. Руководитель работ на основании этой информации принял решение использовать этот «бедный» раствор для растворения следующей партии отходов с массой 1255 граммов. Оператор передал раствор из сборника 64-А в реактор-растворитель, в котором таким образом оказалось более 2500 г урана (масса урана, близкая к критической). Однако в реакторе критическое состояние не было достигнуто во время процесса растворения.

В отличие от сборника 64-В, имевшего с двух сторон отражатель из кирпича, реактор 61-А находился в центре помещения. В процессе фильтрации раствора в сборник 64-В в 18 ч 10 мин 30.01.63 г. уровень раствора превысил критическую высоту, и возник первый пик мощности цепной реакции.

По результатам расследования обстоятельств ядерной аварии было установлено, что в сборнике 64-В находилось около 2520 г U с концентрацией ~71 г/л в объеме 35,5 л. Сборник представлял собой цилиндр диаметром 390 мм и имел полусферическое днище.

Цепная реакция имела циклический характер: за ~10 часов было зарегистрировано 8 пиков цепной реакции уменьшающейся мощности с общим энерговыделением около  $7,9 \times 10^{17}$  дел. Это значение определено по результатам анализа проб на содержание продукта деления  $^{140}\text{La}$  в растворе после ядерной аварии. Самогашение пиков происходило благодаря следующим эффектам: образованию радиолитического газа и выбросу части раствора в коммуникации, нагреванию раствора и вызванному им уменьшению плотности системы (росту утечки нейтронов), а также увеличению температуры нейтронного газа (увеличению жесткости его энергетического спектра). По мере остывания раствора и его слива обратно из коммуникаций система вновь становилась надкритической.

Для полного прекращения цепной реакции в 4 ч 30 мин 31.01.1963 г. часть раствора была слита из сборника 64-В в переносные емкости объемом 5 литров. Весь раствор (~35,5 л) хранился в течение года в помещении за бетонной защитой, после чего был переработан.

После срабатывания системы аварийной сигнализации (САС) от первого пика мощности весь персонал был эвакуирован, часть его прошла медицинское обследование. САС имела детекторы в виде счетчиков Гейгера с порогами срабатывания 30 мкР/с. Четыре человека, находившихся на расстоянии около 10 м от сборника 64-В, облучились дозами от 6 до 17 рад. Не было разгерметизации оборудования, выбросов газоаэрозолей и загрязнения помещений. Остановка технологического процесса длилась не более 12 часов.

### **13. Сибирский химический комбинат, г. Северск, 2 декабря 1963 г.**

***Высокообогащенный уран, U(90%); накопление органики в вакуумной ловушке опасной геометрии; 16 слабых всплесков мощности в течение 16 часов; незначительное облучение.***

В процессе переработки растворов урана с обогащением 90% по  $^{235}\text{U}$  их передача из аппарата в аппарат или между технологическими установками производилась с помощью вакуумной системы. При этих операциях практически всегда имели место случайные поступления растворов в вакуумную систему в виде капель, брызг, стоков конденсата. Иногда, вследствие промахов оператора, аппараты переполнялись раствором, часть которого попадала в вакуумные линии. Для защиты вакуумной системы от попадания в нее технологических растворов, а также для контроля миграции растворов из аппаратов были установлены три ловушки на коллекторе вакуума. Первые две (№ 696 и № 697 на рисунке 19) были рабочими и предназначались для сбора растворов из вакуумных линий. Третья ловушка (№ 694) была контрольной и предназначалась для приема растворов из первых двух в случаях их заполнения до определенного уровня. Все три ловушки имели полусферические днища и представляли собой одинаковые цилиндрические емкости опасной геометрии диаметром 500 мм и объемом до 100 литров.

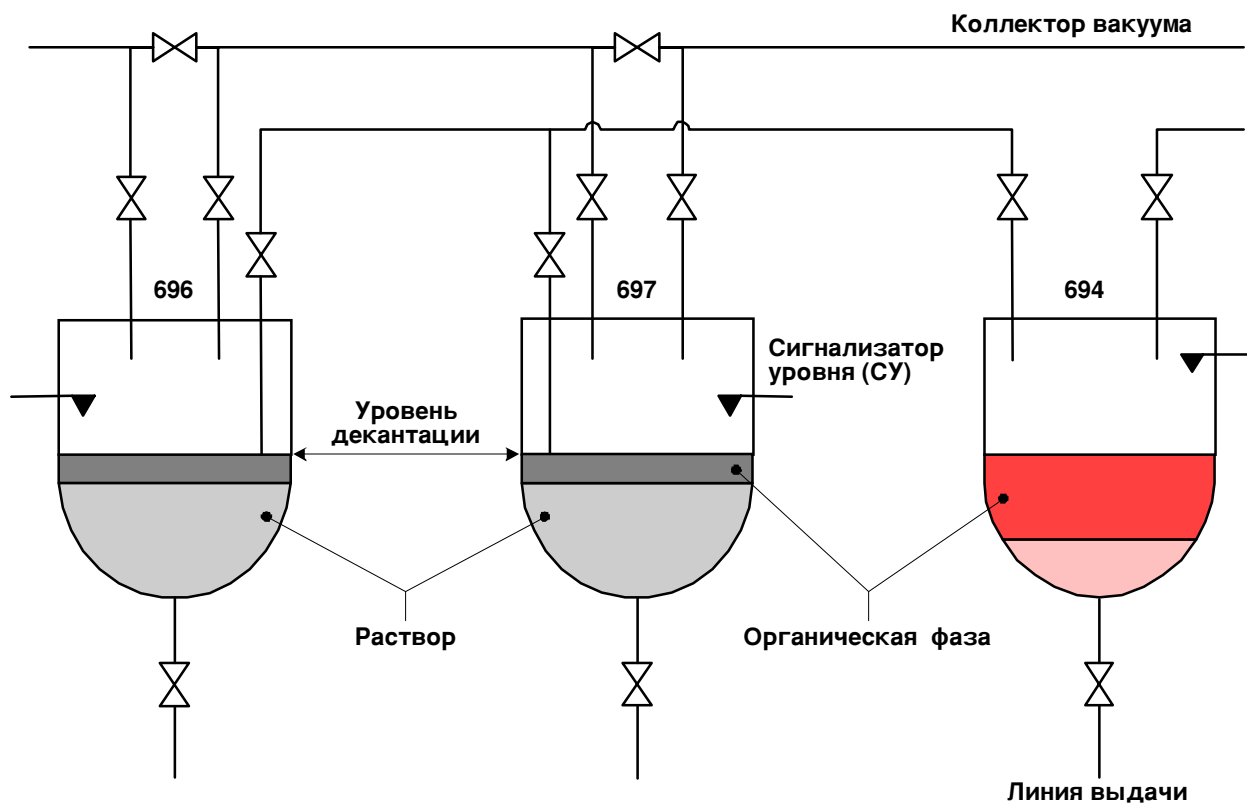
В каждой ловушке был установлен электроконтактный датчик (сигнализатор уровня, СУ), который срабатывал при достижении раствором установленного уровня. В ловушках

№ 696 и № 697 этот уровень был примерно вдвое ниже, чем в ловушке № 694. При срабатывании сигнализатора уровня в ловушке № 696 или № 697 содержащийся в ней раствор передавался в ловушку № 694. Процесс передачи заканчивался на уровне, который определялся положением конца погруженной в раствор трубки для его декантации. При срабатывании уровнемера в ловушке № 694 содержащаяся в ней жидкость полностью передавалась на переработку.

Крупным недостатком электроконтактного уровнемера было то, что он срабатывал только в электропроводящей жидкости, например, в воде или азотнокислом растворе урана. При контакте со слоем экстрагента типа ТБФ (трибутилфосфата) ввиду его низкой электропроводности такие сигнализаторы уровня не срабатывают. При их вводе в эксплуатацию полагали, что поступления органического экстрагента в ловушки будут пренебрежимо малыми. Однако на практике они оказались значительными, так как вакуумная система передач охватывала и аппараты узла экстракции.

В обычном, регламентном режиме технологии ловушки № 696 и № 697 по показаниям сигнализаторов уровня опорожнялись до 4-х раз в сутки. В ловушки поступали азотнокислые растворы и органический экстрагент.

В ловушках № 696 и № 697 происходило расслоение органической и водной фаз.



**Рисунок 19. Схематическое изображение раствора и органической фазы в ловушках.**

Находившийся сверху слой экстрагента не обнаруживался уровнемером, который срабатывал, когда к датчику поднимался раствор. Поступавшие в ловушки № 696 и № 697 растворы первоначально проходили через слой экстрагента, при этом часть урана переходила в экстрагент. Аналогичная ситуация имела место и в ловушке № 694, в которой передаваемый из ловушек № 696 и № 697 раствор урана смешивался с экстрагентом (верхняя фаза) и затем с раствором (нижняя фаза). Таким образом, происходило постоянное поступление во все три ловушки экстрагента и его насыщение ураном без контроля ситуации.

Непосредственно перед аварией раствор из ловушки № 694 не выдавался в течение 8 суток, так как сигнализатор ни разу за это время не сработал.

2 декабря 1963 года в 23 ч 45 мин сработал датчик № 38 системы аварийной сигнализации, находившийся вблизи каньона с тремя вакуумными ловушками. Порог срабатывания датчика по мощности дозы  $\gamma$ -излучения составлял 30 мкР/с, его показания быстро возросли до 3000 мкР/с. В результате обследования радиационной обстановки было установлено, что цепная реакция произошла в ловушке № 694. В течение первых ~195 минут произошло 11 всплесков мощности делений с интервалами между ними около 20 мин.

В 3 ч 45 мин 03.12.63 г. было принято решение об отключении вакуумной системы, после чего часть экстрагента, выплеснувшегося ранее вследствие цепной реакции в вакуумные коммуникации, слилась обратно в ловушку. Это привело к возникновению пика мощности, аналогичному по интенсивности первому. С 3 ч 45 мин до 8 часов 03.12.63 г. в ловушке наблюдалось 4 пика мощности с убывающей интенсивностью, между которыми, по показаниям стационарных датчиков, наблюдались флуктуации мощности дозы  $\gamma$ -излучения.

В 15 часов 03.12.63 г. мощность дозы значительно снизилась, и в ловушку № 694 залили 30 литров 10%-ного раствора азотнокислого кадмия как поглотителя нейтронов. При этом предполагали, что в аварийной системе преобладает раствор урана, а не экстрагент с ураном, и что растворы урана и кадмия смешаются между собой. Однако раствор кадмия практически полностью заполнил нижнюю полусферическую часть объема ловушки и только вытеснил из нее экстрагент. Система стала подкритической, так как приобрела менее оптимальную геометрию. После этого в донную часть ловушки ввели шланг (сифон) и начали выдачу раствора в сборник безопасной геометрии. Однако в самом начале выдачи возник пик цепной реакции, ставший шестнадцатым и последним в данной ядерной аварии. Он возник вследствие выдачи раствора кадмия и поступления экстрагента обратно в полусферическую донную часть ловушки.

Несмотря на его возникновение, выдача раствора продолжалась. Всего из ловушки № 694 было выдано 60–65 литров экстрагента с концентрацией урана 33 г/л. Общая масса урана с обогащением 90% составила около 2140 г.

Число делений за аварию составило  $1,6 \times 10^{16}$ ; оно было определено на основе анализа проб раствора на содержание  $^{140}\text{La}$ . В момент возникновения цепной реакции в каньоне вакуумных ловушек никого не было. Ближайший к месту ее возникновения работник получил дозу менее 5 рад. Эвакуация персонала была быстрой и эффективной.

Оборудование не пострадало, радиоактивных загрязнений не было. Проект установки был изменен.

#### **14. Завод по химпереработке топлива компании «Юнайтед Нуклеар Фьюелз», шт. Род-Айленд, 24 июля 1964 г.<sup>23,24</sup>**

***Раствор уранилнитрата, U(93%), в емкости для раствора карбоната натрия; два всплеска мощности; один смертельный исход; два человека получили значительные дозы облучения.***

Данная авария произошла на радиохимическом заводе, расположенном в Вуд Ривер Джанкшн, штат Род-Айленд. На заводе осуществлялось выделение высокообогащенного урана из отходов производства тепловыделяющих элементов. Завод работал по трехсменному графику (смены по 8 часов) пять дней в неделю. Материал доставлялся на завод в виде раствора уранилнитрата с концентрацией урана в диапазоне от 1 до 5 г/л в бочках объемом 55 галлонов (208 л). Затем производилась очистка уранилнитрата в экстракционном процессе с использованием трибутилфосфата в смеси с керосином в качестве разбавителя. После реэкстракции кислотой очищенный раствор уранилнитрата пробулькивался через колонну, в которой находилось фиксированное количество (от 4 до 6 л) трихлорэтана (ТХЭ). ТХЭ удалял

всю органику, которая содержалась в растворе. Первоначально по проекту завода предполагалась одна заправка свежего ТХЭ на срок от 6 месяцев до одного года.

Типичные при пуске нового производства трудности (завод был пущен 16 марта 1964 г.), большие количества перерабатываемых органических остатков и повышенный выход выделяемого урана привели к сокращению срока использования ТХЭ до примерно 1 недели. Поэтому в начале апреля была разработана технология для извлечения урана из использованного ТХЭ перед его захоронением. Уран выделялся из раствора с очень низкой концентрацией (от 0,4 до 0,8 г/л) путем промывки ТХЭ раствором карбоната натрия. Первоначально операция проводилась путем взбалтывания или встряхивания вручную раствора, разлитого в небольшие бутылки диаметром 5 дюймов (127 мм) и емкостью 11 л. Такой довольно трудоемкий процесс применялся до 16 июля. В этот день вследствие накопившегося необычно большого количества ТХЭ с примесью урана начальник смены разрешил оператору воспользоваться для осуществления данного процесса емкостью, предназначенной для приготовления карбоната натрия, поскольку концентрации урана не превышали 800 ppm. Емкость имела диаметр примерно 18 дюймов (457 мм) и высоту 26,375 дюймов (670 мм). Она располагалась на третьем этаже здания, в котором размещались экстракционные колонны. Выполнение этой процедуры передавалось от одного оператора другому по смене. В течение промежутка времени с 16 по 24 июля каждый из этих двух операторов промыл от 10 до 12 бутылей, используя для этого емкость для приготовления карбоната натрия. Необходимо отметить, что обработка ТХЭ с использованием каких бы то ни было методов не была предусмотрена лицензией, выданной предприятию, т. е. не была утверждена надзорным органом.

За день до аварии заводской выпарной аппарат стал плохо работать, поэтому пришлось его разобрать для очистки. В процессе очистки на соединительной линии была обнаружена пробка из кристаллов нитрата урана. Кристаллы были растворены паром, и получившийся в результате концентрированный раствор урана (256 г/л) был слит в полиэтиленовые бутылки, идентичные тем, в которых обычно содержались растворы ТХЭ очень низкой концентрации. На все бутылки с раствором высокой концентрации были прикреплены соответствующие этикетки.

В пятницу 24 июля примерно в 18 ч 00 мин оператор, направленный на выполнение работ с экстракционными колоннами, спросил своего начальника смены, нужно ли промывать ТХЭ. Поскольку использованный раствор ТХЭ должен был пойти на промывку технологической колонны, начальник ответил оператору, что промывать раствор ТХЭ не обязательно. Тем не менее, оператор пошел искать бутылку с раствором ТХЭ, чтобы промыть его. К несчастью, оператор перепутал бутылки и взял раствор с высокой концентрацией урана вместо ТХЭ низкой концентрации. Бутылку перевезли на тележке к лестнице, а потом вручную подняли на третий этаж, где находилась емкость с карбонатом натрия. Этикетка с этой бутылки, на которой было правильно указано ее содержимое, т. е. раствор урана высокой концентрации, была найдена после аварии на полу возле тележки.

Поднявшись на третий этаж, оператор перелил содержимое бутылки в емкость, содержащую 41 л раствора карбоната натрия, оборудованную механизмом для перемешивания с электроприводом. Критичность была достигнута, когда почти весь уран в растворе был перелит. При всплеске мощности (выход составил от  $1,0 \times 10^{17}$  до  $1,1 \times 10^{17}$  делений) примерно 20% раствора выплеснулось из емкости, облив потолок, стены и самого оператора. Упавший на пол оператор смог встать на ноги и убежать с участка в убежище (на расстоянии 180 м).

Через полтора часа после аварии в здание вошли начальник производства завода и начальник смены участка для того, чтобы слить раствор из емкости. Когда они поднялись на третий этаж, начальник производства завода вошел в комнату и подошел к емкости для приготовления карбоната натрия, а начальник смены остался в дверном проеме. Начальник производства убрал бутылку (все еще вставленную вверх дном в емкость) и отключил мешалку. После этого он вышел из комнаты, обошел начальника смены и пошел впереди него вниз по лестнице. Для всех в этот момент оставалось неизвестным (поскольку после первого всплеска мощности продолжала работать аварийная сигнализация), что после выключения мешалки произошло изменение геометрии раствора: схлопнулась воронка. При этом добавилась реактивность, достаточная для того, чтобы вызвать второй большой всплеск мощности или,

может быть, серию маленьких всплесков. По оценке, энерговыделение во втором всплеске мощности составило от 2 до  $3 \times 10^{16}$  делений, при этом раствор больше не выплескивался из емкости. Начальник производства и начальник смены спустились на второй этаж, потом на первый этаж и начали сливать раствор из емкости через вентили, которые там находились. Когда дренажная линия оказалась забитой осадком, начальник производства вернулся к емкости, снова включил мешалку, а потом вернулся к начальнику смены, который на первом этаже сливал раствор в 4-литровые бутылки.

То, что произошел второй всплеск мощности, осознали только после того, как оценили дозы, полученные начальником производства и начальником смены. Начальник смены получил примерно 100 рад, а начальник производства – примерно 60 рад. Обе дозы намного превысили ожидаемые значения и противоречили данным предоставленных ими отчетов об их действиях. Только после тщательного анализа удалось понять, что оба облучились в результате второго всплеска мощности, который, наиболее вероятно, произошел как раз тогда, когда начальник производства обходил начальника смены на пути к лестнице.

Доза радиации, полученная оператором в результате первого всплеска мощности, составила, по оценке, около 10000 рад. Он умер спустя 49 часов. Остальной персонал завода получил незначительные дозы. В результате проведенного расследования было установлено, что к моменту первого всплеска мощности в 51 литре раствора в емкости для карбоната натрия содержалось 2820 граммов урана. Система не получила механических повреждений, хотя впоследствии понадобилось удалить расплескавшийся раствор. Полное энерговыделение было эквивалентно  $1,30 \pm 0,25 \times 10^{17}$  делений.

## **15. Машиностроительный завод, г. Электросталь, 3 ноября 1965 г.**

*Смесь с водой диоксида урана, U(6,5%), в водяном баке вакуумного насоса; одна вспышка; незначительные дозы облучения.*

Ядерная авария произошла на Машиностроительном заводе, г. Электросталь, в четверг 3 ноября 1965 года. Завод работал 24 часа в сутки в режиме 4 смен по 6 часов. В здании 242, где произошла авария, размещался аппарат «Сатурн», предназначенный для газопламенного восстановления гексафторида урана до окислов в водородно-воздушном пламени. С 23.09.1964 г. по 19.10.1965 г. на установке восстановления получали окислы урана с обогащением 2% по урану-235. Однако, из-за необходимости обеспечить топливо для двух вновь принятых в эксплуатацию ураново-графитовых энергетических реакторов Белоярской АЭС, было принято решение о переводе на работу с гексафторидом урана 6,5%-го обогащения. Для этого бункер был зачищен, фильтры заменены новыми, вода объемом 150 л в контуре вакуумного насоса была слита, а контур был заполнен чистой водой. Планировалось смонтировать третий фильтр, помимо двух имеющихся непосредственно перед насосом, однако это оперативно не сделали и ввели установку в эксплуатацию 22.10.1965 г. Ядерная авария произошла 12 дней спустя.

Схематическое изображение установки для производства оксида урана из гексафторида урана и ее вакуумной системы в здании 242 представлено на рисунке 20. Процесс начинается подачей гексафторида урана в аппарат «Сатурн», показанный на схеме. В нем происходит восстановление гексафторида урана в водородно-воздушном пламени с получением оксидов, собирающихся на дне аппарата. Рабочий персонал вспоминает (но документы не подтверждают), что аппарат «Сатурн» был оборудован линией улавливания газообразного фтористого водорода. Оксиды затем передавались к бункеру-накопителю. Передача оксидов из аппарата «Сатурн» в бункер-накопитель осуществлялась при помощи вакуума. Из бункера-накопителя оксиды выгружались в банки безопасной геометрии с объемом, равным двадцати литрам. Процесс выгрузки являлся просто операцией гравитационной пересыпки из бункера-накопителя в двадцатилитровые банки. Вакуумная система выключалась во время загрузки банки. После заполнения банок порошком оксида они транспортировались из здания 242 в другое здание, где порошок загружался в печь прокаливания для обезфторивания и полного восстановления до

UO<sub>2</sub>. В качестве рабочей жидкости в вакуумном насосе использовалась вода, которая циркулировала через бак насоса и трубчатый теплообменник.

Сама вакуумная система была расположена этажом ниже аппарата «Сатурн» и бункера-накопителя. Для предотвращения попадания порошка UO<sub>2</sub> в вакуумную систему между бункером и насосом проектом были предусмотрены два фильтра из лавсановой ткани: основной фильтр на бункере и контрольный фильтр перед насосом. Контрольный фильтр, согласно технологическому регламенту, должен был ежедневно проверяться на наличие порошка UO<sub>2</sub> и появление возможных дефектов посредством вскрытия и визуального осмотра на просвет. В случае обнаружения непрозрачности лавсанового полотна на просвет должен был вскрываться и осматриваться также и основной фильтр. Помимо осмотра контрольного фильтра, ежедневно должна была отбираться проба воды из контура насоса для анализа на содержание урана.

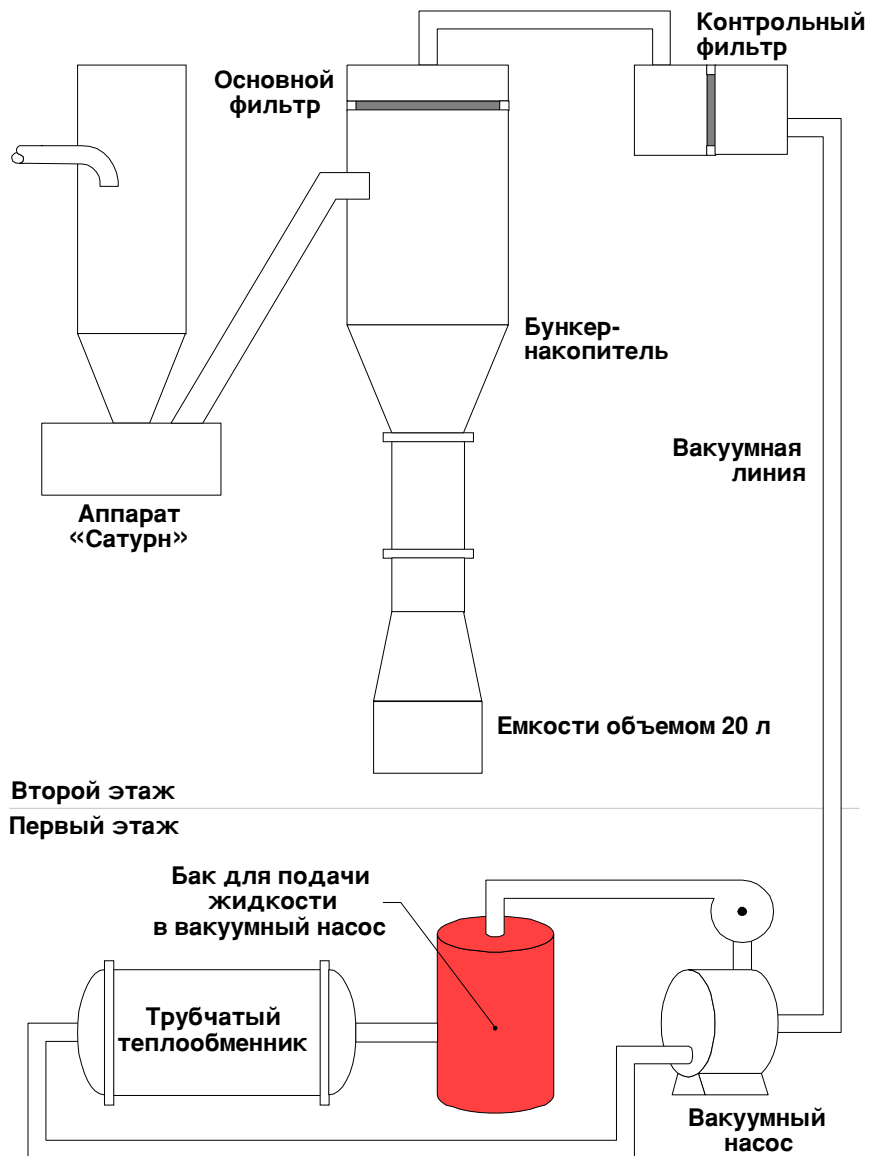


Рисунок 20. Схема установки для производства оксида урана из UF<sub>6</sub> и ее вакуумной системы.

Согласно правилам, от персонала каждой смены требовалось отобрать пробу из вакуумной системы и провести анализ для определения наличия урана. Обычно результаты анализа проб были готовы через полтора часа после их отбора. На заводе не было приборов неразрушающего контроля. Кроме того, такие приборы не применялись для обнаружения отложения урана



в вакуумной системе. Вакуумная линия, показанная на схеме, соединяла контрольный фильтр с водокольцевым вакуумным насосом, расположенным этажом ниже.

На схеме показаны также компоненты вакуумной системы. Эти компоненты состоят из самого водокольцевого вакуумного насоса, который, в свою очередь, связан с водяным баком и теплообменником «труба в трубе». Вода из теплообменника затем возвращалась в вакуумный насос. Для предотвращения повышения кислотности воды в случае, если HF поступит в систему, в воду добавлялся гидроксид калия. Водяной бак насоса геометрически представлял собой правильный круговой цилиндр с осью, ориентированной вертикально. Бак имел диаметр 65 см и высоту 90,4 см при объеме бака 300 литров. С боковой стороны бак был снабжен мерным стеклом, что позволяло видеть уровень воды в баке. Обычно бак работал менее чем наполовину заполненным водой. СЦР произошла в этом баке.

Третьего ноября 1965 года в 11 ч 10 мин утра в здании 242 сработала система аварийной сигнализации о возникновении СЦР. Весь персонал здания 242 был немедленно эвакуирован. В блоках детектирования системы использовались счетчики  $\gamma$ -излучения. В соседних зданиях аналогичные системы аварийной сигнализации не сработали. Первым в здание 242 через 50 минут после эвакуации вернулся главный физик. С помощью переносного детектора гамма-излучения он смог определить, что авария произошла в водяном баке вакуумного насоса. В то время измеренная им мощность дозы гамма-излучения составила  $10^3$  мкР/с на расстоянии 1,5 м от бака.

Действия по ликвидации аварии были направлены на то, чтобы исключить повторное достижение критического состояния. Эту работу выполняли операторы под руководством дозиметристов. С помощью длинного стержня было разбито мерное стекло на боковой поверхности бака. Для сбора воды, вытекающей из бака, были использованы поддоны безопасной геометрии. В этой операции собрали приблизительно 60 литров жидкости. Анализ показал, что жидкость содержала 85 граммов урана на литр, т. е. в целом 5,1 кг урана. Через восемь дней после аварии (11 ноября 1965 г.) бак был вскрыт, и из него было извлечено еще 51 кг урана. Общее количество материала, извлеченного из бака, составило 56,1 кг урана или, при 6,5% обогащении, около 3,65 кг  $^{235}\text{U}$ . Еще 13,9 кг урана было извлечено из теплообменника «труба в трубе» и патрубков, соединяющих их. В итоге было извлечено 70 кг урана, или примерно 4,6 кг  $^{235}\text{U}$ .

В результате расследования причин СЦР было установлено, что в основном фильтре лавсановая ткань отсутствовала, а в контрольном фильтре она не была полностью зажата фланцами. Поэтому порошок окислов урана мог проникать в вакуумную систему. Было также отмечено, что за короткое время (~12 дней) работы установки с ураном 6,5%-го обогащения состояние контрольного фильтра не проверялось, контроль воды в баке на содержание урана не осуществлялся в нарушение действующих инструкций.

Расследование было не в состоянии определить, как долго отсутствовала ткань в главном фильтре или как долго ткань в контрольном фильтре имела дефекты. Анализ рабочих записей, сделанных до перехода системы от урана с обогащением 2% к урану с обогащением 6,5%, показал, что такие производственные нарушения в прошлом не случались.

Для того чтобы оценить полную выделенную при аварии энергию, были сделаны анализы двух типов. Анализ первого типа основывался на результатах измерения мощности дозы –  $10^3$  мкР/с, выполненного на расстоянии 1,5 м от водяного бака через приблизительно 50 минут после аварии. Результат этого измерения был использован для оценки полного выхода:  $5 \times 10^{15}$  делений. Для определения полного энерговыделения был вырезан участок медного провода, находившийся на расстоянии 1,2 м от бака. По активации меди  $^{63}\text{Cu}$  ( $n, \gamma$ )  $^{64}\text{Cu}$  было определено, что число делений составило  $\sim 10^{16}$ . Однако этот метод, также как и метод, основанный на измерении  $\gamma$ -излучения от продуктов деления, имел значительные расчетные и экспериментальные погрешности.

Восстановление условий протекания аварии показывает, что после очередной остановки насоса 3.11.65 г. в баке начался процесс осаждения взвесей урана из циркулировавшей пульпы. К этому времени в баке уже существовал густой пастообразный осадок окислов урана.

В процессе осаждения взвесей образовалась надкритическая система, вероятно, на запаздывающих нейтронах с коротким периодом разгона мощности цепной реакции. Собственный фон нейтронов в баке составлял около  $0,8 \times 10^3$  н/с. Самогашение цепной реакции произошло вследствие смешивания части осадка с раствором и переноса (выброса) пульпы в коммуникации и трубы холодильника. Все оборудование осталось герметичным, и радиоактивного загрязнения помещений не произошло. Благодаря тому, что на расстояниях ближе 4,5 м от бака никого не было и персонал быстро покинул здание, а также из-за сравнительно малого числа делений никто существенно не был облучен. Расчет суммарных доз облучения работников показал, что рабочий, находившийся на расстоянии 4,5 м от места аварии, мог получить максимальную дозу 3,4 бэра. Все сотрудники, находившиеся в здании 242, прошли медицинское обследование.

## **16. ПО «Маяк», г. Озерск, 16 декабря 1965 г.**

***Раствор уранилнитрата, U(90%), в реакторе-растворителе; многократные вспышки; незначительные дозы облучения персонала.***

Авария произошла в цехе переработки отходов химико-металлургического завода. Перерабатываемые отходы поступали с операций растворения, осаждения и восстановления. Схема цеха переработки показана на рисунке 21. Труднорастворимые осадки первоначально подвергались прокалке для превращения урана, содержащегося обычно в количестве меньше одного весового процента, в закись-окись. В соответствии с регламентом, отходы с аномально высокой концентрацией урана, которые иногда возникали в результате переработки бракованных слитков, тиглей с трещинами и пр., направлялись в другие технологические зоны.

Оборудование химико-металлургического цеха представляло собой ряд перчаточных камер, в одной из которых располагались три одинаковые технологические цепочки, состоящие из реактора для растворения отходов, передаточной емкости, нутч-фильтра и сборника фильтратов (рис. 22).

Каждый из трех цилиндрических реакторов имел объем 100 л, диаметр 450 мм, эллиптическое днище, плоскую крышку с загрузочным люком, устройство для перемешивания пульсирующего типа и пароводяную нагревательную рубашку толщиной 25 мм.

На рисунке 22 представлены схема размещения оборудования в камере и направления движения реагентов. Каждый реактор был оснащен линией выдачи растворов в передаточную (напорную) емкость, линией вакуума, линиями сдувки и теплоносителя. Загрузка прокаленных отходов осуществлялась через загрузочный люк в крышке, имеющий уплотнение и запорное устройство.

Процесс растворения в азотной кислоте проводился с подогревом раствора во время перемешивания пульсатором. По завершении процесса растворения полученный таким образом раствор передавался с помощью вакуума в передаточную емкость, после чего раствор проходил через нутч-фильтр (для удаления нерастворенных твердых частиц) в сборник фильтратов.

Примерно за сутки до аварии, 15.12.1965 г., технолог смены выдал оператору задание на прокалку партии 1726 «богатых» отходов (содержание урана более 1%) в камере, печи которой были предназначены только для прокалки «бедных» отходов (содержание урана менее 1%), что было нарушением инструкции по ядерной безопасности.

После прокалки из этой партии «богатых» отходов была отобрана проба, и до получения результатов анализа контейнер с «богатыми» отходами был передан в другую камеру, в которой уже хранилось много других отходов, на комплектацию партии отходов для последующей передачи на растворение.

В аналитической лаборатории определили массовую концентрацию урана в пробе 1726, которая составила 44% (весовых). Этот результат был записан в журнале для проб, но не был передан в цех для записи в учетную карточку.

Оператор, комплектовавший отходы на растворение, обнаружил отсутствие результата анализа для пробы номер 1726 и по телефону запросил его в аналитической лаборатории.

В результате взаимного недопонимания между лаборантом и оператором последний записал результат анализа пробы 1826, в которой массовая доля урана была 0,32%, т. е. в ~138 раз меньше, чем в пробе 1726. Этот результат оператор внес в учетную карточку и на этикетку контейнера с «богатыми» отходами.

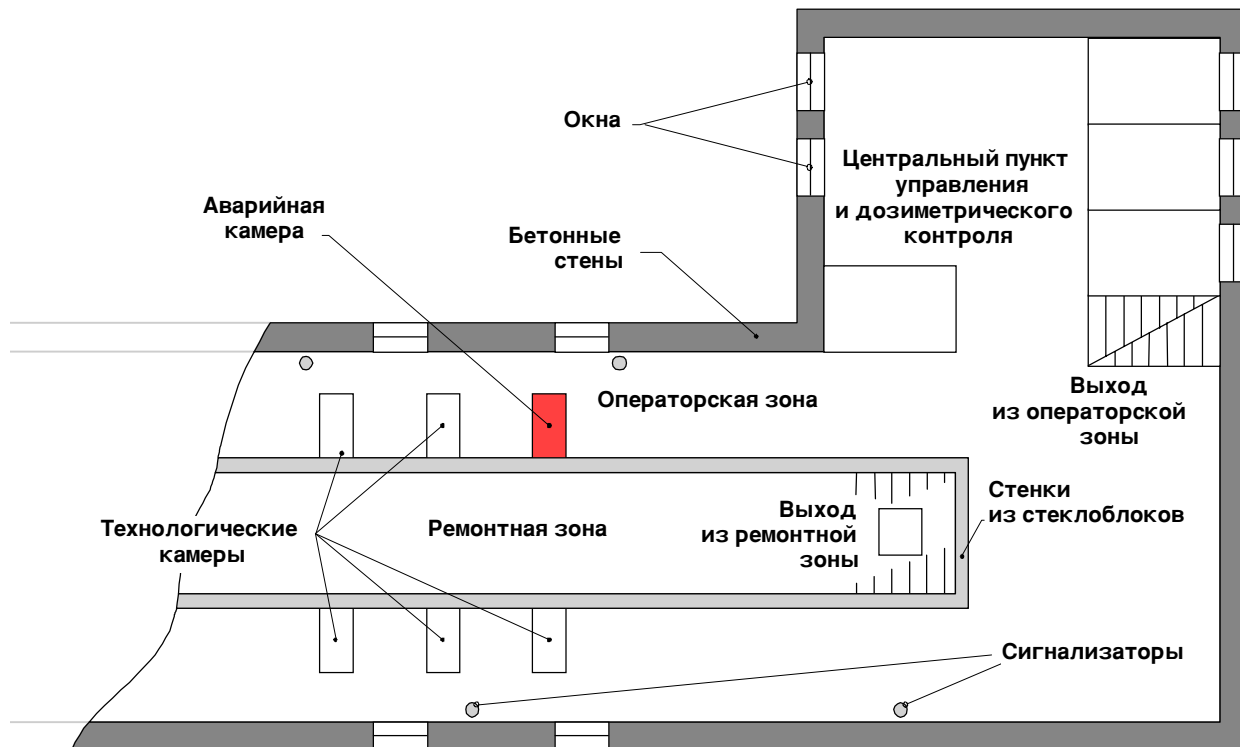


Рисунок 21. Схема химико-металлургического цеха.

На следующий день, 16.12.1965 г., отходы массой 5 кг, включая около 2,2 кг урана с обогащением 90%, были переданы на растворение как «бедные» и загружены в реактор, для которого норма загрузки составляла 0,3 кг урана, т. е. имело место превышение нормы загрузки более чем в 7 раз.

К этому моменту в двух других реакторах проводилось растворение «бедных» отходов.

«Богатые» отходы были загружены в реактор № 1. Согласно технологическому регламенту, растворение должно было производиться при температуре ~100 °С и при непрерывном перемешивании в течение 1,5 часов. Однако этот процесс был остановлен через 40 минут в связи с началом плановой уборки внутри камеры перед сдачей смены.

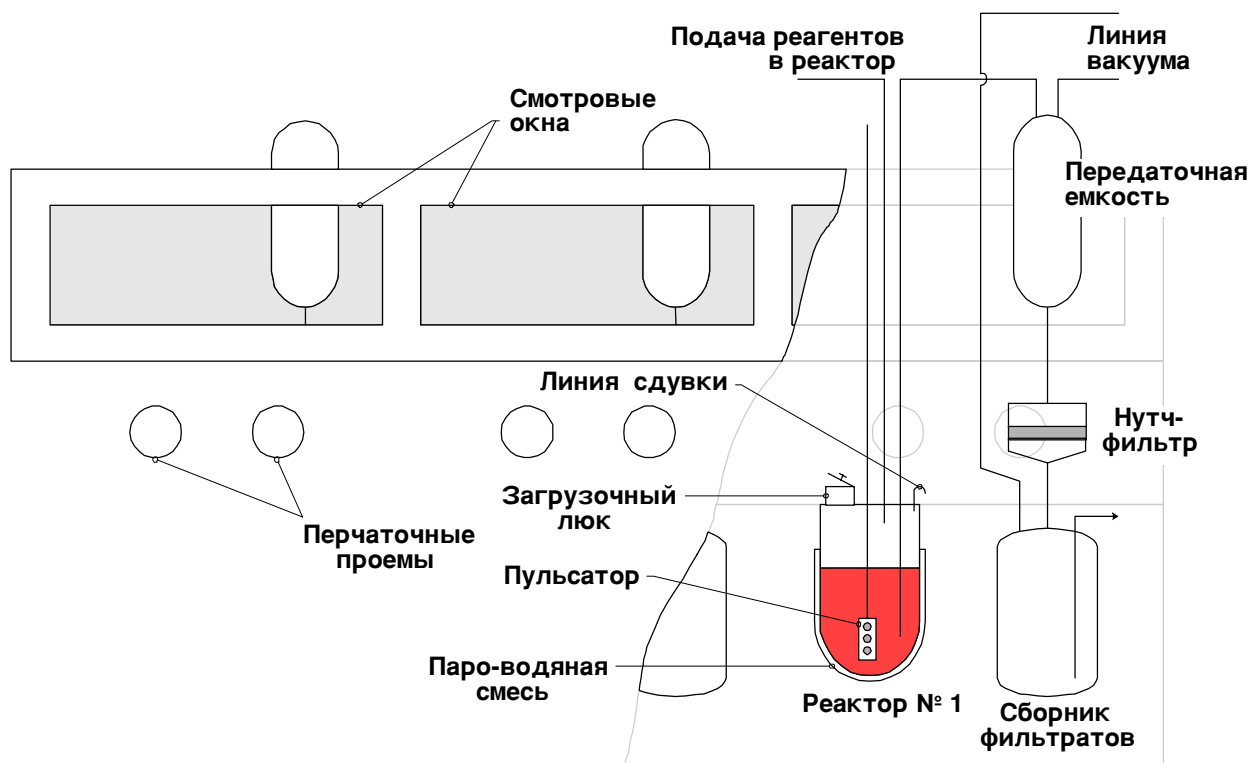
Примерно через 10 минут после выключения нагрева и перемешивания оператор, производивший уборку, услышал характерный звук кратковременного срабатывания ближайшего аварийного сигнализатора о возникновении ядерной аварии, покинул рабочее место и направился на центральный пульт управления для выяснения причин срабатывания сигнализатора. В этот момент произошло повторное срабатывание ближайшего сигнализатора. В последующие несколько секунд начали срабатывать сигнализаторы, более удаленные от реактора № 1. Всего в цехе сработало несколько десятков сигнализаторов типа УСИД-1.

Различимая во времени последовательность их срабатывания по мере увеличения расстояния между ними и местом аварии указывала на то, что нарастание мощности 1-го пика происходило на запаздывающих нейтронах. Весь персонал оперативно эвакуировался из цеха

и укрылся в подземном переходе, как это и было предусмотрено инструкцией и отрабатывалось на противоаварийных тренировках.

Срабатывание сигнализаторов и эвакуация персонала относились к моменту времени около 22 ч 10 мин 16.12.1965 г.

До прибытия противоаварийной комиссии (23 часа) наблюдение за динамикой СЦР велось по показаниям стационарных дозиметрических приборов ( $\gamma$ -излучение) и приборов РНС-6 технологического контроля (нейтронные поля) в другом здании на расстоянии ~50 метров от места аварии. Было зафиксировано 4 пика с интервалом 15-20 минут. После прибытия комиссии оценка радиационной обстановки показала, что помещение центрального пульта управления (рис. 21) безопасно для персонала даже в моменты пиков мощности, и дальнейшие наблюдения и руководство противоаварийными работами осуществлялось из помещения центрального пульта управления.



**Рисунок 22. Схема размещения оборудования в камере.**

Опрос персонала, анализ технологической и учетной документации, анализ диаграммных записей показаний стационарных дозиметрических приборов, диагностика  $\gamma$ -полей коллимированным носимым дозиметром “Карагач” позволили установить, что цепная реакция, вероятнее всего, протекает либо в реакторе №1, либо в передаточной (напорной) емкости (рис. 22).

По результатам измерений мощность дозы  $\gamma$ -излучения через ~1,5 минуты после очередного пика на расстоянии ~2 м составляла в среднем 2,2 мР/с.

Основываясь на том, что имелась техническая возможность для дистанционной подачи раствора кадмия в промежуточную емкость, было принято решение реализовать в первую очередь эту возможность с использованием существовавших коммуникаций. Эта операция была выполнена после 9-го пика мощности.

После заливки раствора кадмия было решено сделать контрольную паузу около 40 минут, чтобы убедиться в эффективности принятых мер. Однако уже через 20 минут был

зафиксирован очередной 10-й пик, что позволило однозначно определить место аварии – реактор № 1 (рис. 22).

Дистанционная подача раствора кадмия в реактор № 1 или выдача из него раствора урана, требовавшие сравнительно длительных ручных манипуляций, были признаны слишком опасными для персонала, так как вся запорная арматура (вентили) находилась внутри аварийной камеры и необходимые операции могли быть выполнены только вручную.

Поэтому было принято решение поместить в реактор через его загрузочный люк нарезанные из листа толщиной 0,5 мм полоски (стружки) металлического кадмия, смятые в комок с учетом диаметра загрузочного люка.

Операция была разбита на три последовательных этапа:

- Снятие двух перчаток для обеспечения доступа к загрузочному люку.
- Открывание крышки загрузочного люка.
- Погружение в раствор через загрузочный люк стружки кадмия толщиной 0,5 мм.

Первые два этапа выполнялись после 10-го пика специально проинструктированными опытными операторами, затратившими на эту работу (включая время подхода и ухода) 30 и 60 секунд.

К этому моменту мощность дозы по показаниям дозиметра вышла на постоянный уровень, и все работы были приостановлены.

На последнем этапе после одиннадцатого пика и паузы для существенного снижения мощности дозы старший инженер-физик осторожно опустил кадмий в реактор № 1, стараясь не создать на поверхности раствора волну, которая могла бы вызвать СЦР. На эту операцию было затрачено около 20 с. Немедленно началось растворение кадмиевой стружки в азотной кислоте, о чем свидетельствовало выделение типичного оранжевого дымка.

После введения кадмия в реактор № 1 состояние системы стало подкритическим, и по показаниям дозиметрических приборов наблюдался устойчивый спад мощности дозы  $\gamma$ -излучения.

Все три работника, выполнявшие описанные выше операции, имели при себе индивидуальные дозиметры, показания которых не превысили 0,3 Р.

Дозы облучения персонала составили:

- не более 0,1 Р – 17 человек,
- 0,1 – 0,2 Р – 7 человек,
- 0,2 – 0,27 Р – 3 человека.

Полное число делений за 11 пиков мощности было определено по активности проб раствора, отобранных после ликвидации аварии, и составило  $\sim 5,5 \times 10^{17}$ .

Через сутки после прекращения цепной реакции раствор из реактора был передан по временной схеме в безопасные емкости, которые затем отправили на хранение в специальное помещение и впоследствии переработали по обычной технологии после предварительной очистки от кадмия. По результатам лабораторного анализа проб концентрация урана в растворе составила 77 г/л. Общее количество материала в емкости составляло 28,6 л.

Оборудование камеры не было повреждено или загрязнено и через несколько дней после аварии было вновь введено в нормальную эксплуатацию.

В течение 2-3 лет почти все опасное оборудование в цехе (примерно 94%) было заменено на безопасное.



Рабочий объем каждого сборника составлял 800 литров. Оба были оснащены приборами контроля концентрации плутония по собственному излучению. Детекторы нейтронов располагались в донной части сборника, в предполагаемой зоне максимальной концентрации плутония и скопления осадков.

В смену, работавшую с 19 ч 00 мин 10 декабря до 01 часа 11 декабря 1968 года, начальник смены дал указание аппаратчику взять пробу на анализ из сборника № 2 перед выдачей раствора на подготовку к сорбции. Из-за неисправности пробоотборника аппаратчик отобрал пробу с помощью стеклянной пробирки, опущенной в сборник на нити через штуцер (канал) датчика сигнализатора верхнего уровня. По результатам анализа, содержание плутония в растворе составило 0,6 г/л, а общее количество плутония в сборнике – 480 г, что превышало установленную норму загрузки (400 г). Обнаружив превышение нормы загрузки, начальник смены, в соответствии с инструкцией, дал указание отобрать еще две контрольные пробы.

В процессе отбора проб аппаратчик визуально обнаружил, что в них присутствует органика (смесь экстрагента с разбавителем), о чем и доложил начальнику смены.

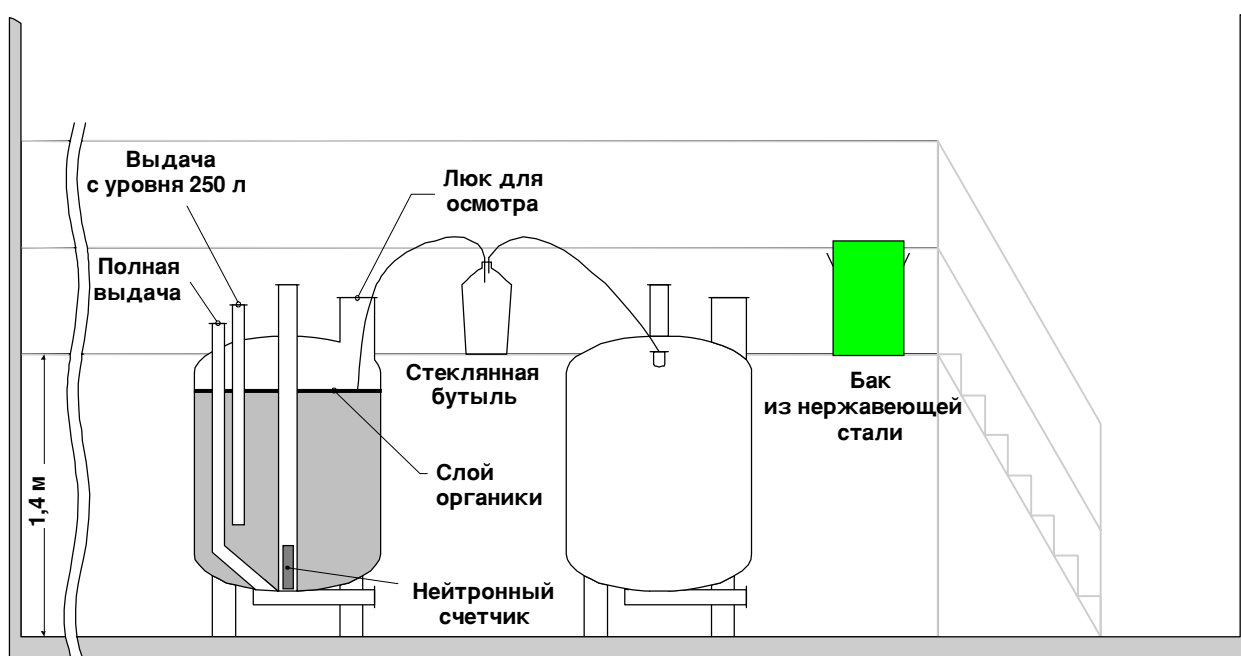


Рисунок 24. Схема установки (фронтальный вид).

Согласно аппаратурным схемам, органика попадала в сборники № 1, № 2 в результате ее эмульгирования в азотнокислый раствор на экстракционной установке. Кроме того, органика могла попадать в сборники через вакуумную и сдувочную системы в случае неисправной запорной арматуры или нарушения порядка ее переключений. С момента последней зачистки сборника № 2 (8.10.68 г.) на экстракционной установке сменилось три вида экстрагента. Смена экстрагентов обуславливалась необходимостью переработки отходов, существенно отличавшихся друг от друга по своему химическому составу.

В результате на поверхности растворов в сборниках № 1 и № 2 постепенно образовался слой органики с трудно предсказуемыми свойствами.

По указанию начальника смены пробы перед выдачей в лабораторию были отфильтрованы от органики, а люк сборника № 2 вскрыт для осмотра.

Обнаружив на поверхности раствора слой органики и опасаясь, что она попадет на сорбционную установку и нарушит технологический процесс, начальник смены принял решение для ликвидации превышения массы плутония в сборнике № 2 передать часть раствора в другой аппарат (сборник № 1), предварительно удалив из сборника органику. Этот шаг был вызван

необходимостью снизить массу плутония в сборнике № 2 до допустимого уровня. Решение было принято до получения результатов анализа контрольных проб.

Для удаления органики из сборника № 2 была смонтирована временная схема с использованием стеклянной бутылки объемом  $V = 20$  л из-под реагентов и двух армированных резиновых шлангов длиной 1200 мм и внутренним диаметром 12-13 мм. Удаление органики производилось через смотровой люк шлангом со стеклянным наконечником. Оба шланга были закреплены в горловине бутылки с помощью тряпичной пробки, второй шланг был подсоединен к вакуумной линии сборника № 1. Для слива органики из бутылки был принесен бак объемом  $V = 60$  л, предназначенный для сбора бедных отходов перед их переработкой. Бутылку и бак были установлены на площадке над сборниками № 1 и № 2.

Сборка временных схем, равно как и применение емкостей небезопасной геометрии, категорически запрещалась инструкцией.

По собранной схеме два аппаратчика в присутствии начальника смены наполнили первую бутылку органикой темно-коричневого цвета, что свидетельствовало о наличии в ней значительного количества плутония. После того, как бутылка была наполнена на 17 литров, в сборнике № 2 еще оставалась органика, поэтому бутылка была опорожнена в 60-литровый бак, и аппаратчики приступили к вторичному наполнению бутылки, на этот раз до 20 литровой отметки. К этому времени начальник смены уже ушел. Увидев, что в бутылку вместо органики пошел водный раствор и «медузы», аппаратчики прекратили заполнение бутылки и пошли за указаниями к начальнику смены, после чего один из аппаратчиков ушел на другое рабочее место.

По указанию начальника смены другой аппаратчик продолжил передачу растворов из сборника № 2 в бутылку, находясь около открытого люка сборника и регулируя глубину погружения стеклянного наконечника в раствор. Закончив операцию, аппаратчик отсоединил бутылку, поднес ее к баку и стал переливать раствор в бак. Аппаратчик слил большую часть раствора, когда вдруг увидел вспышку, ощутил толчок. От неожиданности он уронил бутылку с остатками раствора, которая разбилась, разлив оставшуюся в ней жидкость вокруг основания 60-литрового бака, и выбежал из помещения.

Сработала система аварийной сигнализации (в 23 ч 35 мин) над помещением, в котором находились сборники, и весь персонал цеха эвакуировался в место сбора (подземный тоннель). В течение 3-5 секунд сработали аналогичные стационарные дозиметрические приборы другого цеха, расположенного на расстоянии около 50 метров.

Были зафиксированы еще две вспышки СЦР: в 23 ч 50 мин 10 декабря 1968 г., в результате охлаждения и, возможно, химических процессов в объеме жидкости, и в 0 ч 15 мин 11 декабря, причем вторая вспышка была слабее первой и третьей и была зафиксирована только приборами ядерно-физического контроля трех технологических аппаратов, расположенных на расстоянии 3,5-15 метров от места аварии. Третья вспышка была наиболее мощной и так же, как первая, была зафиксирована приборами двух цехов.

Исходя из факта возникновения второй вспышки в момент, когда весь персонал находился в укрытии, и наличия значительного фона собственных нейтронов ( $\sim 2 \times 10^5$  нейтронов/с), можно предполагать, что выброса раствора в момент первой вспышки не было, и разгон мощности произошел на запаздывающих нейтронах с малым периодом удвоения мощности.

После первой вспышки дежурный дозиметрист сообщил руководству завода о случившемся, направил пострадавшего аппаратчика в санпропускник и цеховой здравпункт, собрал кассеты у всего персонала, запретил проходить в цех.

Подчиняясь неоднократным требованиям начальника смены, дежурный дозиметрист разрешил ему посетить цех и пошел его сопровождать. Однако по мере приближения к месту аварии гамма-фон становился аномально высоким, и дозиметрист запретил начальнику смены дальнейшее продвижение. Несмотря на это, начальник смены обманным путем проник на место аварии. Его действия никем не наблюдались, однако по ряду признаков он пытался удалить бак из помещения или слить из него органику в сборник сбросных растворов через трап. Во время



этой попытки и произошла третья вспышка СЦР, превосходящая по своему энерговыделению первую и вторую вспышку. Она вызвала срабатывание аварийных сигнализаторов, включая удаленные на расстояние 50 м и более.

Начальник смены немедленно покинул помещение и, облитый раствором, прибыл в пункт сбора. В 00:45 на место аварии прибыли руководители комбината и завода.

Как аппаратчику, так и начальнику смены была оказана экстренная медицинская помощь. Отобранная у них кровь на анализ содержания  $^{24}\text{Na}$  имела очень высокую активность: у аппаратчика – 5000 распадов/мин.мл ( $83 \text{ Бк/см}^3$ ), у начальника смены – 15 800 распадов/мин.мл ( $263 \text{ Бк/см}^3$ ). Эти результаты относятся к моментам регистрации пиков мощности цепной реакции. Полные поглощенные дозы смешанного нейтронного и гамма-излучения составили 700 рад у аппаратчика и 2450 рад у начальника смены. Аппаратчик перенес острую лучевую болезнь тяжелой степени, у него были ампутированы обе ноги и рука. Он живет в г. Озерске.

Начальник смены скончался примерно через месяц. Остальные работники прошли медицинский осмотр в день аварии. Дозиметры (фотокассеты ИФКУ), выданные персоналу 20–21 ноября 1968 года и собранные после первой вспышки, показали, что из 29 человек только 8 имели дозу, превышающую 0,1 рентген, из них четверо имели меньше 0,15 Р, один – 0,2 Р, один – 1,64 Р, начальник смены – 0,44 Р, одна кассета (аппаратчика) – засвечена. Начальник смены вернулся в здание без дозиметрической кассеты.

В течение суток оба пострадавших были направлены в г. Москву на лечение, весь остальной персонал смены прошел медицинское обследование 11.12.68 г. По результатам анализа документации, показаний дозиметрических приборов и опроса персонала был составлен план ликвидации аварии, и к 7 часам 11 декабря раствор из бака был дистанционно разделен с помощью временной схемы отсоса с использованием безопасных по объему емкостей и длинного изогнутого наконечника шланга.

Всего из бака было откачено 19,136 литра смеси, содержащей (после отстоя) 12,83 литра органики с концентрацией плутония 55 г/л и 6,31 литра водного раствора с концентрацией плутония 0,52 г/л. Таким образом, оставшаяся в баке после последнего пика мощности масса плутония составляла 708,9 грамма. Объем выброшенной из бака органики и массу плутония точно установить не удалось; по оценкам, они составляют около 16 литров и 880 г, соответственно.

Число делений в двух интенсивных пиках мощности оценивалось по дозам облучения аппаратчика и начальника смены, а также по измеренному значению мощности дозы гамма-излучения (1,5 мР/с на расстоянии около 3 метров от бака через 1 час после последнего пика). Число делений в первом пике составило около  $3 \times 10^{16}$ , в последнем – порядка  $10^{17}$  делений.

Растворы, собранные после аварии, были помещены в специальное изолированное помещение и, после необходимой для спада активности выдержки, переработаны.

В результате расследования были определены следующие факторы, приведшие к аварии:

- Решения начальника смены по передаче растворов из сборников были несанкционированными и нарушающими все нормативы.
- Внесение изменений в первоначальную схему соединений трубопроводов, которая не допускала попадания органики в сборники азотнокислых растворов. В результате этих изменений органика смогла попасть в один из этих двух сборников несколькими путями: (1) в результате их присутствия в азотнокислых растворах на установке экстракции, (2) через вакуумные и сдувочные линии при отказе запорной арматуры или (3) при нарушении порядка ее переключения.
- Согласно записям в журнале, 10 декабря 1968 г. от 07 ч 00 мин до 13 ч 00 мин из сборника № 1 в сборник № 2 было перелито около 10 л жидкости с неизвестным содержанием плутония.

После этой аварии все эксперименты с органикой в этом здании были прекращены.

## 18. Завод в Виндскэйле, Великобритания, 24 августа 1970 г. <sup>25,26,27</sup>

*Органика, насыщенная плутонием, в передаточной емкости; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Данная авария с возникновением СЦР является одной из наиболее интересных и сложных аварий из-за очень сложной конфигурации оборудования. Установка использовалась для извлечения плутония из разнообразных отходов, и применяемые технологии, как предполагалось, очень эффективно контролировались. Операции по извлечению плутония начинались с загрузки примерно 300 граммов плутония в растворитель. После растворения жидкость передавалась через фильтр в емкость для корректировки растворов, в которой концентрация раствора доводилась до значений в интервале между 6 и 7 г/л, что меньше минимальной критической концентрации.

Раствор с помощью вакуумной системы передавался из емкости для корректировки растворов в передаточную емкость (рис. 25). Когда передача раствора завершалась, вакуумная система отключалась, и раствор самотеком поступал в дозатор безопасной геометрии, из которого раствор подавался в пульсационную экстракционную колонну также безопасной геометрии. На трубопроводе, соединяющем передаточную емкость с дозатором, была установлена ловушка высотой 7,6 м, которая предотвращала всякие обратные перетоки и таким образом исключала миграцию плутония.

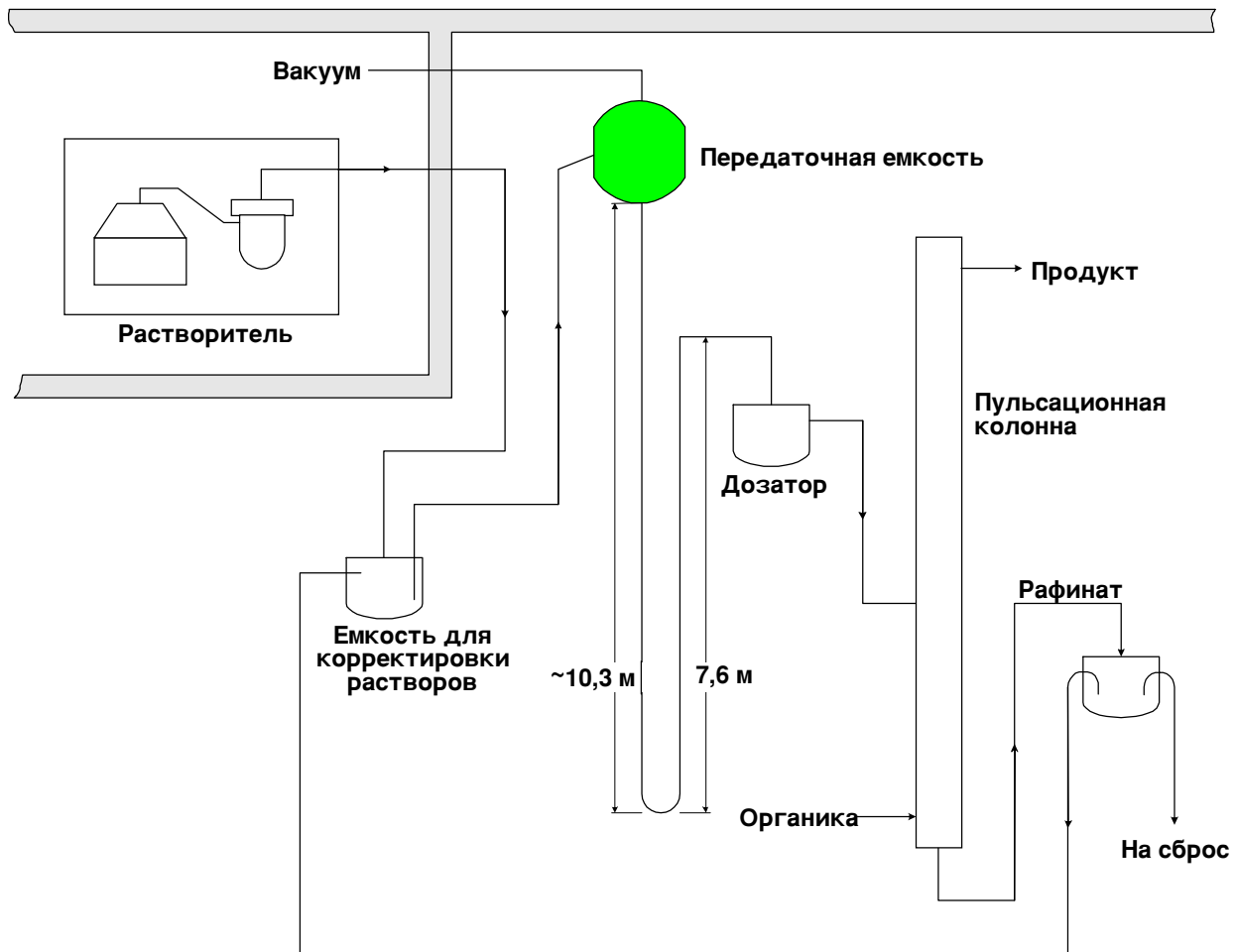
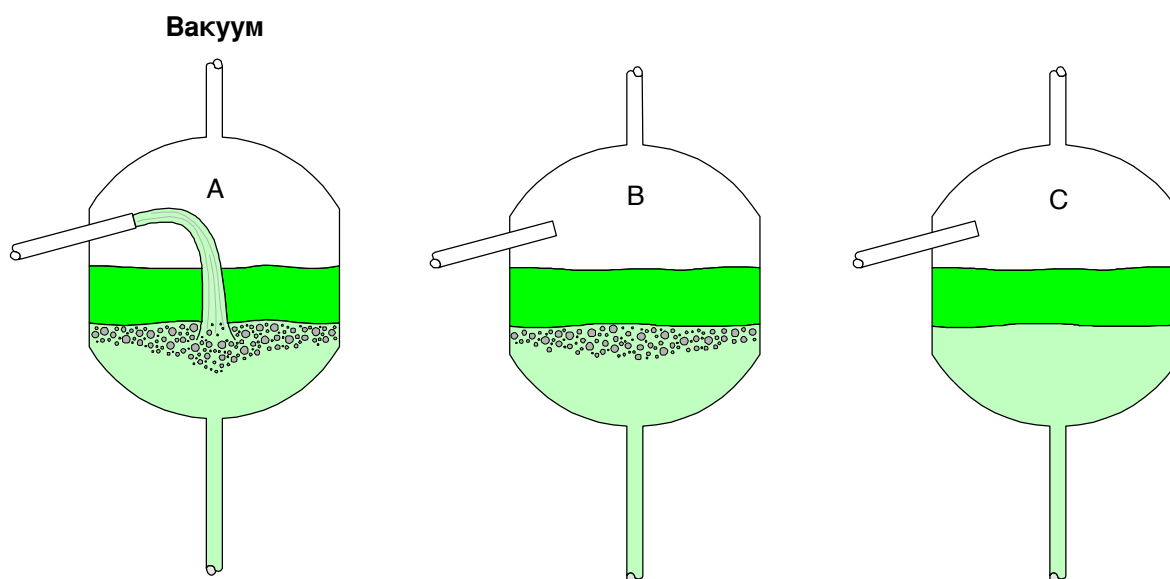


Рисунок 25. Технологическое оборудование, вовлеченное в аварию.

Всплеск мощности произошел по завершении пропускания партии раствора объемом 50 литров из емкости для корректировки растворов через передаточную емкость. Малая величина энерговыделения ( $10^{15}$  делений) и краткая продолжительность (менее 10 с) всплеска мощности исключали возможность прекращения цепной реакции с помощью какого-либо механизма аварийной защиты, срабатывающего при определенном уровне мощности. Измерения уровня радиации показали, что всплеск мощности произошел в передаточной емкости, однако раствор, поступивший из емкости для корректировки растворов, имел слишком низкую концентрацию плутония, чтобы достичь критического состояния, а общее количество плутония (300 г) в партии составляло приблизительно 50% от минимальной критической массы. Все же существовало опасение, что в передаточной емкости могло содержаться большое количество осадков, возможно, десятки килограммов, и тогда любое возмущение в системе могло вызвать другой, возможно, гораздо более интенсивный всплеск мощности.



**Рисунок 26. Конфигурация раствора при его передаче, полученная с помощью прозрачного макета передаточной емкости. Конфигурация во время аварии изображена на рисунке 26, В.**

В бетонной крыше было прорезано отверстие диаметром около 150 мм, и была вскрыта вакуумная линия, ведущая к передаточной емкости. Содержимое передаточной емкости было обследовано с помощью волоконно-оптической системы (разработанной специально для этой операции). Было обнаружено, что в емкости содержится раствор. В емкость был введен пластиковый трубопровод малого диаметра, и в соседнее здание был перекачан с помощью сифонного эффекта раствор объемом 2,5 л. При исследовании жидкости были обнаружены трибутилфосфат и керосин с удельным весом  $0,96 \text{ г/см}^3$  и с концентрацией плутония, равной 55 г/л. Водный раствор из емкости для корректировки растворов имел плотность  $1,3 \text{ г/см}^3$ . Столб водного раствора высотой 7,6 м в одном плече ловушки был достаточен для того, чтобы уравновесить приблизительно 10,3 м органики в другом плече. Таким образом, любое количество органики, попавшее в передаточную емкость, удерживалось в этом плече и могло накапливаться до тех пор, пока объем органики не соответствовал высоте 10,3 м от дна ловушки. В результате собрался объем органики, равный примерно 39 л, содержавший примерно 2,15 кг плутония. Деградация органики указывала на то, что она находилась в передаточной емкости в течение нескольких месяцев, а возможно, даже двух лет.

Каждый раз, когда партия водного раствора проходила через передаточную емкость, органика должна была набирать некоторое количество плутония из водного раствора. При каждом пропускании раствора через емкость концентрация плутония в трибутилфосфате

и керосине увеличивалась. Та операция, после которой произошел всплеск мощности, возможно, добавила еще около 30 г плутония. Периодическая промывка установки большим количеством азотной кислоты, предположительно, уменьшала концентрацию плутония в накопленной органике. Таким образом, концентрация могла медленно увеличиваться, а затем резко уменьшалась после промывки. Перед тем, как система достигла критичности, могло пройти несколько таких циклов.

Расход раствора, сливавшегося из передаточной емкости, был недостаточен для того, чтобы можно было объяснить этим эффектом краткую продолжительность всплеска мощности.

Для наблюдения конфигурации, которую принимали жидкости при их передаче, была использована прозрачная пластиковая модель передаточной емкости. Ситуация, возникавшая при передаче раствора в емкости, показана на рисунке 26, А. Богатая органика с высокой концентрацией плутония (55 г/л) всплывала на поверхность раствора с малой концентрацией (от 6 до 7 г/л). Струя водного раствора, стекающего в центр емкости, создавала область с низкой реактивностью. Между органикой и водным раствором находилась область смешанных фаз толщиной около 7,5 см вблизи оси емкости. Эта конфигурация была подкритической.

Сразу после завершения передачи раствора центральная струя из водного раствора успевает исчезнуть, а область смешанных фаз все еще существует, и конфигурация достигает состояния с максимальной реактивностью (рис. 26, В). Разделение двух фаз происходит спустя несколько секунд после завершения пропускания раствора (рис. 26, С). Расчеты методом Монте Карло показали, что реактивность для состояния системы на рисунке 26, В, выше приблизительно на 5 β, чем на рисунке 26, А, и примерно на 10-15 β, чем на рисунке 26, С.

Очевидно, что промежуток времени между промывками азотной кислотой был достаточен для того, чтобы концентрация плутония возросла, и после пропускания раствора система стала слегка надкритической, что вызвало срабатывание аварийной сигнализации.

Во время аварии на установке находились два человека. Один из них получил, по оценкам, дозу около 2 рад, другой – менее 1 рада.

Данный инцидент иллюстрирует, какими сложными путями могут возникать аварии при работе с растворами. Хотя высокая ловушка считалась достаточной защитной мерой для предотвращения миграции плутония, она непосредственно повлияла на возникновение аварии. Трудность понимания того, что именно случилось, даже когда известно, в какой емкости произошел всплеск мощности, отлично показывает малую эффективность попыток оценки вероятности аварий для сложных процессов.

## **19. Радиохимический завод, шт. Айдахо, 17 октября 1978 г.** <sup>28,29,30</sup>

***Раствор уранилнитрата, U(82%), нижняя секция промывочной колонны; картина энерговыделения неизвестна; незначительные дозы облучения.***

Авария произошла при выполнении технологического процесса на заводе по радиохимической переработке топлива, при котором растворенное облученное реакторное топливо подвергалось очистке в экстракционном процессе для выделения обогащенного урана и удаления продуктов деления. Технологический участок был оборудован радиационной защитой. В процессе экстракции осуществлялся противоток несмешивающихся водных и органических фаз в непосредственном контакте друг с другом. В результате контролируемого химического процесса материал переходил из водной фазы в органическую. Вдоль осей колонн были установлены цепочки перфорированных пластин, которые могли перемещаться вверх и вниз, образуя таким образом «пульсационную колонну», позволявшую повысить эффективность контакта между потоками двух жидкостей. Области с увеличенным диаметром, расположенные в верхней и нижней частях колонн, представляли собой разделительные секции, предназначенные для разделения водных и органических фаз.

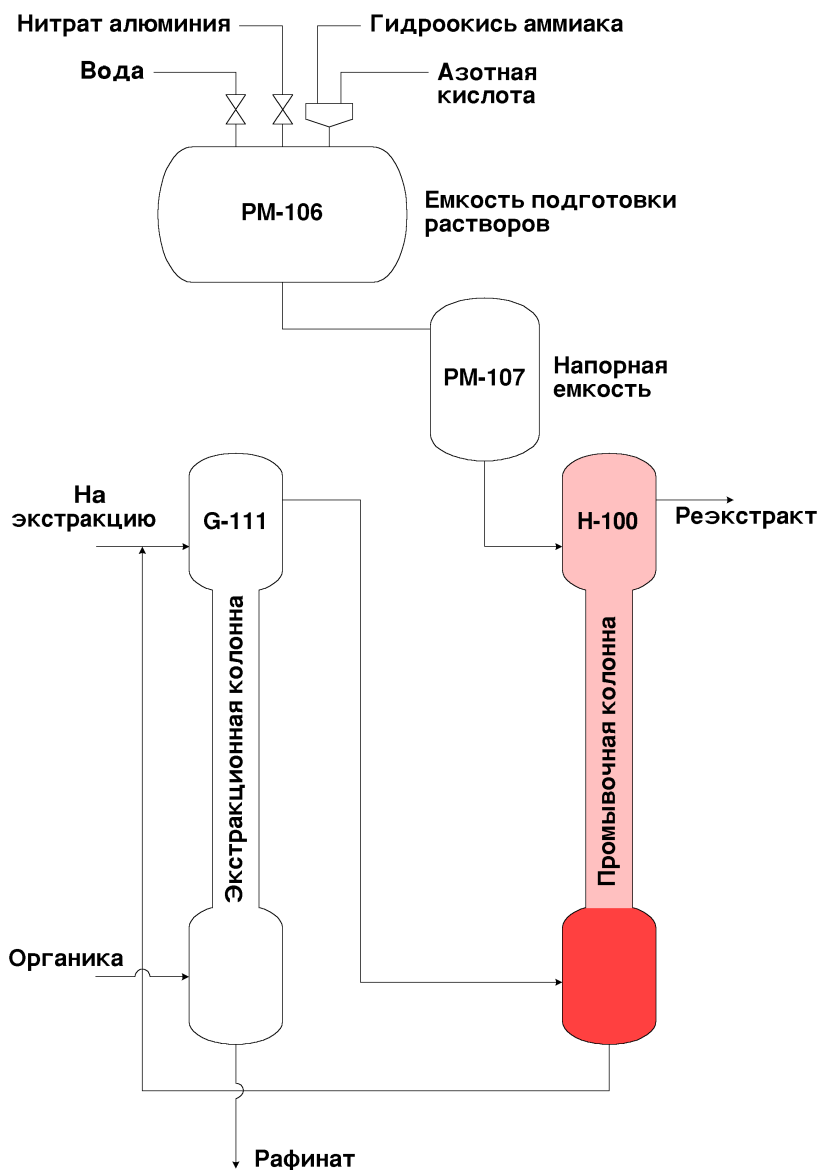
В данной системе (рис. 27) менее плотная органика (смесь трибутилфосфата и керосина) подавалась в нижнюю часть колонны G-111, а водный раствор, содержащий уран и продукты деления, подавался в верхнюю часть колонны. При прохождении потоков через пульсационную колонну происходил переход урана из водной фазы в органическую, а продукты деления оставались в водном растворе. В нижней части колонны G-111 осуществлялся отбор проб водного раствора, содержащего продукты деления. Если при анализе проб содержание урана соответствовало установленной норме, то этот раствор направлялся в емкости для хранения отходов. Органическая фаза с концентрацией около 1 г/л направлялась из верхней части колонны G-111 в нижнюю разделительную секцию колонны H-100.

В колонне H-100 органика вступала в контакт с чистым водным раствором (подававшимся сверху) для извлечения оставшихся продуктов деления. Для исключения перехода значительных количеств урана из органики в водную фазу добавляли нитрат алюминия, поддерживая его концентрацию на уровне 0,75 М. При нормальных условиях работы установки некоторое количество урана (примерно 0,15 г/л) все же захватывалось водным раствором. Поэтому данный раствор возвращался в колонну G-111, перемешиваясь с подаваемым на обработку водным раствором. Поток органики из колонны H-100 с концентрацией, составлявшей по норме примерно 0,9 г/л, уходил в третью колонну, где уран выводился из органики азотной кислотой с концентрацией 0,005 М. Продукт из этой колонны направлялся в смесители-отстойники, где осуществлялась дополнительная очистка. В дальнейшем раствор урана направлялся в испаритель, где он концентрировался, что позволяло эффективно извлекать уран.

Несколько факторов повлияли на развитие этой аварии. На протяжении примерно одного месяца до аварии давал течь вентиль, установленный на линии подачи воды в емкость РМ-106, в которой осуществлялось приготовление буферного раствора, содержащего нитрат алюминия. Этот раствор использовался при приготовлении водного раствора для подпитки промывочной колонны H-100. Со временем эта течь воды привела к разбавлению питательного раствора и изменению его концентрации с 0,75 М до 0,08 М. Емкость для приготовления раствора нитрата алюминия с объемом 13 400 л была оборудована сигнализацией, которая должна была указывать на происходившее изменение концентрации, однако эта сигнализация была в нерабочем состоянии. Планировалось, что измеритель концентрации будет установлен также на напорной емкости объемом 3000 л (РМ-107), которая по мере необходимости наполнялась из емкости РМ-106, но это еще не было сделано. Емкость для приготовления раствора была оборудована прибором с ленточным самописцем, регистрирующим уровень раствора в ней. Однако течь в емкость была так мала, что изменение уровня можно было обнаружить только при изучении записи на ленте самописца, сделанной на протяжении нескольких дней. Ситуация осложнилась тем, что 29 сентября в самописцах кончилась бумага, и они были заправлены бумагой только после аварии. Более того, по инструкции требовалось отбирать пробы из емкости РМ-107 для определения плотности раствора, что не было выполнено.

Водный раствор, подаваемый в промывочную колонну H-100, имел отклонения от регламента, в результате чего она работала в режиме реэкстракции, а не промывки. При этом в колонне H-100 произошел переход части обогащенного урана из органики в водный раствор, который был направлен в колонну G-111. Образование этой частично замкнутой петли привело к постепенному увеличению количества урана в обеих колоннах. Каждый раз при добавлении разбавленного раствора в напорную емкость из емкости РМ-106 концентрация нитрата алюминия в питательном растворе еще больше уменьшалась, и реэкстракция становилась все более эффективной, пока не произошла СЦР.

Анализ водного раствора, подаваемого в колонну H-100 (из напорной емкости РМ-107), показал, что на 15 сентября 1978 г. концентрация нитрата алюминия соответствовала норме (0,7 М). Пробы, взятые 27 сентября и 18 октября (на следующий день после аварии) имели концентрации, равные 0,47 М и 0,084 М, соответственно. Концентрация нитрата алюминия ниже 0,5 М недостаточна для предотвращения реэкстракции урана из органики, а второе из приведенных выше значений концентрации соответствует почти полной отгонке урана из органического раствора.



**Рисунок 27. Оборудование первого цикла экстракции. Авария произошла в нижней разделительной секции колонны Н-100.**

Напорная емкость (PM-107) была заполнена раствором нитрата алюминия из емкости PM-106 около 18 ч 30 мин 17 октября. Приблизительно через полтора часа после этого у оператора возникли трудности с поддержанием режима работы пульсационной колонны Н-100. Пытаясь установить правильный режим работы, он уменьшил давление в системе, в результате чего произошло перетекание водного раствора из Н-100 обратно в G-111. Приблизительно в 20 ч 40 мин по сигналу датчика, установленного на вентиляционной трубе завода, сработала аварийная сигнализация. Это произошло, вероятно, из-за радиации, вызванной появлением продуктов деления в вентиляции. Вскоре после срабатывания аварийной сигнализации произошло еще несколько срабатываний, а радиационный монитор на вентиляционной трубе зашкалил. Начальник смены и дозиметрист вышли из здания и измерили уровень радиации, достигавший 100 мбэр/ч. В 21 ч 03 мин начальник смены приказал эвакуировать персонал из здания, и к 21 ч 06 мин организованно проведенная эвакуация была завершена. На дорогах были установлены блок-посты, о происшедшем было проинформировано руководство.

Возможно, что с увеличением количества урана в нижней части колонны Н-100 система достигла критичности на запаздывающих нейтронах, а затем стала слегка надкритичной. По мере выделения энергии росла температура, скомпенсировав реактивность, введенную при поступлении дополнительного количества урана. Этот процесс продолжался, пока скорость поступления урана была медленной, до тех пор, пока уменьшенное давление не вызвало более быстрое поступление урана и резкое увеличение реактивности. Считается, что система достигла критичности на мгновенных нейтронах, причем скорость роста мощности определялась временем жизни нейтронов (порядка миллисекунд). Перед началом эвакуации оператор выключил подачу всех растворов в оборудование первого цикла экстракции, но не остановил пульсационный режим в колоннах. Продолжение пульсаций в колоннах после отключения подачи растворов привело, вероятно, к лучшему перемешиванию раствора на дне колонны Н-100 и остановило цепную реакцию. Последующий анализ показал, что всплеск мощности, очевидно, произошел в нижней разделительной секции колонны Н-100. Зарегистрированные данные показали, что скорость цепной реакции увеличивалась очень слабо до самого последнего момента, когда произошел резкий рост мощности. Масса урана в колонне Н-100 составила, по оценке, около 10 кг, по сравнению с менее чем 1 кг при нормальном режиме работы. Полное энерговыделение при всплеске мощности составило, согласно оценке,  $2,7 \times 10^{18}$  делений.

На развитие аварии повлияли следующие факторы:

- Вентиль на линии подачи воды в емкость, предназначенную для приготовления раствора нитрата алюминия (РМ-106), давал течь на протяжении одного месяца перед аварией.
- В напорную емкость было перемещено из емкости РМ-106 значительно больше раствора, чем нужно (вследствие течи). Это не было замечено никем из персонала установки.
- За несколько недель до аварии в самописце, установленном на емкости РМ-106, который должен был регистрировать уровень раствора, кончилась бумага. Бумагу заправили только после того, как случилась авария.
- На напорной емкости РМ-107 не установили систему для измерения концентрации и аварийную сигнализацию, хотя они были указаны на утвержденных чертежах оборудования.
- Инструкции для операторов, в соответствии с которыми требовалось отбирать пробы растворов перед подачей нитрата алюминия в напорную емкость, не были выполнены. Более того, те инструкции, которые применялись при выполнении работ на участке, были устаревшими, и в них не было отмечено данное требование.
- В течение двух лет перед аварией произошло существенное снижение уровня квалификации оперативного персонала.
- Анализ аварии, проведенный в 1974 году, указал на опасность возникновения критичности вследствие разбавления раствора нитрата алюминия, подаваемого в промывочную колонну, однако при этом ошибочно предполагалось, что было необходимо прекращение подачи раствора в колонну. Проведенный анализ в основном сосредоточивался на оценке подкритичности, а не на оценке риска.

Не было значительного облучения персонала и механических повреждений технологического оборудования. Как прямой результат этой аварии, завод был надолго остановлен, что привело к большим издержкам. Были пересмотрены все инструкции для операторов, в них были внесены необходимые изменения. Больше внимание было уделено техническому обслуживанию завода и обучению операторов. На предприятии была внедрена новая система безопасности, включавшая дублирование датчиков и автоматических устройств.

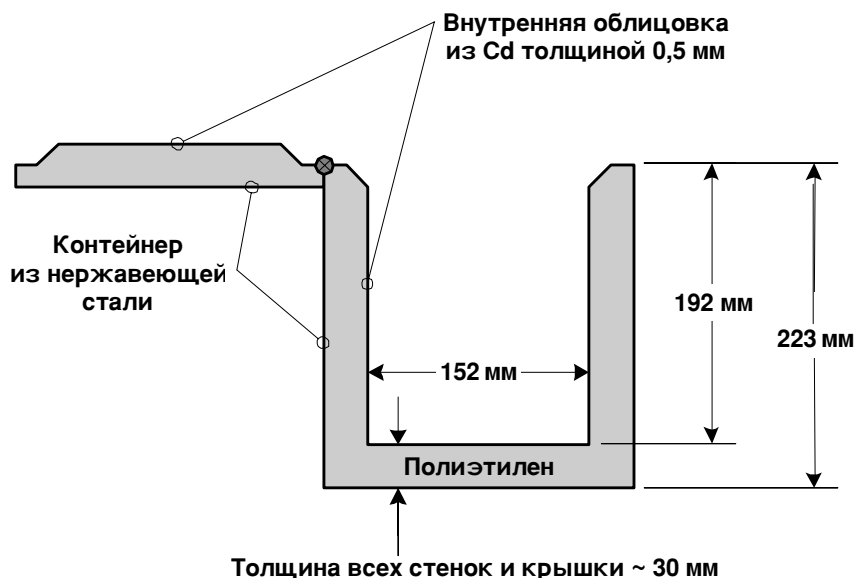
Данная авария вновь подчеркнула важность поддержания работоспособности оборудования, используемого в системе обеспечения безопасности, и необходимость строгого соблюдения тщательно разработанных инструкций для персонала.

## 20. Сибирский химический комбинат, г. Северск, 13 декабря 1978 г.

*Слитки металлического плутония в контейнере для хранения; один пик мощности; один случай серьезного облучения.*

В цехе №1 завода (здание 901) выполняли различные технологические операции со слитками металлического плутония, включая измерения характеристик металла. В цехе находились 16 связанных между собой камер, управляемых 7 операторами. Хотя подготовка операторов предполагает знание всех операций, выполняемых на оборудовании, каждому оператору индивидуально в начале смены предписывается выполнение только конкретных операций. По установленному порядку оператору не разрешается отклоняться от выполнения предписанных ему заданий, даже если это отклонение обусловлено оказанием помощи другим лицам при выполнении их заданий.

Составной частью технологических процессов были передачи слитков по установкам цеха и их временное хранение, для чего использовали цилиндрические контейнеры специальной конструкции (рис. 28). Контейнеры внутри были облицованы кадмием (толщина 0,5 мм) и имели внешний слой полиэтилена толщиной 3 см. Такая конструкция контейнера позволяла снизить нейтронное взаимодействие настолько, что отпадала необходимость ограничения на количество или расположение контейнеров внутри камеры.



**Рисунок 28. Контейнер.**

Слитки получали в процессе восстановления из окислов, и они имели форму правильного цилиндра. В зависимости от состава исходного материала, один слиток плутония согласно технологии имел массу либо не более 2 кг (восстановление из отходов, осаждение/прокаливание), либо не более 4 кг (относительно чистый оксид). Норма загрузки в контейнер составляла не более 4 кг, т. е. разрешалась загрузка или одного слитка большей массы, или двух слитков меньшей массы. Полагали, что персонал с высоким уровнем профессиональной подготовки и дисциплины не допустит нарушений установленного регламента в цехе №1. Однако размеры внутренней полости контейнера не исключали случайного размещения в ней нескольких слитков с общей массой, превышающей критическую.

Установка 13 цеха 1, где произошла авария, предназначалась для взвешивания слитка на весах и для отбора пробы плутония массой до 0,1 г способом сверления с последующим химическим анализом элементного состава примесей. Все производимые на заводе слитки проходили через установку 13. Устройство контейнеров снимало ограничение на их количество



на установке и на условия их хранения и транспортирования в цехе № 1. Однако для установки 13 был установлен более жесткий регламент: загрузка в контейнер только одного слитка независимо от его массы.

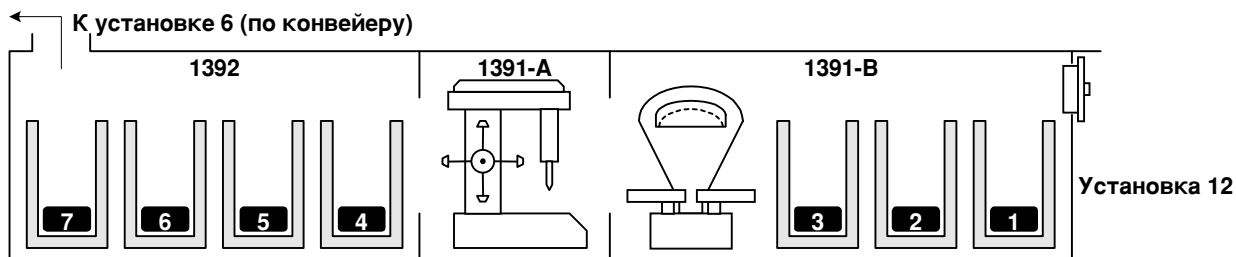


Рисунок 29. Схема установки 13.

К установке 13 относились три камеры (1391А, 1391В и 1392 на рисунке 29). Камера 1391А использовалась для операции по отбору проб, а 1391В – для взвешивания и временного хранения. В камере 1392 слитки извлекались для выполнения измерений размеров и возвращались в те же контейнеры для отправки на другие установки цеха № 1. Для передач слитков камеры и отсеки имели люки в смежных стенках и были оснащены четырьмя парами проемов с резиновыми перчатками. Обзор рабочего пространства осуществлялся через свинцовое стекло толщиной 50 мм. Фронтальная сторона установки 13 имела свинцовую защиту толщиной 30 мм от  $\gamma$ -излучения плутония. Камера 1392 была соединена с установкой 6 транспортером, а камера 1391 со смежной установкой 12 – люком.

13.12.1978 г. в начале рабочей смены в камере 1392 находились 4 контейнера, а в отсеке 1391В – три контейнера, по одному слитку плутония в каждом. На рисунке 29 все семь слитков пронумерованы в последовательности 1...7. На рисунке, для простоты восприятия, показано линейное расположение контейнеров, на самом же деле контейнеры со слитками 4 и 5 располагались за контейнерами со слитками 6 и 7.

К моменту аварии операции с шестью слитками были закончены, и только слиток 3 было необходимо оставить в отсеке 1391В для продолжения работ. Согласно сменному заданию оператор С должен был:

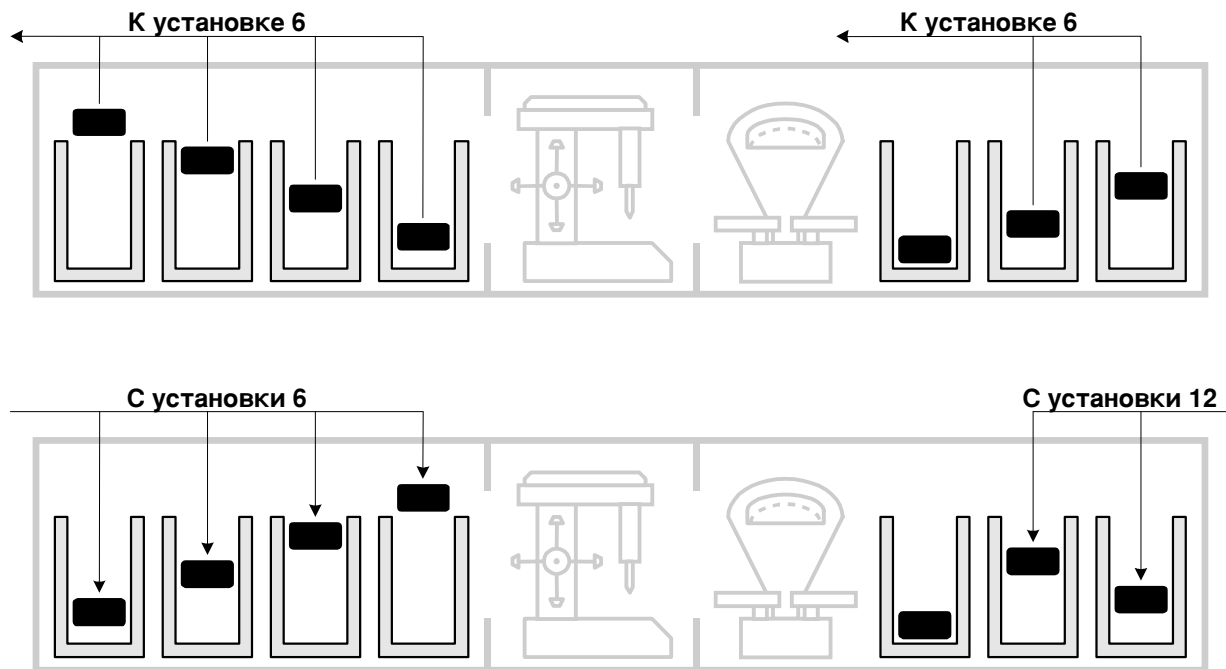
- освободить шесть контейнеров и передать слитки из них на установку 6 цеха 1,
- затем доставить шесть контейнеров (4 – с установки 6 и 2 – с установки 12) на установку 13,
- перегрузить шесть слитков последовательно в контейнеры установки 13 для последующего отбора проб плутония.

Порядок передачи слитков согласно сменному заданию схематично показан на рисунке 30. Реальная схема передачи слитков представлена на рисунке 31. Оператор С освободил два контейнера в камере 1392 и отправил слитки 6 и 7 на установку 6. На установке 6 оператор С загрузил два слитка (8 и 9) в контейнеры камеры 1392 вместо слитков 7 и 6. Эти действия соответствовали письменному сменному заданию.

Руководствуясь стремлением как можно скорее произвести передачу слитков, оператор С (без разрешения и в нарушение регламента) попросил оператора Б оказать ему помощь, поручив ему самостоятельно освободить в отсеке 1391В контейнеры со слитками 1 и 2, доставить с установки 12 два слитка (10 и 11) и загрузить их в два освободившихся контейнера. Оператор Б, не имея письменного задания, нарушил намеченную оператором С схему передачи слитков и перенес слиток 3 из отсека 1391В в камеру 1392, загрузив его в контейнер, в котором уже находился слиток 4, тем самым нарушив правило для установки. Далее оператор Б на освободившееся от слитка 3 место загрузил слиток 10, доставленный в отсек 1391В из камеры установки 12.

Оператор С, который удалялся на некоторое время для выполнения других заданий, вернулся и возобновил выполнение работы по предписанному ему сменному заданию, не согласовав свои действия с действиями оператора Б. Оператор С, вместо того чтобы отправить слитки 1 и 2 на установку 6, начал перегрузку этих слитков, полагая, что это слитки 10 и 11, в камеру 1392 в контейнер, в котором уже находились слитки 3 и 4. Даже если бы контейнер в 1392 был пустой, действия оператора С нарушали правила для установки. На рисунке 31 показаны эти перегрузки.

При загрузке слитка 1 массой менее 2 кг в контейнер, в котором уже находилось три слитка (суммарная масса четырех слитков равнялась 10,68 кг), оператор С почувствовал руками тепловую волну и вспышку света в глазах. При расследовании аварии он не смог уверенно указать, отдернул ли он инстинктивно руку со слитком или слиток был выброшен вследствие мгновенного энерговыделения и теплового расширения из сжатого состояния (“тепловое удара”). В тот же момент сработала система аварийной сигнализации (САС) о возникновении ядерной аварии, причем одновременно в двух зданиях (901 и 925) завода. Датчики САС представляли собой счетчики Гейгера с порогом срабатывания 30 мкР/с, что соответствовало их скорости счета около 500 имп./с. Семь человек, находившихся на разных расстояниях от установки 13, были облучены дозами от 5 до 60 рад, причем преобладающий вклад в дозовую нагрузку определялся быстрыми нейтронами.



**Рисунок 30. Регламентный порядок передачи слитков с установки 13 и на нее.**

Оператор С после срабатывания САС извлек из контейнера два из трех оставшихся слитков и перенес один из них в отсек 1391А, другой – в отсек 1391В.

Были взяты пробы плутония из всех четырех слитков и выполнены их гамма-спектрометрические анализы на содержание лантана-140. С учетом погрешностей метода энерговыделение за аварию с единственным пиком мощности составило  $3 \times 10^{15}$  делений. Доза на тело оператора С составила ~250 рад, доза на кисти рук более 2000 рад, что привело к ампутации рук до локтевого сустава. Позднее у него стало ухудшаться зрение. Семь человек, находившихся на разных расстояниях от установки 13, были облучены в дозах от 5 до 60 рад, причем преобладающий вклад в дозовую нагрузку определялся быстрыми нейтронами. Авария не привела ни к разрушениям, ни к разгерметизации камер, ни к радиоактивному загрязнению оборудования.

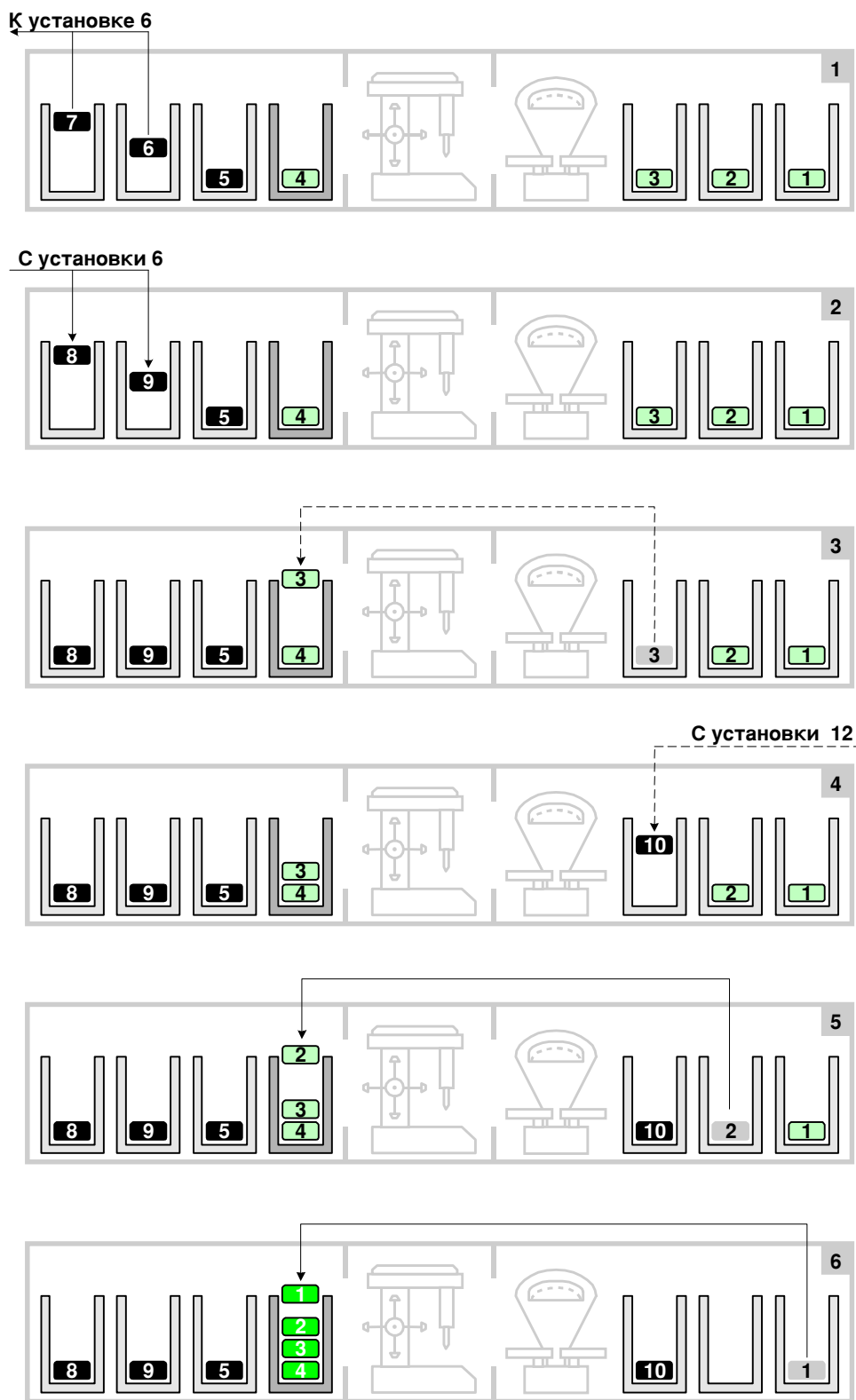


Рисунок 31. Фактический порядок передачи слитков с установки 13 и на нее в день аварии. Сплошными линиями показаны действия оператора С, а пунктирными – действия оператора Б.

## 21. Новосибирский завод химических концентратов, 15 мая 1997 г.

*Накопление осадка обогащенного урана (90%) в донных областях двух параллельных емкостей плоской геометрии; многократные разгоны мощности; незначительное облучение персонала.*

Авария произошла в цехе, где методом порошковой металлургии производятся сердечники тепловыделяющих элементов из дисперсионного материала ( $UO_2 + Al$ ), в котором обогащение урана составляет до 90% по  $^{235}U$ . Конечной операцией перед очехловыванием сердечников в алюминиевую оболочку является их химическое травление. Цель травления – устранить микродефекты на поверхности сердечников и обеспечить плотный контакт между сердечником и его оболочкой.

Принципиальная схема узла травления представлена на рисунке 32.

В процессе травления партия сердечников последовательно погружается в три ванны, заполненные соответственно  $NaOH$ ,  $H_2O$  и  $HNO_3$ . Щелочь  $NaOH$ , взаимодействуя с частицами алюминия на поверхности сердечника, образует алюминат натрия  $NaAlO_3$ , который со временем может частично образовывать осадок в виде  $Al(OH)_3$ . В этом процессе травления частично выщелачивается диоксид урана, осаждающийся на дно ванны.

Во второй ванне сердечники отмывают водой от щелочи. В третьей ванне с азотной кислотой происходит растворение частиц  $UO_2$  с поверхности сердечников и окончательная нейтрализация следов щелочи.

Процесс травления был стандартизирован и контролировался в течение 13 лет до возникновения ядерной аварии только посредством поддержания основных технологических параметров: количества сердечников в партии, температуры, концентрации реагентов, длительности операций. Концентрация урана в растворах не измерялась. Также не контролировалась и не учитывалась возможность образования осадков и отложений урана в оборудовании и коммуникациях.

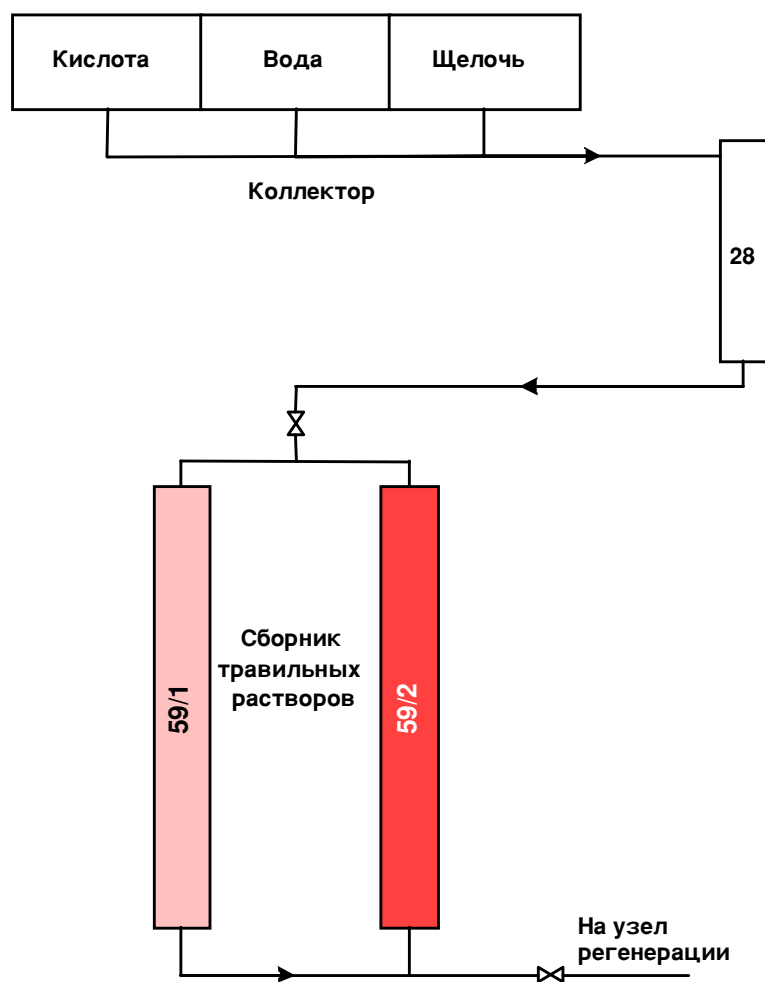
Отсутствие аналитического контроля концентраций урана объяснялось тем, что все оборудование, за исключением ванн, имело безопасную геометрию согласно конструкторской документации. Однако, как было обнаружено уже после ядерной аварии, сборник травильных растворов 59<sub>1,2</sub> (рис. 32) не был геометрически безопасным.

После завершения травления одной партии сердечников растворы из ванн направляли самотеком в коллектор в виде трубы диаметром 130 мм. По мере его заполнения раствор перекачивали насосом в сборник 59<sub>1,2</sub> по трубе диаметром 64 мм и длиной около 100 м. Из сборника 59<sub>1,2</sub> раствор передавали насосом в емкость 28 (рис. 32) на узел регенерации урана.

Впервые образование плотного осадка диоксида  $UO_2$  в коллекторе было обнаружено в 1996 году после его вскрытия и обследования. Из коллектора было извлечено 5,5 кг осадка с массовой долей урана ~69%. Осадок был плотным и извлекался постепенно посредством растворения в азотной кислоте. Выполненные анализы показали, что осадок формировался более 10 лет.

Обнаружение осадка в коллекторе не привлекло внимания персонала к поиску отложений урана в коммуникациях и в сборнике 59<sub>1,2</sub>, так как в них условия ядерной безопасности выполнялись без аналитического контроля урана. В то же время зоной ежегодного баланса урана являлся весь цех, в масштабах которого были пренебрежимо малыми и незаметными потери урана вследствие его частичного осаждения в сборнике 59<sub>1,2</sub>.

Сборник 59<sub>1,2</sub> состоял из двух плоских сообщающихся емкостей 59/1 и 59/2, имевших общий вход и выход растворов урана. Каждая емкость имела следующие внутренние размеры: высота 3,5 м, длина 2 м, толщина 0,1 м, рабочий объем – 650 л. Обе емкости были выполнены из нержавеющей стали толщиной 4 мм. Расстояние между емкостями 0,8 м, расстояние до бетонного пола – 0,75 м. Емкости были оснащены экранами в виде стальных листов, установленных на расстоянии 0,14 м от боковых поверхностей ( $3,5 \times 2 \text{ м}^2$ ) для исключения приближения отражателей к их поверхности.



**Рисунок 32. Принципиальная схема узла травления.**

Боковые поверхности были скреплены внутри поперечными стальными стержнями, приваренными с шагом прямоугольной квадратной решетки 0,4 м. Днище емкостей имело угол наклона  $\sim 20^\circ$  в сторону сливных отверстий.

С 1984 г. емкости использовали для сбора травильных растворов урана с обогащением 90%, однако без согласования с органами надзора за ядерной безопасностью.

В четверг 15 мая 1997 г. в 10 ч 00 мин аппаратчик узла травления завершил щелочную обработку партии сердечников, слил в коллектор отработанную щелочь и включил на  $\sim 15$  мин насос для передачи щелочного раствора в сборник 59<sub>1,2</sub>. В 10 ч 55 мин в здании 17 сработала система аварийной сигнализации (САС) о возникновении ядерной аварии, имеющая 12 точек контроля. В каждой точке установлены три блока детектирования гамма-излучения на основе пластмассовых сцинтилляторов, срабатывающих по схеме "2 из 3" при превышении порога  $\sim 10$  мкР/с. По звуковому сигналу САС сменный персонал покинул все установленные зоны эвакуации. Оперативно был закрыт доступ в опасную зону, здание оцеплено охраной, прибыли аварийные службы, дежурные дозиметристы начали обследование радиационной обстановки вне и внутри здания.

По максимальной мощности дозы гамма-излучения, измерявшейся носимым гамма-радиометром, было определено место возникновения аварии – сборник травильных растворов 59<sub>1,2</sub>, расположенный на нулевой отметке (первый этаж). Через 25 мин после срабатывания САС мощность дозы составила  $\sim 10$  Р/час на расстоянии  $\sim 0,5$  м от сборника.

Поскольку сборник остался неповрежденным и герметичным, было принято решение о заливании в него борной кислоты по той же штатной схеме, по которой в него поступали растворы урана. Был подготовлен раствор естественного бора путем смешения 20 кг сухой борной кислоты с водой. После операции заливания борного поглотителя нейтронов обе емкости оказались практически полностью заполненными при общем свободном объеме 60 л.

Однако в 18 ч 50 мин 15 мая 1997 года произошло второе срабатывание САС. Третье, четвертое и пятое срабатывания имели место в 22 ч 05 мин, 16 мая ночью в 2 ч 27 мин и утром в 07 ч 10 мин.

После анализа сложившейся ситуации было принято решение об изменении способа заливания нейтрон-поглощающего раствора в сборник 59<sub>1,2</sub>. Для этого осуществили схему принудительной замкнутой циркуляции через сборник высококонцентрированного раствора LiCl, имеющего намного большую растворимость, чем борная кислота. В целях безопасности персонала работы по запуску контура циркуляции отложили до очередного, шестого, срабатывания САС, которое произошло в 13 ч 00 мин. В 14 ч 00 мин был включен контур циркуляции раствора хлорида лития, и система приобрела надежную подкритичность.

После нескольких часов циркуляции и интенсивного перемешивания раствора были отобраны его пробы на элементный анализ и получены следующие значения концентраций: урана – 6 г/л, лития – 6 г/л, бора – 0,5 г/л, водородный показатель pH – (9–11). Оценка массы урана посредством умножения его концентрации  $C_u = 6$  г/л на суммарный объем двух емкостей  $V_{59} = 1300$  л дает значение  $M_u = 7,8$  кг без учета сравнительно малого объема внешнего контура циркуляции (~50 л).

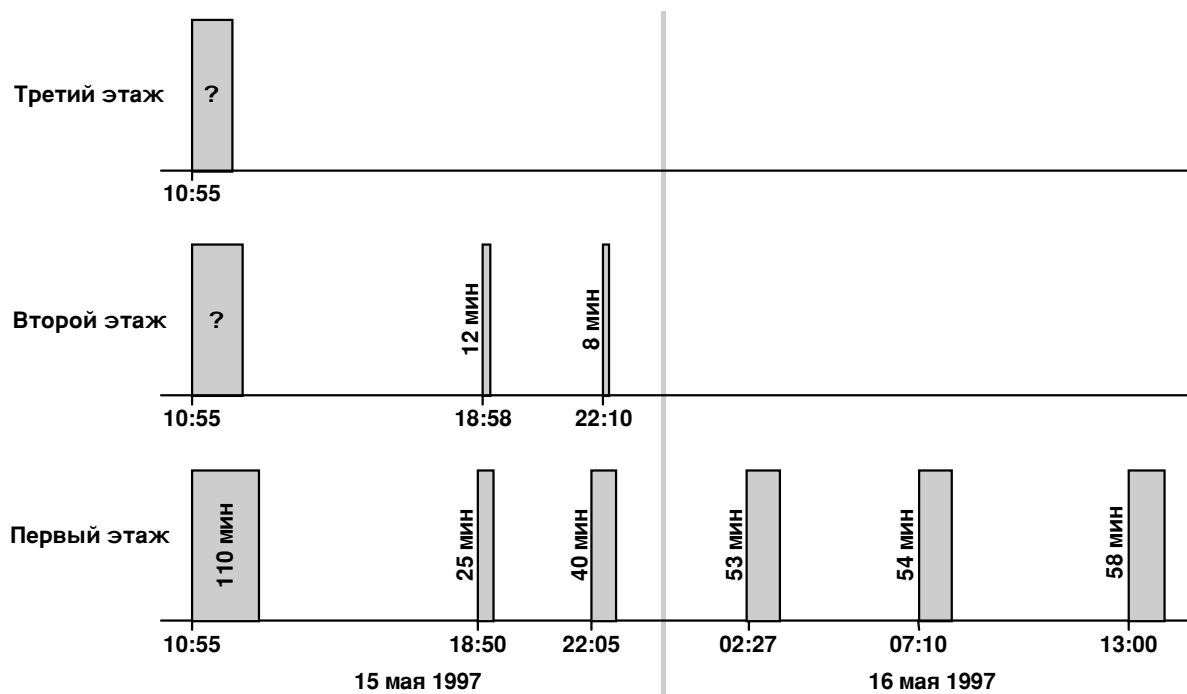
Выполненные расчеты условий критичности для системы из 2-х взаимодействующих одинаковых емкостей сборника 59<sub>1,2</sub> при соответствии их геометрических размеров проектным показали, что критическая масса урана при концентрации урана-235 50 г/л и выше превышает 100 кг, т. е. намного больше  $M_u = 7,8$  кг. Такое расхождение, как и само возникновение аварии, можно было объяснять несоответствием размеров емкостей сборника проектным, в особенности увеличением толщины плоских емкостей, наиболее значительно влияющих на критические параметры.

Дальнейшая диагностика аварии выполнялась в следующей последовательности: 1) обнаружение осадков урана и определение зон их локализации; 2) исследование реальных размеров емкостей после полного извлечения из них урана для обеспечения радиационной безопасности работ.

Возможность образования осадков была установлена экспериментально посредством фильтрования проб из циркулирующего раствора. Прошедший через фильтр чистый раствор содержал уран с концентрацией 0,3 г/л, т. е. в 20 раз меньшей, чем до фильтрования. Поэтому циркулирующую жидкую фазу правильнее называть не раствором урана, а пульпой, содержащей уран в виде взвесей частиц UO<sub>2</sub>.

Для обнаружения осадков UO<sub>2</sub> в сборнике 59<sub>1,2</sub> использовался портативный гамма-радиометр с выносным пластмассовым детектором в коллиматоре. Детектор регистрировал гамма-излучение продуктов деления в уране со средней энергией 1 МэВ. Для снижения фона между емкостями был установлен свинцовый экран толщиной 12 мм. В результате гамма – сканирования боковых поверхностей было установлено: 1) зоны осадков расположены в донной части обеих емкостей, имеют близкую геометрию и боковую площадь ~1 м<sup>2</sup> каждая; 2) масса осадка в емкости 59/1 примерно в 2,8 раза больше, чем в емкости 59/2.

20.05.97 г. были начаты работы по опорожнению емкостей 59/1 и 59/2 от пульпы с ее фильтрацией, растворением осадка с UO<sub>2</sub> в безопасной емкости с азотной кислотой. Осадок урана в емкостях оказался очень плотным (~2 г/см<sup>3</sup>), и для его растворения использовали азотную кислоту. Все полученные азотнокислые растворы были слиты в безопасные емкости и отправлены на хранение. 29.05.97 г. емкости были практически полностью освобождены от урана и продуктов деления, что было проверено гамма – сканированием сборника 59<sub>1,2</sub>. Полная извлеченная после аварии масса урана со средним обогащением 90% составила 24,4 кг.



**Рисунок 33. Последовательность и длительность срабатывания аварийной сигнализации.**

Для определения реальной толщины емкостей, которая везде должна быть равной 0,1 м, изготовили измерительное устройство больших размеров, которое позволяло охватить две противоположные точки на внешних поверхностях одной емкости. При его испытаниях была определена погрешность контроля, составившая ~3% для толщины в 0,1 м. Измерения позволили составить подробную картограмму толщин для обеих емкостей сборника 59<sub>1,2</sub>. В отдельных точках внутренний зазор составил 132 мм, т. е. был на 32% выше проектного значения. В среднем по зоне локализации осадков увеличение толщины было около 17%, или 117 мм, что существенно повлияло на возникновения условий критичности в сборнике 59<sub>1,2</sub>. Места обнаружения твердых отложений близко совпадали с местами деформации емкостей. Причины деформаций неизвестны.

Непосредственно перед первым пиком мощности в сборнике 59<sub>1,2</sub> уран находился в трех слоях, располагавшихся друг над другом: осадок, пульпа, слабоконцентрированный раствор. Передачи травильных растворов из коллектора в сборник 59<sub>1,2</sub> и выдачи их из этого сборника происходили с частотой до 300 операций/год. Благодаря гравитационному осаждению частиц диоксида урана, гидроокиси алюминия и других взвесей происходило медленное и постоянное накопление осадка урана в донной части сборника, приведшее в итоге к возникновению цепной реакции. Параметры пиков мощности были оценены по моментам срабатывания датчиков САС, а также посредством анализа содержания изотопов <sup>140</sup>La и <sup>235</sup>U в пробах пульпы, отобранных 20.05.97 г.

В здании датчики САС были размещены в 12 точках контроля. При возникновении 1-го пика они сработали только в трех ближайших точках: 1) мойка, 1 этаж; 2) ремонтная зона, 2 этаж; 3) склад, 3 этаж. Последовательность пиков, моменты срабатывания и продолжительность состояния превышения порога срабатывания в 10 мкР/с регистрировались оператором на центральном приборном щите (рис. 33).

Вышеуказанные три точки контроля расположены одна над другой. Известны расстояния от сборника до каждой из них и кратности ослабления мгновенного гамма-излучения от цепной реакции в бетонных перекрытиях между этажами. Используя эти данные, были оценены периоды удвоения мощности в первых трех пиках T<sub>1/2</sub>, введенные избыточные реактивности

$\Delta K_{изб.}$ , отношения (f) полного числа делений в пиках к числу делений в 1-м пике. Эти результаты представлены в таблице 8.

**Таблица 8. Характеристики первых трех пиков**

Оцениваемая величина	Последовательность пиков		
	1	2	3
$T_{1/2}(с)$	1,5	77	147
$\Delta K_{изб.}, \beta$	0,67	0,09	0,05
f	1	0,13	0,075

Ввод положительной реактивности был обусловлен увеличением концентрации урана в пульпе благодаря гравитационному осаждению взвесей  $UO_2$ . Подкритичность системы после пика мощности была результатом уменьшения концентрации урана в пульпе из-за ее перемешивания радиолитическим газом. Абсолютные значения этих двух противоположных по знаку изменений реактивности уменьшались с каждым последующим пиком. После пятого пика система достигала квазистационарного критического состояния, которое без искусственного гашения могло бы существовать неопределенно длительное время.

Полное число делений в системе из двух емкостей, 59/1 и 59/2, было определено по активности  $^{140}La$  и составило за шесть пиков  $\sim 5,5 \times 10^{15}$ .

Число делений в каждом пике составило: 1)  $4,3 \times 10^{15}$ ; 2)  $5,6 \times 10^{14}$ ; 3)  $3,2 \times 10^{14}$ , в последующих 4, 5 и 6 пиках по  $\sim 10^{14}$ .

Дозы облучения персонала были незначительными. Коллективная доза для группы из 20 человек не превысила 4 мЗв. Оборудование осталось целым. Материальный ущерб от аварии определялся остановкой производства в цехе на 3 месяца. Причины деформации сборника неизвестны, хотя есть мнение, что деформация происходила постепенно в течение ряда лет. Сборник был заменен, и были разработаны мероприятия по контролю накопления урана и геометрических размеров оборудования.

## **22. Завод по изготовлению топлива компании JCO, г. Токай-мура, 30 сентября 1999 г.** <sup>31,32,33</sup>

*Раствор уранилнитрата, U(18,8%), в отстойнике; многократные всплески мощности; двое погибших; один человек получил значительную дозу облучения.*

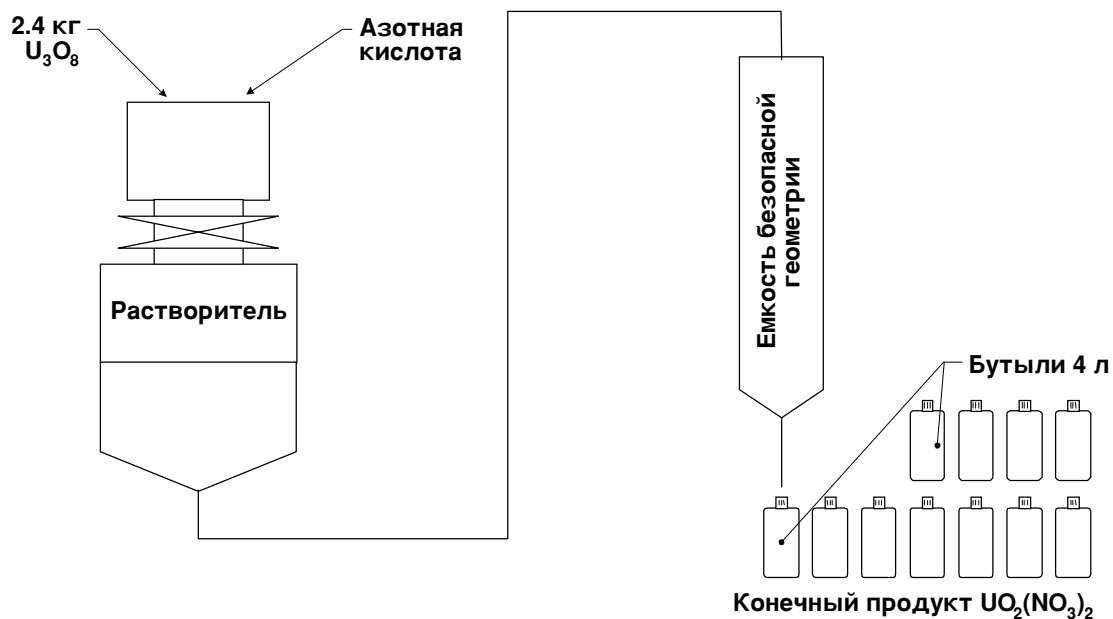
Авария произошла в здании, предназначенном для проверки опытной технологии конверсии топлива на производственной площадке компании JCO в городе Токай-мура, префектура Ибараки, Япония. В здании находилось оборудование для производства или порошка диоксида урана, или раствора уранилнитрата из гексафторида урана или закиси-оксида урана ( $U_3O_8$ ). Это было одно из трех зданий на площадке, для которых была выдана лицензия на проведение работ с делящимися материалами. В двух корпусах размещалось крупномасштабное производство по переработке  $UF_6$  в  $UO_2$ , предназначенный для использования в коммерческих легководных реакторах. Работы велись с ураном, имевшим обогащение не более 5%. Здание для проверки опытной технологии конверсии топлива было гораздо меньших размеров по сравнению с остальными двумя, оно использовалось редко, только для специальных задач. В здании разрешалось работать с ураном, обогащенным до 20%. Во время аварии происходила переработка уранового топлива U(18,8%). Продукт предназначался для экспериментального реактора-размножителя Жоуо, расположенного на территории Оараи Японского института по разработке ядерного топливного цикла (JNC). Малый размер производственной площадки Токай компании JCO ( $\sim 300 \times 500$  метров), а также то, что она расположена внутри города,



сделали эту аварию уникальной: это была первая авария с возникновением критичности в радиохимическом производстве, в результате которой произошло облучение населения.

В ходе работы требовалось приготовить приблизительно 16,8 кг U(18,8%) в виде уранилнитрата с концентрацией урана, равной 370 г/л. Уранилнитрат должен был быть отправлен с завода в виде раствора для последующего изготовления реакторного топлива. Процесс проводился отдельными партиями, в соответствии с требованиями по ядерной безопасности. Инструкции устанавливали различные предельные значения массы урана в партии для различных диапазонов обогащения. В диапазоне обогащения от 16 до 20% предельная масса урана в партии составляла 2,4 кг. Упрощенная схема основного технологического оборудования и материальных потоков в процессе приготовления и затаривания уранилнитрата приведена на рисунке 34-А в том виде, как это было определено в лицензии, выданной компании JCO федеральным правительством.

#### А Разрешенная технология



#### В Реализованная технология

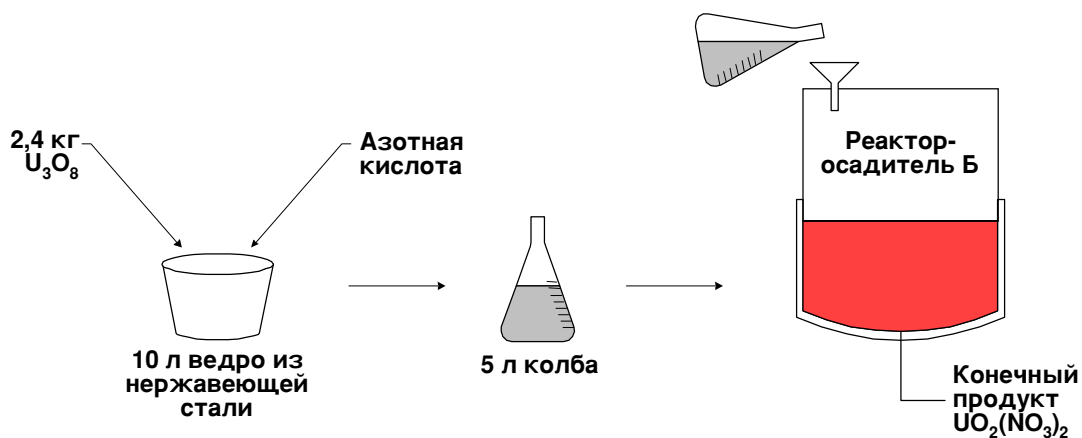


Рисунок 34. Разрешенная и реализованная технологии.

Три оператора начали выполнять задание 29 сентября, за день до аварии. При этом они выполняли операции в том порядке, который приведен на рисунке 34-В. Проведившиеся операции осуществлялись с двумя отклонениями от утвержденного регламента. Во-первых, в регламенте, разработанном компанией, которому должны были следовать операторы, указывалось, что растворение должно проводиться в открытых 10-литровых ведрах, сделанных из нержавеющей стали, а не в реакторе-растворителе, как это определялось в лицензии. Было известно, что это изменение позволяло сократить время растворения примерно на 1 час.

Гораздо более серьезным отклонением от утвержденной технологии стало то, что раствор уранилнитрата был перелит в реактор-осадитель опасной геометрии, а не в емкости с безопасной геометрией. Причиной, по которой это было сделано, стало то, что 4-литровые контейнеры было неудобно наполнять растворенным продуктом из колонок, в которых он хранился. Сливной кран внизу колонок был всего на 10 см выше пола. В свою очередь, реактор-осадитель, использованный при выполнении операции, был оборудован мешалкой для обеспечения однородности продукта и позволял легко наполнять бутылки готовым продуктом.

29 сентября операторы закончили последовательное растворение четырех партий, по 2,4 кг каждая. Сначала раствор был помещен в пятилитровую колбу, а затем вручную перелит через воронку в реактор-осадитель. Реактор-осадитель объемом около 100 литров имел 450 мм в диаметре и высоту 610 мм. На рисунке 35 сфотографированы: реактор-осадитель, система трубопроводов, загрузочные люки, через которые добавлялись материалы, и лестница, на ступеньках которой стоял оператор, когда заливал раствор. Второй оператор стоял на полу и держал воронку. Дневное задание для смены из трех человек закончилось после переработки четырех партий раствора.

На следующий день, 30 сентября, три оператора начали растворение последних трех партий, необходимых для окончания работы. После заливки растворов от пятой и шестой партий, около 10:35, началось переливание раствора седьмой партии. Почти под конец заливки (из колбы позже было извлечено 183 г урана) в этом здании и в двух соседних зданиях сработала аварийная сигнализация радиационного контроля. В соответствии с инструкциями, рабочие были эвакуированы из всех производственных корпусов и проследовали на сборный пункт, расположенный на производственной площадке. В этом месте были произведены замеры мощности доз гамма-излучения, которые намного превышали фон; возникло подозрение, что произошла и развивается авария с возникновением критичности.

После этого сборный пункт был перенесен на более удаленную часть производственной площадки, на которой мощности доз были близки к фоновым значениям. Энерговыделение продолжалось в течение почти двадцати часов, после чего оно было подавлено в результате специальных действий, проведенных по предписанию и под контролем официальных представителей правительства. В течение этого времени проявилось несколько заслуживающих внимания аспектов этой аварии. Во-первых, компания JCO не была готова к действиям в случае аварии с возникновением критичности – сигнализаторы уровня гамма-излучения не являлись системой аварийной сигнализации, предусмотренной на случай ядерной аварии. В лицензионном соглашении фактически утверждалось, что ядерная авария невозможна. В результате этого для ликвидации аварии пришлось привлечь специалистов и применить приборы с близлежащих ядерных установок. Различные системы мониторинга на самой установке, а также в Японском исследовательском институте атомной энергии (JAERI) зарегистрировали последовательность событий, имевших место при развитии аварии. Они показали, что после первого большого пика система перешла в квазистабильное состояние, при котором уровень мощности постепенно снизился примерно в два раза в течение первых ~17 часов после возникновения аварии.

Примерно через 4,5 часа после начала аварии измерения уровня радиации возле границы производственной территории, примыкающей к жилому дому и коммерческому учреждению, показали, что комбинированная мощность дозы нейтронного и гамма-излучения составляла приблизительно 5 мЗв/час. В это время мэр города Токай-мура рекомендовал населению, проживающему в радиусе 350 м от завода компании JCO, эвакуироваться в более удаленные места. Через 12 часов местные власти префектуры Ибараки рекомендовали населению,

проживающему в радиусе 10 км от завода, оставаться внутри помещений из-за повышенной радиоактивности, вызванной аэрозольными продуктами деления.

Вскоре после полуночи была сделана попытка остановить цепную реакцию. Было решено слить охлаждающую воду из рубашки, окружающей нижнюю половину реактора-осадителя, так как считалось, что это могло снизить реактивность настолько, чтобы перевести систему в подкритическое состояние. Для выполнения этой работы были посланы по очереди несколько бригад, по три оператора в каждой. К трубопроводу, питающему рубашку, был доступ непосредственно с наружной стороны здания, но его было трудно разобрать, потому что время работы ограничивалось величиной допустимой дозы (0,1 Зв).

Когда трубопровод был, наконец, вскрыт примерно через 17 часов после начала аварии, не вся вода была слита из рубашки. Это было установлено с помощью различных устройств мониторинга, которые показали, что мощность упала примерно в четыре раза, а затем снова стабилизировалась, что указывало на то, что цепную реакцию все же не удалось остановить полностью. Наконец, вода из рубашки была полностью удалена путем пропускания через трубопровод аргона, при этом люди в здание не заходили. Примерно через двадцать часов это привело к прекращению цепной реакции. Для обеспечения надежной подкритичности в реактор-осадитель была добавлена через резиновый шланг борная кислота.

Через несколько недель после аварии, когда уменьшились уровни радиации, была взята и проанализирована проба раствора из реактора-осадителя. На основании анализа продуктов деления было определено, что полный выход в результате аварии составил примерно  $2,5 \times 10^{18}$  делений. Несмотря на то, что детекторами не были зарегистрированы детали первых нескольких минут всплеска мощности, картина облучения операторов и показания нейтронного детектора на площадке JAERI-NAKA убедительно свидетельствовали в пользу того, что начальная реактивность превысила уровень, соответствующий критичности на мгновенных нейтронах. Результаты экспериментов, поставленных для того, чтобы смоделировать аварии с возникновением критичности в растворах<sup>4,5,6</sup>, подтверждали, что энерговыделение в первом пике составило от 4 до  $8 \times 10^{16}$  делений.

Двое рабочих, участвовавших в проведенной операции заливки раствора, были сильно переоблучены, при этом оцененные дозы составили между 16 и 20 Гр и между 6 и 10 Гр, соответственно. Когда произошла авария, третий оператор сидел за столом на расстоянии нескольких метров и получил оцененную дозу облучения от 1 до 4,5 Гр. Всем трем операторам был предоставлен специальный медицинский уход. Оператор, который держал воронку, умер через 82 дня после аварии. Оператор, заливавший уранилнитрат, умер спустя 210 дней после аварии. Наименее облученный оператор покинул госпиталь примерно через три месяца после аварии.

Помимо уже упомянутых нарушений разрешенной технологии, могут быть названы следующие факторы, повлиявшие на аварию.

- 1) Персонал JCO на всех уровнях слабо понимал факторы, влияющие на критичность. В частности, отсутствовало понимание того, что одни и те же 45 литров раствора, которые далеки от критичности, когда они находятся в регламентных колонках для хранения, могут оказаться надкритичными в опасном реакторе-осадителе.
- 2) Компания оказывала давление, чтобы заставить людей работать более производительно.
- 3) В компании JCO и в регулирующем органе на всех уровнях устоялось мнение, что авария с возникновением критичности невозможна. В результате этого принимавшиеся методики, планы, схемы расположения оборудования, учет человеческого фактора и т. д. не получали адекватного изучения как со стороны компании, так и со стороны должностных лиц, выдававших лицензию.



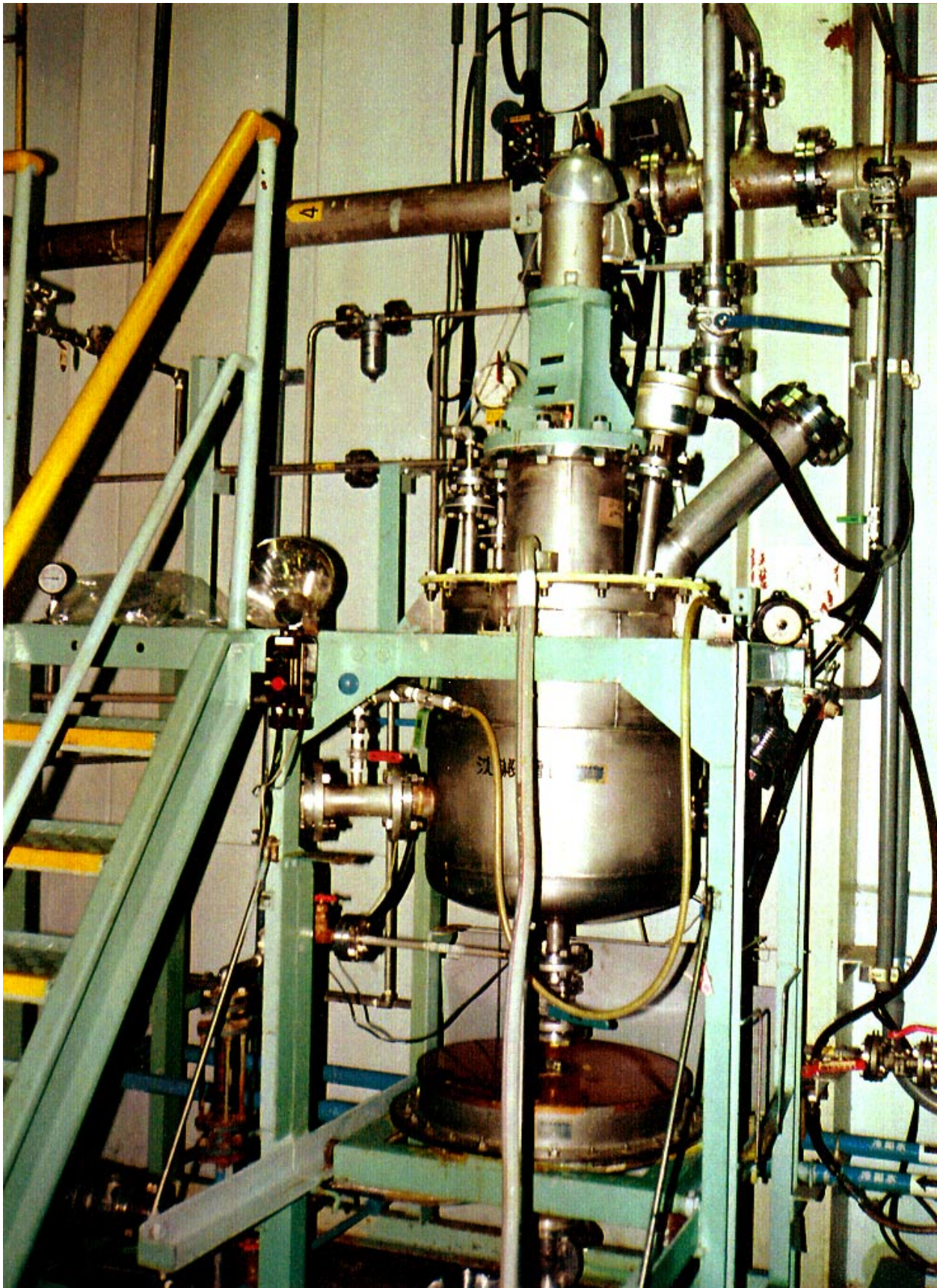


Рисунок 35. Реактор-осадитель, в котором произошла авария.

Правительство решило отобрать у компании JCO лицензию на работы, и компании пришлось согласиться с этим решением ко времени публикации этого отчета.

Из примерно 200 жителей, эвакуированных в радиусе 350 м от производственной площадки, около 90% получили дозы меньше 500 мбэр; никто из остального населения не получил более 2,5 бэр. Хотя было обнаружено загрязнение, вызванное аэрозольными продуктами деления, на растениях в пределах заводской площадки, максимальные значения мощностей доз составили менее 1 мбэр/час, а продукты деления были короткоживущими.

## **В. Физические и нейтронные характеристики аварий с возникновением СЦР на технологических установках**

В этом разделе мы рассмотрим физические и нейтронные характеристики аварий с возникновением СЦР, которые случились на ядерных промышленных установках Российской Федерации, Соединенных Штатов Америки, Соединенного Королевства Великобритании и Японии. Для того, чтобы оценить достоверность описаний аварий, мы сравнили физические параметры, сообщенные для каждой аварии, с известными из экспериментов условиями достижения критичности.

### **Восстановление картины аварии**

Приведенных в документах об аварии данных о геометрии и составах материалов далеко недостаточно для того, чтобы рассматривать их в качестве контрольных параметров критичности, как они принимаются международным сообществом по ядерной безопасности<sup>34</sup>. Из-за отсутствия сообщаемых технических деталей возможность точного восстановления аварийной обстановки серьезно ограничена. Восстановление картины аварий с 1 по 22 проводится с использованием интерпретации условий, сообщаемых для каждой такой аварии. Восстановление проводится с целью оценить аварийную конфигурацию, соответствующую критическому состоянию. Оцененные значения параметров, необходимых для такого восстановления, не следует интерпретировать как новые «факты», которые нужно добавить в документы об авариях.

В наших оценках рассматриваются лишь главные параметры, влияющие на критичность: делящийся материал ( $^{235}\text{U}$  или  $^{239}\text{Pu}$ ), его плотность, форма и степень замедления. В случаях аварий 9, 15 и 22 принималась также во внимание степень обогащения урана. Примеры параметров, которых для восстановления картины аварии недостает или которыми пренебрегли, как имеющими второстепенную важность, включают материал емкости, толщину ее стенок, наличие делящихся нуклидов иных, чем  $^{235}\text{U}$  и  $^{239}\text{Pu}$ , и наличие внешних отражателей вблизи делящегося материала или соприкасающихся с ним. Смеси материалов моделировались как однородные смеси металл – вода, из чего можно оценить степень замедления. Для нескольких аварий (2, 9, 15 и 21), о которых известно, что делящийся материал распределен неоднородно, такое упрощение было чрезмерным.

В таблице 9 представлены оцененные величины параметров для 22 аварий на технологических установках. Насколько мы знаем, этими 22 авариями исчерпывается полный список событий, которые однозначно квалифицируются как ядерные аварии на технологических установках в РФ, США, СК Великобритании и Японии.

Необходимо дать некоторое объяснение заголовков столбцов таблицы 9.

**Номер аварии:** 22 аварии пронумерованы в хронологическом порядке. Хронологический порядок был выбран в силу признания того, что технологические разработки этих четырех стран развивались во времени параллельно.

**Площадка и дата:** используется сокращенное наименование страны, в которой имела место авария: РФ, США, СК для аварий, которые соответственно произошли в Российской Федерации, Соединенных Штатах Америки и Соединенном Королевстве Великобритании. Дата аварии приводится в формате день – месяц – год.

### **Геометрия**

**Форма емкости:** форма емкости, например, цилиндрическая с вертикальной осью. Хотя такое обозначение является точным для большинства аварий, некоторые аварии, как известно, произошли, когда ось симметрии цилиндрического сосуда была не вертикальной и не горизонтальной, а была наклонена под некоторым углом к вертикали.

**Объем емкости:** объем емкости означает ее полный объем.

**Объем делящегося материала:** это оцененное значение объема, занимаемого делящимся материалом, имевшим преобладающее влияние на нейтронную реактивность системы. В некоторых случаях (аварии 5 и 18) делящийся материал в низкой концентрации присутствовал и вне этого объема. Этот дополнительный материал имел второстепенное влияние на реактивность системы, и им, следовательно, можно было пренебречь. Для аварий, которые произошли или были смоделированы в условиях, когда цилиндрическая емкость имела вертикальную ось симметрии, а делящийся материал находился в виде раствора или суспензии, приводится дополнительный параметр  $h/D$ . В таких случаях делящийся материал моделировался как прямой круговой цилиндр (строчной буквой  $h$  обозначается высота цилиндра, а заглавной буквой  $D$  обозначается его диаметр).

**Формфактор:** это коэффициент формы, использовавшийся для преобразования реальной формы в эквивалентную сферическую форму, чтобы таким образом можно было сравнить эти 22 аварии с точки зрения геометрически эквивалентных сферических систем.

Для 18 аварий, для которых отношение  $h/D$  указано точно, для определения коэффициента формы была использована кривая «Без отражателя» (т. е. полученная в отсутствие отражателей) на рисунке 36<sup>35</sup>. Кривая на рисунке 36 построена непосредственно на основе экспериментальных результатов, что сводит к минимуму зависимость от расчетов. Для остальных 3 аварий (номера 2, 6 и 20) для оценки коэффициента формы использовались лапласиан или другие математически простые аппроксимации.

**Таблица 9. Воссоздание аварийной геометрии и конфигурации материала**

Авария		Геометрия			Материал		Оцененная критическая масса в сфере (кг)	
№	Площадка и дата	Форма емкости	Объем емкости (л)	Объем делящегося материала (л)	Форм-фактор	Масса делящегося материала (кг)		Концентрация делящегося материала (г/л)
1	«Маяк» (РФ) 15.03.53	цилиндрическая с вертикальной осью	40,0	31,0	1,2 $h/D = 0,62$	0,81 <sup>239</sup> Pu	26,1	0,67
2	«Маяк» (РФ) 21.04.57	цилиндрическая с горизонтальной осью	100,0	30,0	2,8	3,06 <sup>235</sup> U	102,0	1,09
3	«Маяк» (РФ) 02.01.58	цилиндрическая с вертикальной осью	442,0	58,4	4,2 $h/D = 0,18$	22,0 <sup>235</sup> U	376,7	5,24
4	Y-12 (США) 16.06.58	цилиндрическая с вертикальной осью	208,0	56,0	1,4 $h/D = 0,42$	2,10 <sup>235</sup> U	37,5	1,50
5	ЛАНЛ (США) 30.12.58	цилиндрическая с вертикальной осью	982,0	160,0	3,5 $h/D = 0,20$	2,94 <sup>239</sup> Pu	18,4	0,84
6	ICPP* (США) 16.10.59	цилиндрическая с горизонтальной осью	18900,0	800,0	25,0	30,9 <sup>235</sup> U	38,6	1,24
7	«Маяк» (РФ) 05.12.60	цилиндрическая с вертикальной осью	40,0	19,0	1,2 $h/D = 0,55$	0,85 <sup>239</sup> Pu	44,7	0,71
8	ICPP* (США) 25.01.61	цилиндрическая с вертикальной осью	461,0	40,0	2,9 $h/D = 0,22$	7,20 <sup>235</sup> U	180,0	2,48
9	СХК (РФ) 14.07.61	цилиндрическая с вертикальной осью	65,0	42,9	1,3 $h/D = 0,47$	1,68 <sup>235</sup> U $H/^{235}U \sim 600$	39,2	1,29 (0,9 с отражателем)
10	Ханфорд (США) 07.04.62	цилиндрическая с вертикальной осью	69,0	45,0	1,2 $h/D = 0,60$	1,29 <sup>239</sup> Pu	28,7	1,07

\* ICPP – Радиохимический завод в штате Айдахо

Авария		Геометрия				Материал		Оцененная критическая масса в сфере (кг)
№	Площадка и дата	Форма емкости	Объем емкости (л)	Объем делящегося материала (л)	Форм-фактор	Масса делящегося материала (кг)	Концентрация делящегося материала (г/л)	
11	«Маяк» (РФ) 07.09.62	цилиндрическая с вертикальной осью	100,0	80,0	1,2 h/D = 1,11	1,26 <sup>239</sup> Pu	15,8	1,05
12	СХК (РФ) 30.01.63	цилиндрическая с вертикальной осью	49,9	35,5	1,1 h/D = 0,62	2,27 <sup>235</sup> U	63,9	2,06
13	СХК (РФ) 02.12.63	цилиндрическая с вертикальной осью	100,0	64,8	1,4 h/D = 0,47	1,93 <sup>235</sup> U	29,8	1,38
14	Вуд Ривер (США) 24.07.64	цилиндрическая с вертикальной осью	103,7	41,0	1,2 h/D = 0,54	2,07 <sup>235</sup> U	50,5	1,72
15	Электросталь (РФ) 03.11.65	цилиндрическая с вертикальной осью	300,0	100,0	1,4 h/D = 0,46	3,65 <sup>235</sup> U H/ <sup>235</sup> U ~600	36,5	2,61 (1,6 с отражателем)
16	«Маяк» (РФ) 16.12.65	цилиндрическая с вертикальной осью	100,0	28,6	1,2 h/D = 0,60	1,98 <sup>235</sup> U	69,2	1,65
17	«Маяк» (РФ) 10.12.68	цилиндрическая с вертикальной осью	62,1	28,8	1,1 h/D = 0,70	1,50 <sup>239</sup> Pu	52,1	1,36
18	Виндскэйл (Великобритания) 24.08.70	цилиндрическая с вертикальной осью	156,0	40,0	3,0 h/D = 0,22	2,07 <sup>239</sup> Pu	51,8	0,69
19	ICPP* (США) 17.10.78	цилиндрическая с вертикальной осью	315,5	315,5	1,4 h/D = 1,75	6,08 <sup>235</sup> U	19,3	4,34
20	СХК (РФ) 13.12.78	цилиндрическая с вертикальной осью	3,2	0,54	1,1	10,1 <sup>239</sup> Pu	18700,0	9,18
21	Новосибирск (РФ) 15.05.97	параллельные емкости	700,0 каждая емкость	145,0	9,0 h/D = 0,1	24,4 <sup>235</sup> U	168,0	2,71
22	Токай-мура (Япония) 30.09.99	цилиндрическая с вертикальной осью	100,0	45,0	1,1 h/D = 0,6	3,12 <sup>235</sup> U H/ <sup>235</sup> U ~380	69,3	2,9 (1,9 с отражателем)

\* ICPP – Радиохимический завод в штате Айдахо

## Материал

**Масса делящегося материала:** это масса либо <sup>235</sup>U, либо <sup>239</sup>Pu. Тип делящегося материала приводится рядом с элементом столбца, означающим массу. В трех авариях, 9, 15 и 22, уран имел степень обогащения соответственно 22,6; 6,5 и 18,8 весовых процента. Для этих аварий в столбце «Масса делящегося материала» также приводится атомное отношение водорода к <sup>235</sup>U. Для восьми аварий с плутонием было принято, что имелось 95 весовых % <sup>239</sup>Pu.

**Концентрация делящегося материала:** это отношение массы делящегося материала к его объему в предположении, что смесь однородна.

**Оцененная критическая масса в сфере:** элементы этого столбца представляют собой значения сферической критической массы, определенные как отношение делящейся массы к коэффициенту формы. Эти оцененные массы используются как мера согласованности или согласия условий восстановленных картин аварий с установленными условиями возникновения цепной реакции. Для аварий 9, 15 и 22 критическая масса в сфере была подогнана к величине при полном отражении водой.



## Обсуждение

Традиционно о методиках такого типа, которые использовались для создания оцененных значений, представленных в таблице 9, говорят как о вычислениях на «оборотной стороне конверта». Эти вычисления характеризуются математической простотой, и их результаты лучше назвать оценками, когда они сопоставляются с компьютерными вычислениями. В некоторых случаях этих оценок достаточно, и нет необходимости проводить более детально расчеты по компьютерным программам. Эти результаты характеризуются как оценки в соответствии с первым моральным принципом Вилера: «Никогда не делайте расчетов, пока вы не знаете ответа. Делайте оценки перед каждым расчетом...»<sup>36</sup>.

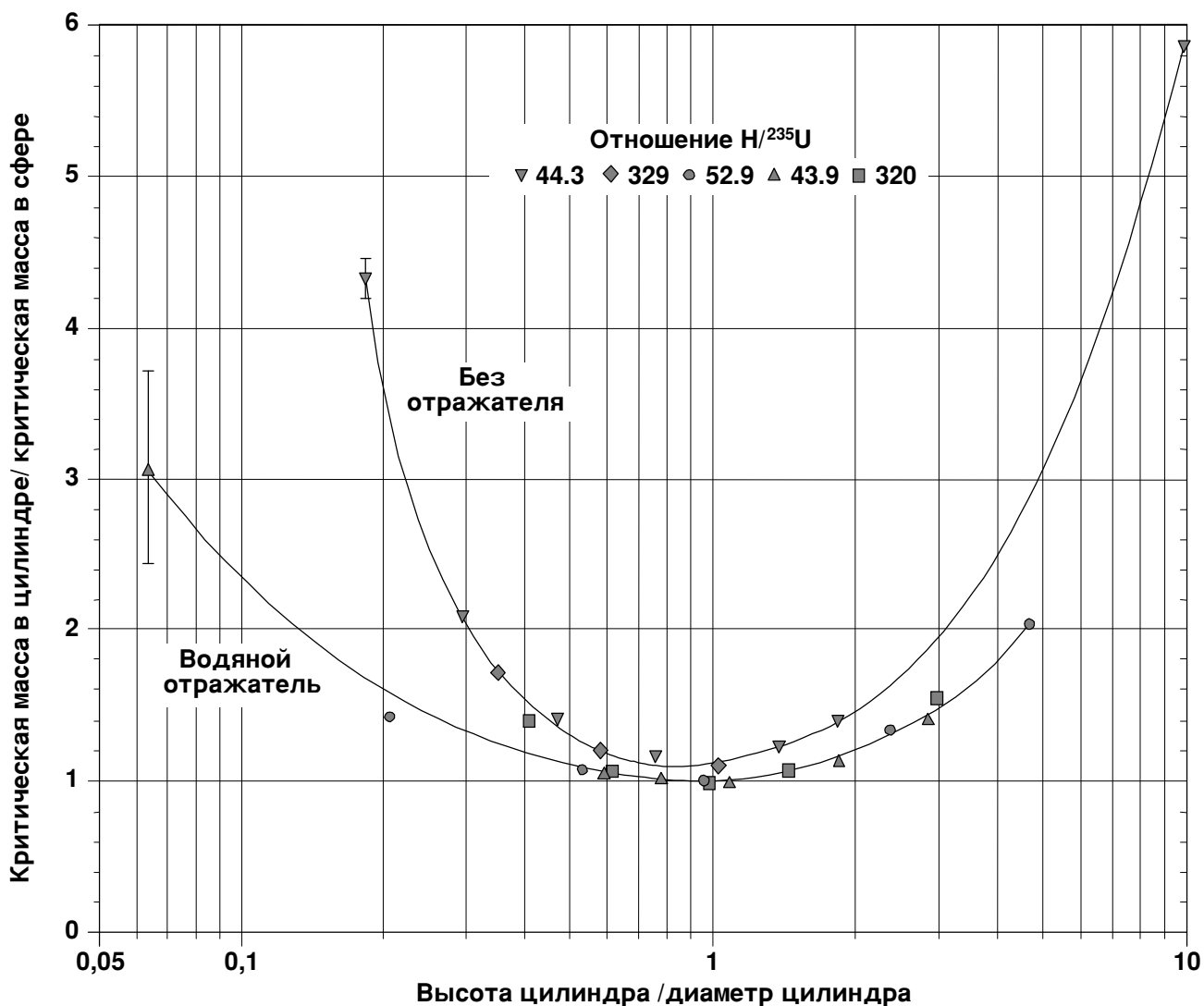


Рисунок 36. Отношение критической массы растворов  $\text{U}(93\%)\text{O}_2\text{F}_2$  в цилиндре к их критической массе в сфере (без отражателя и с водяным отражателем) в зависимости от отношения высоты цилиндра к его диаметру.

Рисунки 37, 38 и 39 взяты, с некоторыми изменениями, из отчета Лос-Аламосской национальной лаборатории LA-10860<sup>35</sup>. Эти три рисунка содержат точки, соответствующие приведенным в таблице 9 значениям плотности делящегося материала (или атомному отношению) и оцененной сферической критической массы для двадцати двух восстановленных аварий. Рисунок 38 содержит кривые для систем с обогащением урана, соответствующим 2.0, 3.0, 5.0, 30.3 и 93.0 процентам. На этот рисунок также наложены точки для аварий 9, 15 и 22.

Поскольку кривые на рисунке 38 относятся к водяным отражающим системам, эти точки были смещены вниз, поскольку реальные аварии происходили в условиях относительного отсутствия отражателей.

Можно было бы выполнить дополнительную подгонку к реальной концентрации делящегося материала и к оцененной критической массе в сфере. Например, при оценке можно было бы учесть влияние поглощения нитратом и органической, в противоположность водному, базовый состав. Разумеется, требуется решить, имеют ли смысл такие подгонки и приведут ли они к таким оцененным значениям, которые будут находиться в лучшем согласии с кривыми, представленными на рисунках 37, 38 и 39. Проведение таких подгонок не может быть оправданным. Отсутствие технических деталей, представленных в описаниях аварий, препятствует обоснованному уточнению оценок. Недостаток технической информации также мешает любой попытке осмысленного, более детального нейтронного компьютерного моделирования.

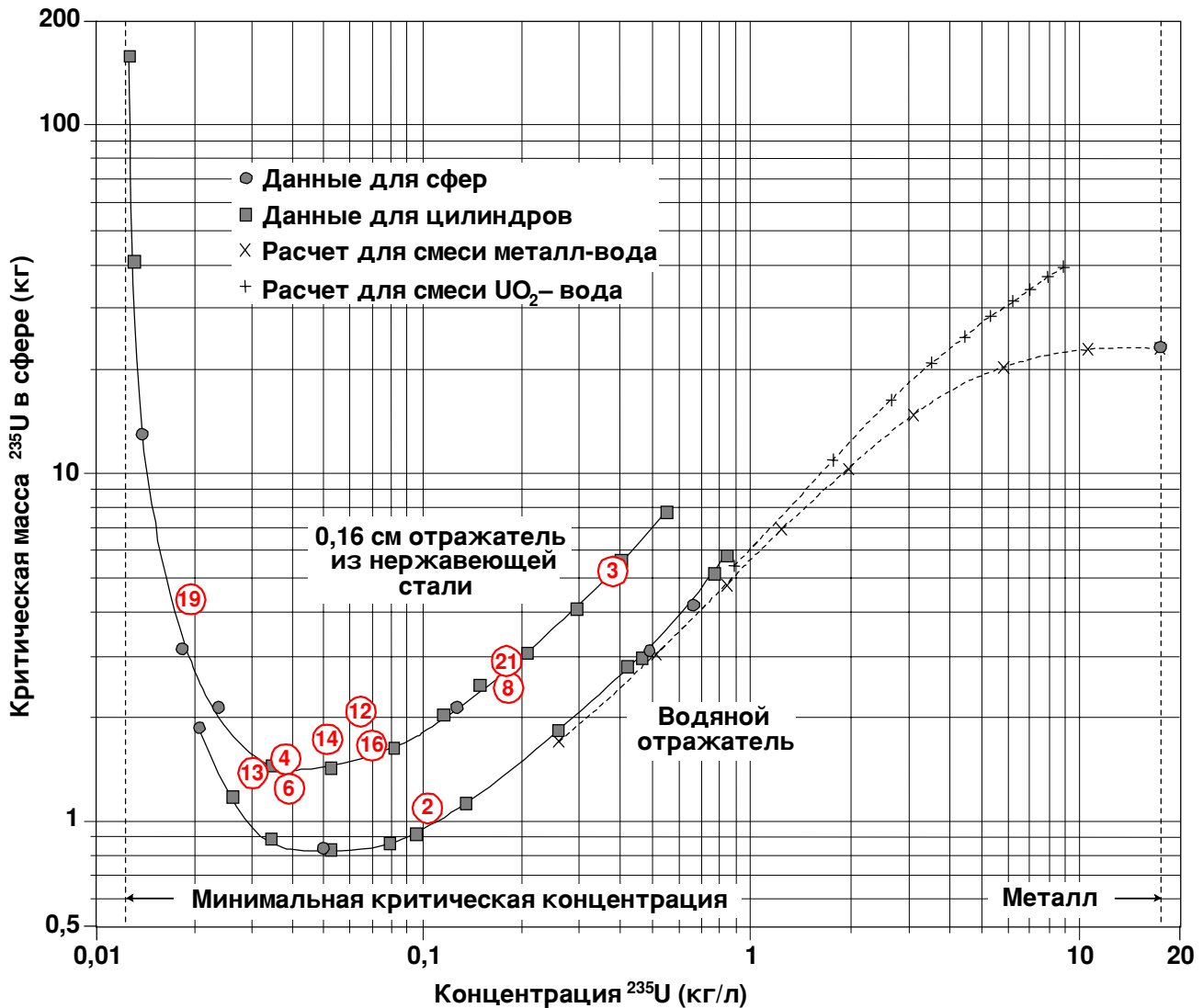


Рисунок 37. Критические массы гомогенных сфер.

Ⓝ Аварии с делящимся материалом, содержащим уран; цифры внутри кружка означают номер аварии.

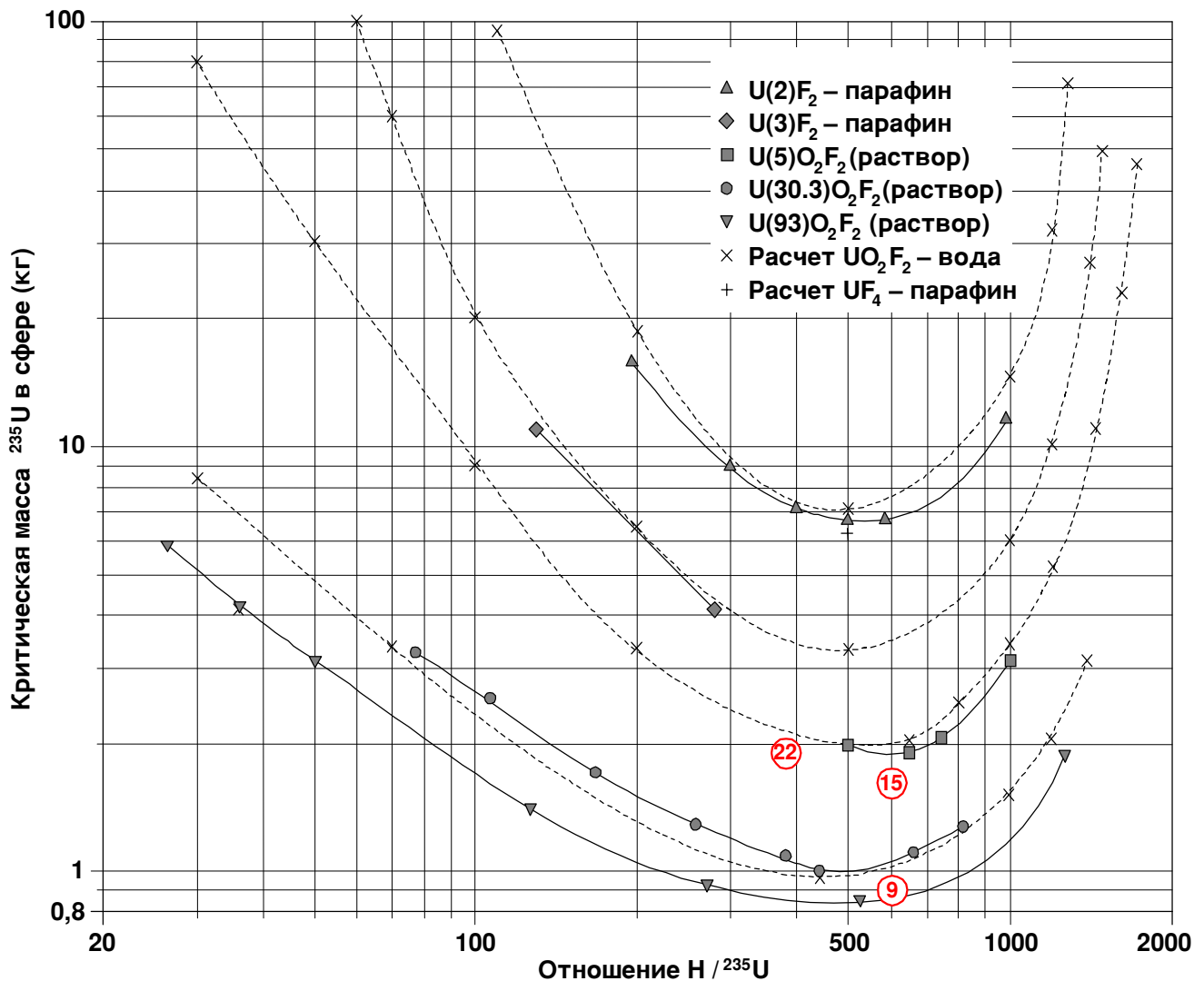
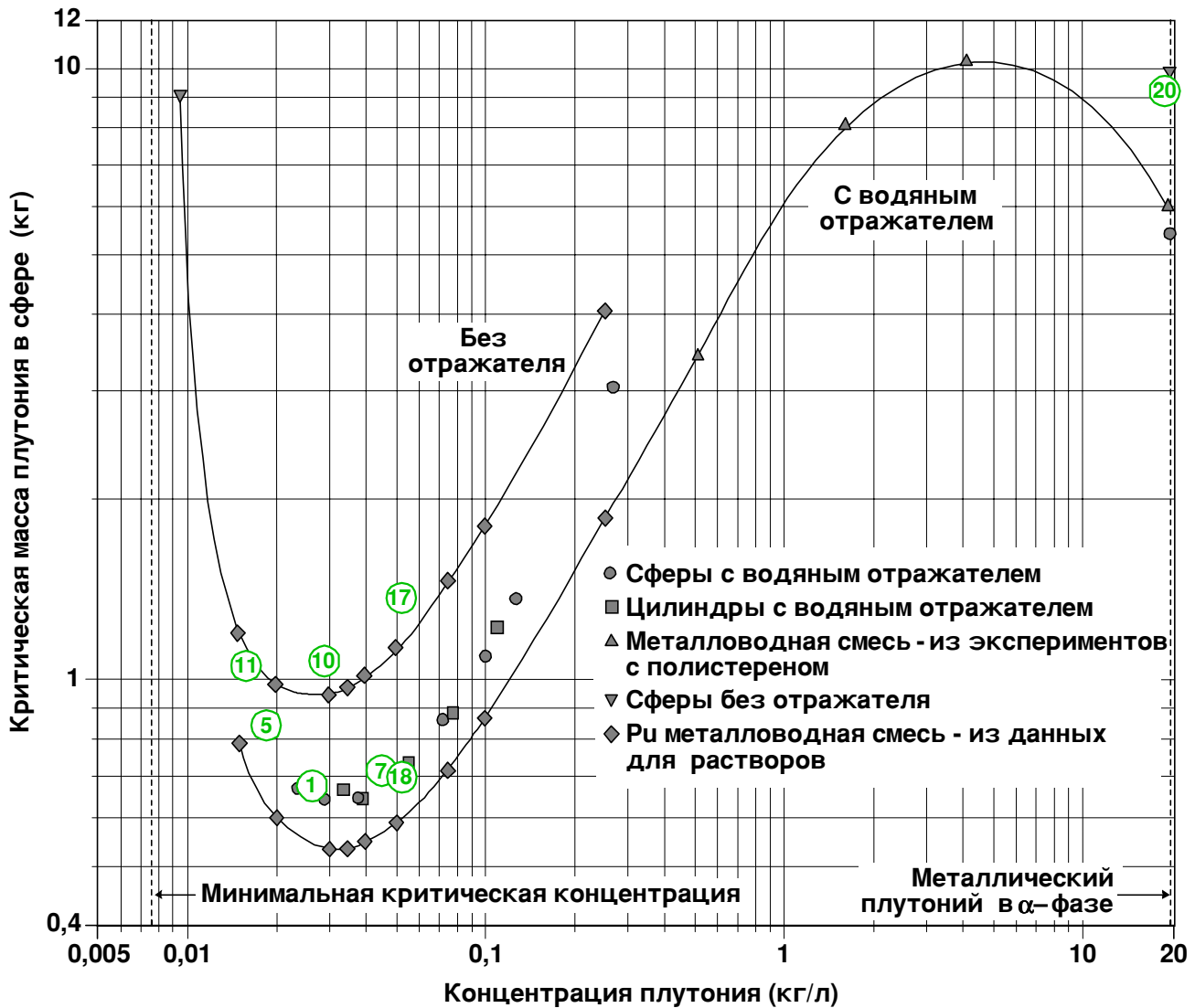


Рисунок 38. Критические массы сфер U(93%), U(30.3%), U(5.0%), U(3.0%) и U(2.0%) с водяным отражателем и водородным замедлителем. Аварии показаны кружками с номерами.

### Выводы

Принимая во внимание эффекты частичного отражения и свойственные оценкам погрешности, можно сделать вывод, что положения 19 точек из 22 точек, нанесенных на рисунках 37, 38 и 39, в достаточной степени подтверждают согласие между условиями возникновения аварий, которые приводятся в их описаниях, и известными условиями возникновения самоподдерживающейся цепной реакции. Оцененные значения для аварий 1, 7 и 9 кажутся отчасти сомнительными в том отношении, что для возникновения критичности при гипотетических условиях этих аварий в отсутствие отражения потребовалась бы большая масса, чем та, что приведена в сообщениях об авариях. Однако оценки для аварий 1 и 7 оказались бы в разумном согласии с реальными величинами, если бы было учтено наличие частичного отражения во время аварии. Следует заметить, что в этих двух случаях «недостающая» масса не больше по величине, чем в других восстановленных авариях (особенно в авариях 12, 14 и 17), в которых сообщенная величина массы превышает величину, являющуюся известным условием возникновения критичности. Расхождение в случае аварии 9 также согласуется с большой неопределенностью массы, указанной в отчете об аварии. Нельзя

выделить никаких систематических особенностей, которыми отличались бы между собой аварии в РФ, США, Объединенном Королевстве и в Японии.



**Рисунок 39.** Критические массы однородных плутониевых сфер с водяным замедлителем. Точки между кривыми относятся к раствору  $Pu(NO_3)_4$  с избыточным содержанием  $HNO_3$  с концентрацией 1 моль/л и содержанием  $^{240}Pu$ , равным 3,1%, в системе с водяным отражателем. Аварии показаны кружками с номерами.

### Выход числа делений

В таблице 10 приведены для 22 аварий оцененные значения выделенной энергии делений. В настоящей редакции была сделана попытка распределить выход числа делений в пике по категориям так, чтобы они совпадали с описанными в предыдущих двух редакциях этого отчета и определениями, приведенными в приложении. Эти определения для удобства читателя повторены здесь.

Ⓝ Аварии с делящимся материалом, содержащим плутоний; цифры внутри кружка означают номер аварии.

**Пик (мгновенный всплеск мощности):** начальный импульс мощности при мгновенном резком увеличении мощности, ограниченный механизмом самогашения. См. мгновенное резкое увеличение мощности.

**Мгновенное резкое увеличение мощности:** резкое выделение ядерной энергии в результате мгновенной критической конфигурации делящегося материала. Обычно за резким пиком мощности следует плато, которое может прерываться меньшими пиками.

Из данных, полученных в экспериментах по резкому увеличению мощности в растворах, таких, как многие из экспериментов CRAC<sup>5</sup> и SILENE<sup>4</sup>, ясно, что имеется плавный переход от резких выбросов мощности, при которых максимальная реактивность не достигает мгновенной критической реактивности, к таким выбросам мощности, при которых она слегка превышает мгновенную критическую реактивность. Не существует значительного различия между изменениями мощности во времени при двух резких выбросах мощности, один из которых происходит при максимальной реактивности  $0,90 \beta$ , а другой – при максимальной реактивности  $1,10 \beta$ . В обоих случаях обнаруживается начальный пик, за которым с интервалом приблизительно от 10 до 20 секунд следуют повторяющиеся пики меньшей энергии, в конце концов переходящие в квазиплато. Только тогда, когда максимальная реактивность достигает приблизительно  $0,50 \beta$  или меньшего значения, традиционный пик не присутствует.

Другим результатом экспериментов CRAC<sup>5</sup> и SILENE<sup>4</sup>, который можно сопоставить с перечисленными в таблице 10 значениями выхода числа делений при авариях, является удельный выход первого выброса мощности, т. е. пика мощности. В экспериментах, в которых максимальная реактивность достигала приблизительно  $0,50 \beta$  или больших значений, удельный выход делений в пике составлял всегда примерно  $1,0 \times 10^{15}$  делений на литр, за исключением очень быстрых выбросов мощности, таких, в которых обратный период был много больше, чем  $100 \text{ с}^{-1}$ . Для этих очень быстрых выбросов мощности были измерены значения удельного выхода числа делений вплоть до нескольких единиц на  $10^{15}$  делений на литр. Значения выхода числа делений в пике при авариях, которые приводятся в таблице 10, согласуются со значениями удельного выхода, полученными в экспериментах CRAC<sup>5</sup> и SILENE<sup>4</sup>, в которых ни одно значение не превышает нескольких единиц на  $10^{15}$  делений на литр. Однако, описаны три случая, когда значения выхода в пике (аварии 4, 6 и 8) выпадают из этого правила и значительно ниже  $10^{15}$  делений на литр. Это либо указывает на медленный выброс мощности, в котором пик в классическом смысле отсутствует, либо оценка величины выхода просто некорректна. Поскольку нет никакого неопровержимого свидетельства в пользу той или другой интерпретации, эти элементы таблицы были оставлены такими, какими они были представлены в предыдущих редакциях.

Почти в половине случаев аварий, перечисленных в таблице 10, не имелось никакого резкого пика мощности. Это следует интерпретировать как указание на медленный выброс мощности, т. е. такой выброс, когда интервалы времени между пиками мощности составляют минуты или более, а следовательно, обратный период равен  $10 \text{ мс}^{-1}$  или менее. Заметим, что авария 20 была в металлической системе. Хотя не существует никаких экспериментов с металлическим плутонием, дающих основу для сравнения, в двух авариях с возникновением СЦР в эксперименте с металлическим плутонием в Лос-Аламосе (1945 и 1946 годы) были подобные же значения удельного выхода в пике.

Таблица 10. Энерговывделение при аварии

№	Площадка и дата	Энерговывделение в первом пике (10 <sup>17</sup> делений)	Объем делящегося материала (л)	Удельное энерговывделение (10 <sup>15</sup> делений/л)	Полное энерговывделение (10 <sup>17</sup> делений)
1	«Маяк» (РФ) 15.03.53	неизвестно	31,0	неизвестно	~2,0
2	«Маяк» (РФ) 21.04.57	неизвестно	30,0	неизвестно	~1,0
3	«Маяк» (РФ) 02.01.58	~2,0	58,4	~3,4	~2,0
4	У-12 (США) 16.06.58	~0,1	56,0	~0,2	13,0
5	ЛАНЛ (США) 30.12.58	1,5	160,0	0,9	1,5
6	ICRR* (США) 16.10.59	~1,0	800,0	~0,1	400,0
7	«Маяк» (РФ) 05.12.60	неизвестно	19,0	неизвестно	~2,5
8	ICRR* (США) 25.01.61	~0,6	40,0	~1,5	6,0
9	СХК (РФ) 14.07.61	нет	42,9	нет	0,012
10	Ханфорд (США) 07.04.62	~0,1	45,0	~0,2	8,0
11	«Маяк» (РФ) 07.09.62	нет	80,0	нет	~2,0
12	СХК (РФ) 30.01.63	неизвестно	35,5	неизвестно	7,9
13	СХК (РФ) 02.12.63	нет	64,8	нет	0,16
14	Вуд Ривер (США) 24.07.64	~1,0	41,0	~2,4	~1,3
15	Электросталь (РФ) 03.11.65	нет	100,0	нет	~0,08
16	«Маяк» (РФ) 16.12.65	нет	28,6	нет	~5,5
17	«Маяк» (РФ) 10.12.68	0,3	28,8	1,0	~1,3
18	Виндскэйл (Великобритания) 24.08.70	нет	40,0	нет	0,01
19	ICRR* (США) 17.10.78	неизвестно	315,5	неизвестно	27,0
20	СХК (РФ) 13.12.78	0,03	0,54	5,6	0,03
21	Новосибирск (РФ) 15.05.97	0,043	145,0	0,03	0,055
22	Токай-мура (Япония) 30.09.99	~0,5	45,0	~1,1	25,0

\* ICRR – Радиохимический завод в штате Айдахо

## С. Результаты наблюдений и уроки, извлеченные из производственных аварий с возникновением СЦР

На сегодняшний день имеются описания 22 аварий, которые произошли при технологических операциях обработки делящихся материалов. Из этих аварий были извлечены существенные и зачастую болезненные уроки. Эти уроки связаны со следующими проектными, управленческими и рабочими атрибутами: общение между работниками; процедуры; учет и накопление делящегося материала; геометрия и объем резервуаров; знания оператора; заново проведенные или единственные в своем роде операции; неправильное функционирование оборудования и неожиданное перемещение растворов. Этот обзор также показал реальные размеры и размах последствий аварий и ценность аварийной сигнализации о возникновении критичности. Существуют и другие существенные факторы, влияющие на риск возникновения аварий, хотя они и не всегда легко выявляются или подчеркиваются при их расследовании. Эти другие факторы включают: (1) осведомленность высшего руководства и его участие в решении вопросов безопасности в целом и, в частности, ядерной безопасности; (2) знания персонала регулирующих органов и его участие в решении вопросов безопасности; (3) национальные и международные согласованные нормы и правила, которые являются как корпоративными, так и правительственными.

Важно отметить, что не было таких аварий, которые были бы вызваны лишь единственной ошибкой. Иначе говоря, для каждой из 22 аварий всегда имелось много причин. Заслуживает внимания также и то, что отказ оборудования или его неправильное функционирование было при всех авариях фактором либо незначительным, либо не вносящим вообще никакого вклада.

Тот факт, что из прошлых аварий с возникновением критичности уроки действительно извлекались, становится ясным из временной гистограммы, показанной на рисунке 1. Нет никаких сообщений о какой-либо аварии за все почти первое десятилетие работы со значительными\* количествами делящихся материалов. Это, вероятно, связано с относительно малым масштабом отдельных операций и относительно малым общим количеством делящегося материала (почти исключительно состоявшего из плутония и обогатенного урана), который тогда имелся.

Однако, между концом 1950-х годов и серединой 1960-х как в России, так и в США происходила примерно одна авария в год. В течение этого времени было очень большое увеличение производства делящихся материалов и масштаба операций на обрабатывающих предприятиях. С середины 1960-х годов частота аварий упала почти в 10 раз и свелась примерно к одной аварии за десять лет. Это падение можно приписать нескольким факторам. Во-первых, из первых аварий были извлечены важные уроки, такие, как необходимость избегать опасной геометрии резервуаров. Во-вторых, значительно возросло внимание, уделяемое руководством вопросам ядерной безопасности, в частности, появились сотрудники, специально предназначенные контролировать опасность возникновения СЦР. Эти аварии также подсказали тем, кто нес ответственность за работу и критичность, начать документировать данные о критических массах и о хорошей рабочей практике. Первые собрания данных начали появляться в конце пятидесятых годов, а первые национальные стандарты в середине шестидесятых.

Добытые при анализе всех технологических аварий сведения можно подытожить, разделив их на две категории: результаты наблюдений и извлеченные уроки. Первые представляют собой просто описания фактических событий, происшедших за это время. Вторые же

---

\* Термин «значительный» в том смысле, в котором он используется здесь, относится к обладанию делящимся материалом в количестве, достаточном для поддержания цепной реакции. Реальное количество материала, обрабатываемого в течение первого десятилетия, было намного меньшим, чем во время последующих десятилетий.

представляют собой конкретные выводы из фактов, которые можно использовать в руководстве по усилению безопасности будущих технологических операций. Обе категории обсуждаются в следующих разделах.

## Результаты наблюдений

Фактические выводы из 22 описанных технологических аварий с некоторыми уточнениями, чтобы их можно было применить к извлеченным урокам, состоят в следующем.

- Частота аварий выросла от нуля в первом десятилетии работы со значительными количествами делящихся материалов до максимума, равного приблизительно одной аварии в год, как в РФ, так и в США, в течение ряда лет до и после 1960 г. Частота аварий затем заметно упала, примерно до одной аварии в десять лет, и осталась, по-видимому, на этом уровне. Было предположено, что во втором десятилетии происходило значительное увеличение как производства делящегося материала, так и масштаба работ на технологических предприятиях, без соответствующего усиления внимания к критической безопасности. Уроки, извлеченные из этих первых аварий, безусловно, внесли свой вклад в улучшение дальнейших показателей.
- Никаких аварий не происходило с делящимся материалом во время его хранения. Этому не следует удивляться, если принять во внимание относительную простоту этой работы.
- Никаких аварий не происходило с делящимся материалом во время его транспортировки. Это не является удивительным, если учесть существующие национальные и международные нормы и правила транспортировки. Эти нормы и правила устанавливают эшелонированную защиту, намного превосходящую требования, которые были бы практичными и экономичными применительно к заводским условиям.
- Ни одна из аварий не привела к значительным радиационным последствиям ни для людей, ни для окружающей среды за пределами территории установки. Это подкрепляет обычно высказываемое утверждение, что по последствиям для персонала и окружающей среды аварии с возникновением критичности подобны небольшим, в масштабе рабочего стола, химическим взрывам, то есть это проблема безопасности отдельных работников.
- Аварии на установках с радиационной защитой не привели к радиационному облучению, дозы которого превысили бы существующие профессиональные пределы или пределы, указанные в руководствах, основанных на правительственных правилах и нормах и на национальных и международных стандартах. В свете этого применимость процедур аварийной эвакуации для установок с радиационной защитой следует оценить заново.
- Ни одну из аварий нельзя приписать исключительно отказу оборудования.
- Ни одну из аварий нельзя отнести за счет ошибочных расчетов, сделанных аналитиками – специалистами по критичности.
- Многие аварии произошли во время нестандартных операций. Однако число аварий слишком мало, чтобы вывести какое-либо твердое заключение.
- Административные соображения, а не масштабы аварии, как правило, определяли продолжительность времени после аварии, в течение которого установка не работала.
- Не наблюдалось никаких новых физических явлений. Все аварии могут быть объяснены на базе существующих в настоящее время знаний.



## Извлеченные уроки

Первый и, пожалуй, самый главный вывод состоит в том, что человеческий фактор не только присутствовал, но и был преобладающей причиной во всех авариях, как будет показано в обсуждениях нескольких уроков. Во-вторых, и это не всегда очевидно, во всех авариях присутствовал элемент ответственности непосредственного начальства, высшего руководства и регулирующего органа. В-третьих, и это естественно вытекает из первых двух выводов, у каждой аварии было много причин. Ниже излагаются уроки, извлеченные из этих 22 аварий и имеющие важное значение для ядерной безопасности.

В том, что излагается ниже, имеется не просто формулировка «урока», но и детально разработанное обоснование. Эти обоснования взяты из обсуждений, которые авторы широко вели между собой, и предлагаются для того, чтобы помочь оперативному персоналу и специалистам по критичности в более полном понимании урока.

## Уроки, важные для работы

**Следует избегать емкостей небезопасной геометрии на участках, где могут находиться растворы высокой концентрации.** Если этого избежать невозможно, то емкости должны быть подвергнуты строгим контрольным мерам или же должны быть оснащены поглотителями нейтронов, в зависимости от ситуации. Во всех авариях, кроме одной, участвовал делящийся материал в растворах или шламах (квазирастворы, но, вероятно, неоднородные и высокой концентрации). Из этого немедленно осознается важность безопасной геометрии содержащих растворы емкостей (ограниченные размеры). Когда приходят к выводу, что необходимо полагаться на контроль концентрации при использовании больших, не оснащенных поглотителями нейтронов технологических резервуаров, то тогда следует проводить многочисленные проверки входной концентрации, а также мониторинг накопления делящегося материала, особенно при операциях в отсутствие радиационной защиты. Кроме того, не следует успокаиваться и тогда, когда почти исключительно используются емкости безопасной геометрии. Это только уменьшает вероятность аварии, но не исключает ее. Большое число резервуаров безопасной геометрии из-за их взаимодействия между собой может всегда стать опасным в отношении критичности. Повреждение резервуаров безопасной геометрии также может привести к аварии. Авария в Новосибирске в 1997 году является, возможно, примером комбинации самоуспокоенности персонала и повреждения емкости.

**Важные инструкции, информация и процедурные изменения должны всегда быть в письменном виде.** Несогласованность действий операторов была главным фактором, внесшим свой вклад в несколько аварий. Эта несогласованность проявилась множеством способов. В одной аварии, на участке со сменной работой, процедуры восстановления после технологического нарушения не были документально зарегистрированы и не были переданы каждому оператору следующей смены; в результате произошла авария с летальным исходом. Операции следует проводить только в соответствии с хорошо написанными, утвержденными и понятными (для пользователей) руководствами, включая рабочие инструкции и плакаты. Две аварии можно прямо отнести за счет неправильно понятого сообщения о концентрациях проб во время передачи по телефону результатов аналитической лаборатории. Важные данные следует всегда передавать в письменном виде. Четвертая авария произошла тогда, когда проводились импровизированные операции, при этом устные инструкции были неправильно поняты, и были предприняты неправильные действия.

**Процессы должны быть хорошо знакомы и хорошо поняты так, чтобы аномальные условия могли быть немедленно замечены.** Несколько аварий было связано с неполным пониманием аномальных условий. Будь эти аномальные условия осознаны, то могли бы быть предприняты меры контроля с тем, чтобы предотвратить эти аварии. Хотя эти аварии, вообще говоря, произошли в эпоху, когда руководство еще не вводило в число сотрудников специалистов по ядерной безопасности, урок этот не потерял своей важности.

**Обеспечение ядерной безопасности должно быть частью комплексной программы, которая включает учет и контроль ядерных материалов.** Все трубопроводы и операции, связанные с работой с делящимся материалом, должны соответствующим образом контролироваться, чтобы предотвратить нежелательные накопления делящегося материала. Несколько аварий было связано с утерей или неадекватным учетом делящихся материалов. Иногда такой недостаточный учет казался почти непредотвратимым, когда потеря материала росла так постепенно, что контрольные меры учета, существовавшие в то время, были не в состоянии ее обнаружить. Однако, если бы было соответствующее наблюдение за трубопроводами или резервуарами, через которые проходил или мог бы с вероятностью пройти делящийся материал, то непреднамеренное накопление могло бы быть обнаружено. Проверка могла бы осуществляться в виде визуальных осмотров, физических чисток, измерений радиационного излучения. Контроль критичности и учет делящегося материала являются важными и, часто, взаимно поддерживающими мерами.

**Рабочий персонал должен знать, как следует реагировать на предвидимую неправильную работу оборудования или на свои собственные ошибки.** Поспешные и неправильные действия в ответ на неправильное функционирование процесса привели к более чем одной аварии. Это подчеркивает важность нескольких вопросов: во-первых, необходимость для оператора понимания концепции критичности и важности особого контроля критичности в проводимом процессе; во-вторых, важность осторожности и тщательности при определении достоверности того, что возникли аномальные условия, которые следует анализировать; и, в-третьих, важность обдуманной мер реагирования на незапланированные условия.

**Рабочий персонал должен быть обучен тому, что очень важно не принимать никаких несанкционированных действий после проведения эвакуации.** Возвращение после эвакуации, за исключением, возможно, ситуаций, связанных со спасением жизни, следует предпринимать только после того, как техническая оценка аварии выполнена, тщательно понята и утверждены планируемые действия. Во время одной аварии несанкционированное возвращение на место аварии без адекватного понимания опасности, связанной с критичностью, за которым последовали импульсивные действия, привело к потере жизни. В другой аварии произошло значительное облучение из-за неэффективного и необдуманного возвращения, и только случай предотвратил летальный исход.

**Следует обдумать вопрос о считывании уровней радиации на участках, на которых может произойти авария.** Знание уровней радиации на эвакуированных участках оказывается ценным при планировании мер по восстановлению. Во многих авариях время, в течение которого изменялась мощность, простиралось от минут до многих часов. В двух случаях авария была прекращена благодаря практическому вмешательству в те промежутки времени, когда ожидаемое облучение было минимальным. Успех этих случаев вмешательства был основан на детальном знании и понимании динамики выброса мощности во времени и ожидаемого поведения мощности.

**Требуются чрезвычайные усилия для понимания возможных нарушенных условий в операциях, в которых участвуют как водные растворы, так и органика, если происходит смешивание фаз.** Неясные условия процесса и незапланированные химические реакции привели, по меньшей мере, к четырем авариям.

**Рабочий персонал должен быть осведомлен об опасностях, связанных с критичностью, и ему должна быть дана возможность прекратить работу в случае такой опасности.** Эта осведомленность должна появиться в результате официального и неофициального обучения, такого как обучение в классе, обучение на рабочем месте непосредственным руководством и обсуждения со специалистами по критичности. Недостаточное понимание опасностей, связанных с критичностью, внесло свой вклад в несколько аварий и в то, что последствия аварий были тяжелыми.

**Рабочий персонал должен научиться понимать, на чем основано требование всегда следовать письменным утвержденным руководствам, и строго соблюдать это требование.** Отсутствие строгого соблюдения существующих руководств, непреднамеренное или сознательное, было главным фактором, внесшим вклад в несколько аварий.

**Аппаратура, которая важна для контроля критичности, но отказ или неправильное функционирование которой может оказаться незамеченным рабочим персоналом, должна использоваться с осторожностью.** Недосмотр во время работы, такой как неудача с приведением вентилей в действие согласно требованиям, приводил к авариям. Могут оказаться полезными дублирование аппаратуры, строгий процедурный контроль с многочисленными проверками действий оператора и тщательно выполняемое техническое обслуживание.

**Аварийная сигнализация и строгое выполнение инструкций о порядке действий в аварийной ситуации спасли жизни и уменьшили облучение.** Большая часть из 22 аварий происходила с выбросами мощности, которые не прекращались после первой вспышки. Незамедлительное обнаружение и немедленная эвакуация персонала были очень важными для спасения жизней и для ограничения облучения.

## **Уроки, важные для вопросов руководства, управления и регулирования**

**Мастера технологических участков должны гарантировать, что подчиненные им операторы являются знающими и способными выполнять работу.** Несколько аварий могли бы быть предотвращены или их последствия были бы смягчены, если бы непосредственные начальники были больше осведомлены о стандартных действиях операторов при выполнении ими заданий. Одно дело – иметь письменные руководства, которым нужно следовать для того, чтобы обеспечить безопасные операции. Другое дело – чтобы эти руководства были правильно поняты и правильно выполнялись. Начальники должны периодически спрашивать себя: «Когда в последний раз я видел, что работа выполняется правильно?»

**Как ключевая задача, оборудование должно быть сконструировано и скомпоновано так, чтобы им легко было пользоваться.** Не одну аварию, включая аварию в Японии, можно было бы избежать, если бы операторов обеспечили оборудованием, удобным в использовании.

**Политика и нормативные правила должны поощрять работников самим докладывать о сбоях процесса и большее значение придавать обучению, а не наказаниям.** По меньшей мере, одна авария и связанный с ней летальный исход были вызваны чрезмерной заботой непосредственного начальника вернуть процесс в требуемые пределы, прежде чем неполадки будут раскрыты руководством. Были проведены импровизированные операции без соответствующего предупреждения об опасностях критичности.

**Высшее руководство должно хорошо знать опасность аварийной критичности и ее последствия.** Ответственное руководство вынуждено принимать трудные решения, в которых должны быть учтены расходы, риск и выгоды. У руководства всегда будут проблемы баланса между нормами выдачи продукции и графиком производства и приемлемыми уровнями риска. Большая часть аварий случилась во время максимальной напряженности в годы холодной войны, когда высокие уровни производства считались предельно важными. Тем не менее, высшее руководство, очевидно, училось на этих авариях и выделяло ресурсы на контроль критичности. У специалистов по критичности, посвятивших себя безопасности технологических операций, были три главные статьи расходов: безопасная геометрия и резервуары с замедлителями нейтронов, несмотря на их стоимость и помехи для производства, а также получение дополнительных данных по критической массе. Следует заметить, что перед первой аварией с возникновением СЦР в Российской Федерации почти все технологические емкости имели опасную геометрию, позволявшую увеличить объем производства; к 1968 г. более чем 95% из них были заменены емкостями безопасной геометрии.

**Должны существовать нормы и правила, которые содействуют безопасным и эффективным операциям.** Те, кто работал на экспериментальных критических установках, непосредственно знали о риске, связанном с ядерными авариями. Некоторые из них также осознавали необходимость того, чтобы были созданы официальные руководства по безопасности, доступные тем, кто работает на технологических установках. В соответствии с этим, эти специалисты вместе со специалистами по технологическим процессам спонтанно

взялись за то, чтобы разработать и оформить в виде документа руководство по критической безопасности для технологических операций. В США техническое руководство и хорошая административная практика были приведены в систему в серии документов, озаглавленных «Руководство по ядерной безопасности», начиная с издания 1957 года<sup>37</sup>. Многие из этих же самых специалистов затем участвовали в разработке американских национальных стандартов, а затем – международных стандартов. Подобные меры разрабатывались параллельно в других странах, как в тех, которые испытали уже аварии с возникновением критичности, так и в тех, которые сумели работать с делящимися материалами без аварий. Заметное уменьшение числа аварий за год к концу 1960-х годов произошло, вероятно, из-за сочетания строгого соблюдения этих новых систематизированных правил и внимания высшего руководства к этой новой опасности.

**Органы государственного регулирования, подобно мастерам на технологических участках, должны гарантировать, что те, кого они обязывают выполнять правила, обладают хорошими знаниями и способностями.** Хотя ответственность за предотвращение аварии должна лежать, в первую очередь и прежде всего, на тех, кто непосредственно отвечает за работу, органы государственного регулирования должны также играть совершенно определенную роль. Подобно мастерам на технологических участках, представители органов государственного регулирования должны задавать себе вопросы, такие как: «Когда в последний раз я видел работу, выполняемую правильно?» и «Когда в последний раз я беседовал с мастерами на технологических участках и удостоверился, что они понимают операции, проводимые под их контролем, и проявляют сознательное поведение и сознательное отношение к вопросам безопасности?». Ко времени аварии на заводе Вуд Ривер Джанкшен, через 131 день после запуска завода, его все еще не посетили представители органов государственного регулирования. Во время аварии 1997 года на Новосибирском заводе химических концентратов органы государственного регулирования не знали об изменении условий эксплуатации оборудования, несмотря даже на то, что эти изменения были сделаны за 13 лет до аварии.

## **Выводы**

Риск аварий с возникновением СЦР не исчезнет, пока существуют значительные количества делящихся материалов. Однако в результате плановых экспериментов и прошлых аварий были накоплены значительные знания, позволяющие обеспечить высокую степень уверенности в том, что при соответствующей поддержке со стороны ответственных руководителей, разумных усилий специалистов по ядерной безопасности и рабочего персонала, а также при непрерывном строгом соблюдении кодекса фундаментальных принципов безопасности и руководств, вероятность аварий может поддерживаться на современном низком уровне или, возможно, даже уменьшиться в будущем. Это потребует непрерывного обучения будущего персонала на всех уровнях – представителей регулирующих органов, высшего руководства, непосредственных начальников, специалистов по критичности и операторов – на уроках прошлого с тем, чтобы подобные аварии не могли повториться.

Следующее положение, хотя оно было вплетено повсюду в предыдущий текст, заслуживает того, чтобы его повторить: **«Во всех авариях господствующими были недостатки в конструкции, в управлении и в рабочих операциях. Именно на этих вопросах следует сосредоточиться для предотвращения аварий».**

## II. Аварии при экспериментах с реакторами и при критических экспериментах

В настоящем разделе выявляются ошибки, которых следует избегать при проведении экспериментов с реакторами и экспериментов по изучению критичности. Поскольку возникновение критичности при таких экспериментах ожидается заранее, то уроки, которые можно извлечь из данного раздела, не вносят непосредственного вклада в ту отрасль знания, которая решает проблемы безопасности в отношении критичности при технологической обработке материалов. Из 38 изученных аварий 5 произошли на таких установках, которые следует классифицировать как работающие реакторы (кипящий реактор, «Годива», «Дрэгон», SL-1 и канадский исследовательский экспериментальный реактор NRX), а 33 аварии произошли на критических установках, на которых исследовались свойства самих критических сборок.

Главное изменение в части II этой второй редакции, по сравнению с предыдущими редакциями, состоит в добавлении описаний шести аварий, случившихся в Российской Федерации. Четыре из них произошли с небольшими металлическими урановыми и плутониевыми сборками, две произошли на критических сборках с макетами активной зоны реактора.

Некоторые данные об авариях при экспериментах с реакторами и при критических экспериментах сведены в таблице 11. Там, где это является возможным и уместным, энергия деления при резком увеличении мощности разделяется на ту, которая была выделена в пике, и на ту, которая была выделена на плато зависимости выделенной энергии от времени. Для некоторых выбросов мощности почти все акты деления имели место на плато; другие выбросы мощности состояли лишь из единственного пика.

Таблица 11. Аварии при экспериментах с реакторами и при критических экспериментах

II-A Системы растворов делящихся материалов						
Авария	Дата	Место	Материал	Геометрия	Последствия	Число делений
1	12.49	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	~1 кг $^{235}\text{U}$ в виде нитрата уранила	Сфера, графитовый отражатель	Нет	$\sim 3 \times 10^{16}$
2	16.11.51	Ханфорд, шт. Вашингтон	1,15 кг Pu в виде нитрата	Сфера без отражателя, заполненная на 93%	Нет	$8 \times 10^{16}$
3	26.05.54	Ок-Ридж, шт. Теннесси	18,3 кг $^{235}\text{U}$ в виде фторида уранила	Цилиндрический кольцевой канал без отражателя	Нет	$1 \times 10^{17}$
4	01.02.56	Ок-Ридж, шт. Теннесси	27,7 кг $^{235}\text{U}$ в виде фторида уранила	Цилиндр без отражателя	Незнач. повреждения	$1.6 \times 10^{17}$
5	30.01.68	Ок-Ридж, шт. Теннесси	0,95 кг $^{233}\text{U}$ в виде нитрата	Сфера с водяным отражателем	Локальное радиоактивное загрязнение	$1.1 \times 10^{16}$

<b>II-B Металлические сборки с отражателями и без отражателей</b>						
<b>Авария</b>	<b>Дата</b>	<b>Место</b>	<b>Материал</b>	<b>Геометрия</b>	<b>Последствия</b>	<b>Число делений</b>
1	21.08.45	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	6,2 кг Pu в δ-фазе	Сфера отражателем из карбида вольфрама	Один смертельный исход; поврежд. нет	$\sim 1 \times 10^{16}$
2	21.05.46	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	6,2 кг Pu в δ-фазе	Сфера с отражателем из Be	Один смертельный исход; поврежд. нет	$\sim 3 \times 10^{15}$
3	1.02.51	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	62,9 кг металлического U(93%)	Цилиндр и кольцевой канал в воде	Незнач. повреждения	$\sim 1 \times 10^{17}$
4	18.04.52	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	92,4 кг металлического U(93%)	Цилиндр без отражателя	Нет	$1.5 \times 10^{16}$
5	9.04.53	Саров (ВНИИЭФ), РФ	$\sim 8$ кг Pu в δ-фазе	Сфера с отражателем из природного U	Значительные повреждения активной зоны	$\sim 1 \times 10^{16}$
6	3.02.54	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	53 кг металлического U(93%)	Сфера без отражателя	Незнач. повреждения	$5.6 \times 10^{16}$
7	12.02.57	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	54 кг металлического U(93%)	Сфера без отражателя	Очень сильные повреждения	$1.2 \times 10^{17}$
8	17.06.60	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	$\sim 51$ кг металлического U(93%)	Цилиндр с отражателем из C	Незнач. повреждения	$6 \times 10^{16}$
9	10.11.61	Ок-Ридж, шт. Теннесси	$\sim 75$ кг металлического U(93%)	Отражатель – парафин	Нет	$\sim 1 \times 10^{16}$
10	11.03.63	Саров (ВНИИЭФ), РФ	$\sim 17,35$ кг Pu в δ-фазе	Сфера с отражателем из дейтерида лития	Два человека получили большие дозы облучения; повреждений нет	$\sim 5 \times 10^{15}$
11	26.03.63	Ливермор, шт. Калифорния	47 кг металлического U(93%)	Цилиндр с отражателем из Be	Очень сильные повреждения	$3.7 \times 10^{17}$
12	28.05.65	Уайт-Сэндс, шт. Нью-Мексико	96 кг сплава U(93%)-Mo	Цилиндр без отражателя	Незнач. повреждения	$1.5 \times 10^{17}$
13	5.04.68	Снежинск, (ВНИИТФ), РФ	47,7 кг металлического U(90%)	Сфера с отражателем из природного U	Два смертельных исхода; поврежд. нет	$6 \times 10^{16}$
14	6.09.68	Абердин, шт. Мериленд	123 кг сплава U(93%)-Mo	Цилиндр без отражателя	Очень сильные повреждения	$6.1 \times 10^{17}$
15	17.06.97	Саров (ВНИИЭФ), РФ	$\sim 44$ кг U <sup>235</sup> (90%)	Сфера с медным отражателем	Один смертельный исход; поврежд. нет	$\sim 2 \times 10^{17}$ за импульс ( $\sim 10^{19}$ всего)

<b>II-C Системы с металлическим или оксидным топливом с замедлителем</b>						
<b>Авария</b>	<b>Дата</b>	<b>Место</b>	<b>Материал</b>	<b>Геометрия</b>	<b>Последствия</b>	<b>Число делений</b>
1	6.06.45	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	35,4 кг U(79.2%) в виде кубов с ребром 1/2 дюйма	Псевдосфера с водяным отражателем	Незнач. повреждения	$\sim 4 \times 10^{16}$
2	~1950	Чок-Ривер, пров. Онтарио, Канада	Природный уран в алюминиевой оболочке	Стержни в тяжеловодном замедлителе	Незнач. повреждения	Неизвестно
3	2.06.52	Аргоннская нац. лаборатория, шт. Иллинойс	Оксид U(93%) в пластмассе	Твэлы в водном замедлителе	Очень сильные повреждения	$1.2 \times 10^{17}$
4	12.12.52	Чок-Ривер, пров. Онтарио, Канада	Топливные стержни из природного урана	Реактор с тяжеловодным замедлителем	Очень сильные повреждения	$1.2 \times 10^{20}$
5	22.07.54	Нац. станция испытания ядер. реакторов, шт. Айдахо	4,16 кг U(93%) в виде сплава U/Al	Твэлы в водном замедлителе	Сильные повреждения	$4.7 \times 10^{18}$
6	15.10.58	Винка, Югославия	Стержни из природного урана	Топливные стержни в тяжелой воде	Один смертельный исход; поврежд. нет	$\sim 2.6 \times 10^{18}$
7	15.03.60	Саклэ, Франция	2,2 тонны U(1.5%) в виде оксида	Топливные стержни в воде	Нет	$3 \times 10^{18}$
8	3.01.61	Нац. станция испытания ядер. реакторов, шт. Айдахо	U(93%) в алюминиевой оболочке	Топливные стержни в воде	Три смертельных исхода; очень сильные повреждения	$4.4 \times 10^{18}$
9	5.11.62	Нац. станция испытания ядер. реакторов, шт. Айдахо	Пластины сплава U(93%)/Al, оболочка из Al	Твэлы в воде	Очень сильные повреждения	$\sim 1 \times 10^{18}$
10	30.12.65	Мол, Бельгия	Оксид U(7%)	Стержни в воде/тяжелой воде	Нет	$\sim 4 \times 10^{17}$
11	15.02.71	Курчатовский институт, РФ	Топливные стержни U(20%)O <sub>2</sub>	С отражателем из Be	Нет	$2 \times 10^{19}$
12	26.05.71	Курчатовский институт, РФ	Топливные стержни U(90%)O <sub>2</sub>	С водным отражателем	Два смертельных исхода; поврежд. нет	$5 \times 10^{18}$
13	23.09.83	Буэнос-Айрес, Аргентина	Твэлы типа MTR	Реактор бассейнового типа	Один смертельный исход; поврежд. нет	$\sim 4 \times 10^{17}$

II-D Смешанные системы						
Авария	Дата	Место	Материал	Геометрия	Последствия	Число делений
1	11.02.45	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	Гидрид урана в стирексе (styrex)	Реакторная сборка «Дрэгон»	Незнач. повреждения	$\sim 6 \times 10^{15}$
2	29.11.55	Нац. станция испытания ядер. реакторов, шт. Айдахо	Обогащенный уран в NaK	EBR-1	Очень сильные повреждения	$\sim 4 \times 10^{17}$
3	3.07.56	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	Фольга U(93%) в графите	Реакторная установка «Ханикомб»	Нет	$3.2 \times 10^{16}$
4	18.11.58	Нац. станция испытания ядер. реакторов, шт. Айдахо	Оксид урана в сплаве никель-хром	Прототип авиационного двигателя	Незнач. повреждения	$2.5 \times 10^{19}$
5	11.12.62	Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико	Большой цилиндр из U(93%) и графита	Цилиндр плюс кольцевой отражатель	Нет	$\sim 3 \times 10^{16}$

## А. Системы растворов делящихся материалов

### 1. Лос-Аламосская национальная лаборатория, декабрь 1949 г. <sup>38,39</sup>

*Реактор-бойлер; поглощающие стержни удалялись вручную; единственный всплеск мощности; незначительная доза облучения.*

Эта авария произошла при испытании двух новых поглощающих стержней в реакторе, названном «бойлером» из-за своей схожести с этим аппаратом. Реактор представлял собой сферу из нержавеющей стали диаметром 12 дюймов (305 мм), содержащую 13,6 л водного раствора уранилнитрата с обогащением урана 88,7%. В 1949 году в качестве отражателя в реакторе использовался толстый слой графита. Реактор имел биологическую защиту из бетона сверху и с боковых сторон. Стержни перемещались в каналах в графите.

Стержни были смонтированы, и оператор вынимал их вручную, проверяя время падения в активную зону. Испытание стержней поодиночке являлось безопасной процедурой, так как одного стержня в активной зоне было достаточно для поддержания подкритичности. После нескольких проверок каждого из стержней по отдельности были извлечены оба стержня, их подержали в поднятом положении 5 секунд, а затем одновременно сбросили в активную зону.

При извлечении обоих стержней реактивность превысила на 3 цента уровень критичности на мгновенных нейтронах, что соответствовало периоду разгона мощности 0,16 с. Вероятно, за этот интервал времени мощность достигла величины от 2 до  $3 \times 10^{16}$  делений в секунду и оставалась примерно на таком уровне в течение около полутора секунд. Всплеск мощности не был сразу обнаружен, потому что все приборы были выключены, за исключением термометра, предназначенного для прямых измерений, который показал повышение температуры на 25 °С, что соответствовало энерговыработке от 3 до  $4 \times 10^{16}$  делений.

Оператор, находящийся за защитой, получил дозу радиации, равную 2,5 рад. Механических повреждений реактора не было.



## 2. Завод в Ханфорде, шт. Вашингтон, 16 ноября 1951 г. <sup>38,40</sup>

*Сборка с плутониевым раствором; слишком быстрое извлечение кадмиевого стержня; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Критическая сборка, в которой произошел разгон мощности, содержала 1,15 кг плутония в форме нитрата плутония, находящегося внутри алюминиевой сферы без отражателя диаметром 50,8 см. Целью экспериментальной программы было определение критической массы плутония для емкостей различной геометрии и различных концентраций плутония в растворе. Всплеск мощности произошел при подходе к состоянию критичности, когда сфера была заполнена на 93%, в результате удаления полого кадмиевого стержня СУЗ. Стержень выводился с пульта управления постепенно, шагами, причем промежуток времени между шагами оказался недостаточным. Энерговыход в результате всплеска мощности составил  $8 \times 10^{16}$  делений. Небольшое количество топлива оказалось выплеснутым через прокладки в верхней части критсборки. Поскольку до аварии система уплотнения удерживала около 18 литров воздуха над поверхностью топлива, давление в процессе аварии должно было намного превышать атмосферное.

Опубликованные данные предполагают, что скорость ввода реактивности в результате извлечения стержня СУЗ должна была составлять примерно 4,7  $\beta$ /с, что соответствует (если использовать известные температуры и значения пустотных коэффициентов реактивности) выходу делений, в два раза превышающему наблюдавшееся значение. В данном случае, однако, действие аварийной системы было достаточно быстрым, так что сам кадмиевый стержень, скорее всего, тоже способствовал гашению цепной реакции. Небольшое уменьшение скорости ввода реактивности по сравнению с приведенной величиной удлинило бы время разгона и сделало бы его таким, что еще с большей вероятностью можно было бы предположить, что всплеск мощности был погашен падающим стержнем-поглотителем.

В результате этого всплеска мощности никто из персонала не пострадал, хотя произошло загрязнение экспериментальной зоны раствором нитрата плутония. Через несколько дней здание было успешно дезактивировано, но до окончания полной очистки экспериментальной зоны в нем произошел пожар, и здание больше не использовалось.

## 3. Окриджская национальная лаборатория, 26 мая 1954 г. <sup>38,41,42</sup>

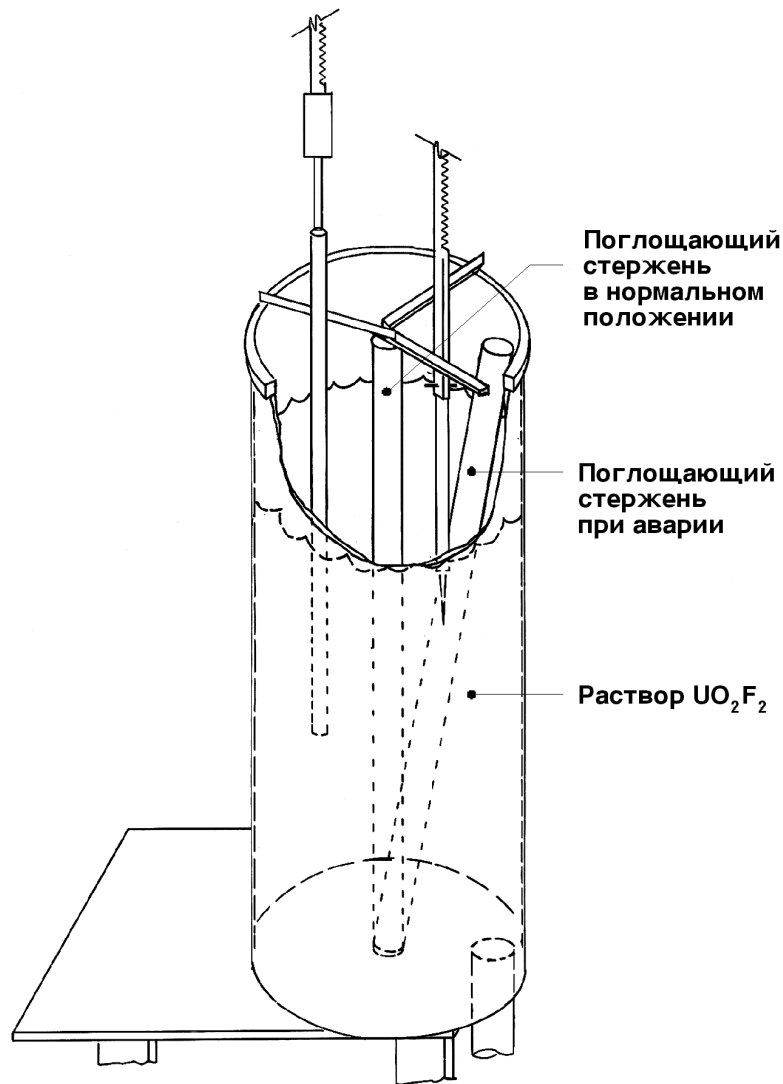
*Сборка с урановым раствором; центральный поглощающий цилиндр отклонился от нормального положения; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Данный эксперимент был одним из серии экспериментов по изучению критических свойств водных растворов в кольцевых цилиндрических емкостях. Внешний цилиндр имел диаметр 10 дюймов (25,4 см), а облицованный кадмием внутренний цилиндр – диаметр 2 дюйма (5,08 см). Система не имела отражателя и содержала 55,4 л водного раствора  $UO_2F_2$ . Масса высокообогащенного урана (93%) составляла 18,3 кг. Всплеск мощности произошел, когда уровень жидкости достиг 40 дюймов (101,6 см), но продолжался процесс слива раствора в емкость. На рисунке 40 изображена схема эксперимента до и после аварии. Внутренний цилиндр, по сути дела, выполнял роль поглощающего стержня. Когда он отсоединился от места крепления в верхней части установки и наклонился в сторону стенки внешнего цилиндра, эффективность поглощения понизилась, и произошло увеличение реактивности системы. Уровень критичности на запаздывающих нейтронах был существенно превышен, и произошел всплеск мощности с энергосделением  $10^{17}$  делений.

Ход этой аварии был восстановлен самым тщательным образом. В результате наклона внутреннего цилиндра реактивность вводилась со скоростью 3,33  $\beta$ /с и продолжала вводиться, когда система стала критической на мгновенных нейтронах. Используя известные коэффициенты и время генерации нейтронов, можно рассчитать, что в начальном пике выход составил  $5,1 \times 10^{16}$  делений. На развитие пика мощности после того, как система достигла

критичности на мгновенных нейтронах, потребовалось лишь 0,07 с (0,43 секунды с момента начала отклонения цилиндра). Это означает, что цилиндр продолжал наклоняться. Особенностью таких аварий является то, что после начального пика скорость ввода реактивности компенсируется ростом мощности. Для данного раствора требовалась мощность в несколько мегаватт, которая поддерживалась достаточно стабильно, пока внутренний цилиндр не достиг максимального отклонения через 0,91 секунды после начала падения. В этот момент мощность резко упала, и, когда жидкость начали сливать, система оказалась в глубоко подкритическом состоянии.

Вследствие наличия толстой защиты никто из персонала не получил более 0,9 бэр. Из цилиндра выплеснулось несколько десятков кубических сантиметров раствора. Через три дня на установке возобновились эксперименты.



**Рисунок 40.** Схема сборки с урановым раствором в Окриджской национальной лаборатории с указанием нормального и смещенного положений центрального поглотительного цилиндра.

#### 4. Окриджская национальная лаборатория, 1 февраля 1956 г. <sup>41,42</sup>

*Сборка с раствором урана; падающий лист кадмия создал волну; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

В ходе данного эксперимента изучались параметры реактора путем измерения периодов разгона реактора. Система представляла собой цилиндрический бак диаметром 76 см, заполненный до уровня 130 мм 58,9 литрами водного раствора  $UO_2F_2$ , содержащего 27,7 кг  $^{235}U$ . Раствор подавался из емкости для хранения в экспериментальный реактор посредством создания избыточного давления воздуха в емкости для хранения. Расход раствора регулировался с пульта управления клапаном на трубопроводе диаметром  $\frac{1}{2}$  дюйма. Когда переключатель находился в положении «заливка раствора», клапан был открыт и давление подавалось в систему; когда переключатель находился в положении «слив», клапан также был открыт, но подкачка воздуха прекращалась, а давление в емкостях для хранения стравливалось до атмосферного. Когда переключатель находился в промежуточном, «нейтральном», положении, клапан закрывался и стравливалось давление в емкостях для хранения.

К этому моменту объем раствора был примерно на 100 миллилитров меньше критического. После добавления порции раствора период разгона быстро сократился до 30 с и, как казалось, стабилизировался на этом уровне. Вскоре после этого переключатель подачи раствора (топлива) перевели в положение «слив». Порог срабатывания автоматики был установлен на величину периода разгона в 10 секунд. Периодомер показал быстрое уменьшение периода разгона, и произошло почти мгновенное срабатывание системы аварийной защиты по сигналам оператора и автоматики. Сразу же после этого произошел всплеск мощности. Энерговыведение составило  $1,6 \times 10^{17}$  делений, и в данном случае значительный объем раствора был с силой выброшен из емкости.

Последовавшие за аварией проверки показали, что, если продолжительность времени, в течение которого стравливалось рабочее давление, была недостаточной, раствор мог продолжать поступать в реактор в течение нескольких секунд после того, как переключатель подачи топлива устанавливался в положение «слив». Такая добавка раствора может объяснить сокращение периода разгона, в результате которого сработала аварийная защита, однако при этом не могла быть добавлена реактивность, достаточная для объяснения наблюдавшегося всплеска мощности.

Реактивность таких неглубоких (плоских)борок большого диаметра очень чувствительна к уровню раствора в установке и мало чувствительна к изменению диаметра. Для рассматриваемой системы разница между состояниями критичности на запаздывающих и мгновенных нейтронах определялась разницей в уровнях раствора, составлявшей всего 1 мм. При уменьшении эффективного диаметра до 50 см для сохранения состояния критичности на запаздывающих нейтронах высота должна была увеличиться только на 12 мм. Предполагается, что падающий в раствор кадмиевый лист, слегка деформированный в нижней части, вызвал возникновение волн в жидкости, в результате сложения которых по крайней мере один раз должна была образоваться конфигурация с критичностью на мгновенных нейтронах.

В данном случае анализ был направлен на определение величины скорости ввода реактивности, которая могла вызвать пик мощности с соответствующим энерговыведением. Результаты анализа сравнивались с известными фактами с целью выявления противоречий. В результате анализа оказалось, что скорость ввода реактивности, равная  $94 \beta/s$ , достаточна для образования пика длительностью 8 миллисекунд с соответствующим энергосходом. Максимальная избыточная реактивность на  $2 \beta$  превышала уровень критичности на мгновенных нейтронах, а газовыделение могло быть в 12 раз больше, чем во время аварии 26 мая 1954 года в Окриджской лаборатории (см. аварию 3 в разделе А части II), что объясняет выброс раствора. Механизм возникновения газовыделения в виде сливающихся микропузырьков (образующихся вследствие диссоциации молекул воды продуктами деления) обсуждается в части III «Самоподдерживающаяся цепная реакция и механизмы гашения».

Для очистки от выплеснувшегося раствора потребовалась трудоемкая химическая дезактивация помещения, где располагалась сборка. Деформация дна цилиндра свидетельствовала о небольшом механическом повреждении. Максимальная доза не превысила 0,6 бэр.

## **5. Окриджская национальная лаборатория, 30 января 1968 г.**<sup>43</sup>

*Сфера с раствором урана-233; введение реактивности вследствие движения воздушных пузырьков; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Проводились штатные критические эксперименты по определению критической концентрации водного раствора уранилнитрата в тонкой алюминиевой сфере (объем 5,84 литра) с толстым водяным отражателем. Уран содержал 97,6% урана-233 при концентрации 167 г/л. Плотность раствора составляла 1,23 г/см<sup>3</sup>.

Тонкая регулировка уровня раствора в сфере осуществлялась вертикальным перемещением цилиндра диаметром 55 мм. Регулирующий цилиндр был соединен со сферой гибкой прозрачной трубкой диаметром 13 мм. Система достигла критичности, и проводились измерения при изменении реактивности. Опускание регулирующего цилиндра не привело к ожидаемому снижению реактивности. В трубке, соединяющей регулирующий цилиндр и сферу, был виден воздушный пузырек. При попытке удалить пузырек в емкость, откуда осуществлялась подача раствора, в хранилище слился раствор в количестве, достаточном для того, чтобы система стала подкритической. Затем регулирующий цилиндр поочередно поднимался и опускался для того, чтобы сдвинуть пузырек. Движение было повторено как минимум два раза. В то время, когда никакого регулирования вообще не проводилось, произошло быстрое возрастание реактивности, сработали все механизмы аварийной защиты, сработала аварийная сигнализация.

Предполагается, что движение воздушного пузырька привело к вытеснению в сферу раствора в количестве, достаточном для того, чтобы перевести систему из состояния подкритичности в критическое состояние на мгновенных нейтронах. Впоследствии было определено, что энерговыделение при всплеске мощности составило  $1,1 \times 10^{16}$  делений. Приблизительно 90 миллилитров раствора выплеснулось из сферы в водяной отражатель, на пол и оборудование. Была оперативно проведена дезактивация.

Впоследствии возникновение воздушных пузырьков было исключено в результате простой модификации экспериментальной установки.

## **В. Металлические сборки с отражателями и без отражателей**

### **1. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 21 августа 1945 г.<sup>38</sup>**

*Плутониевая активная зона с отражателем из карбида вольфрама; единичный всплеск мощности; один человек погиб, один человек получил значительную дозу облучения.*

### **2. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 21 мая 1946 г.<sup>38</sup>**

*Плутониевая активная зона с отражателем из бериллия; один человек погиб, семь человек получили значительные дозы облучения.*

Обе аварии произошли с одной и той же активной зоной и были похожи во многих отношениях. Активная зона состояла из двух полусфер плутония в дельта-фазе, покрытых 1,25 мм никеля. Общая масса активной зоны составляла 6,2 кг, плотность плутония составляла около 15,7 г/см<sup>3</sup>.

В первом случае критическая сборка собиралась вручную: вокруг плутониевой активной зоны укладывались блоки из карбида вольфрама весом 4,4 кг каждый. На рисунке 41 воссоздана конфигурация сборки в тот момент, когда была уложена половина вольфрамовых блоков\*. Экспериментатор без помощника собирался установить последний блок в сборку, заканчивая монтаж отражателя весом 236 кг, когда по показаниям находящихся вблизи нейтронных счетчиков он заметил, что установка этого блока приведет сборку в состояние критичности. Он отдернул руку, но блок выскользнул и упал в центр сборки. Добавочного отражения нейтронов оказалось достаточно для того, чтобы система перешла в надкритическое состояние. Возник всплеск мощности. Экспериментатор быстро убрал последний блок и начал разбирать сборку. Он получил 510 бэр в результате интегрального энерговыделения, составившего 10<sup>16</sup> делений. Через 28 дней он умер.

Часовой, охранявший здание, но не участвовавший в экспериментах, получил дозу радиации, составившую около 50 бэр. Никелевая оболочка, которой была покрыта плутониевая активная зона, не была повреждена.

Во втором случае нескольким специалистам демонстрировался способ монтажа металлических критическихборок. Система состояла из такой же плутониевой сферы, но на сей раз с бериллиевым отражателем. Последней операцией являлась установка верхней полусферической бериллиевой оболочки. Ее медленно опускали на место, так что один край касался нижней бериллиевой полусферы, а другой, диаметрально противоположный, конец удерживался в приподнятом состоянии отверткой (рис. 42). Человек, проводивший демонстрацию, придерживал верхнюю полусферу, просунув большой палец левой руки в отверстие в верхней ее части.

Энерговыход в результате всплеска мощности составил  $3 \times 10^{15}$  делений. Механического разрушения никелевой оболочки и в этом случае не наблюдалось. Восемь человек,

---

\* В архивах Лос-Аламосской национальной лаборатории хранятся некоторые данные и комментарии по поводу эксперимента 2 октября 1945 г., проведенного с целью определения доз радиации, полученных в результате аварии 21 августа 1945 г. Энерговыход при эксперименте составил около  $6 \times 10^{15}$  делений, однако критичность на мгновенных нейтронах не была достигнута. Максимальная реактивность системы во время эксперимента была примерно на 60 центов выше значения, соответствующего критичности на запаздывающих нейтронах.

находившихся в комнате, получили дозы, составившие 2100, 360, 250, 160, 110, 65, 47 и 37 бэр. Человек, проводивший демонстрацию, умер через 9 дней.

На рисунке 43 показаны результаты расчета мощности энерговыделения в сфере как функции времени для нескольких значений избыточной реактивности. На рисунке 44 для тех же значений избыточной реактивности приведены соответствующие значения интегрального энерговыделения в зависимости от времени. Эти данные можно применять к обоим описываемым авариям, так как разный материал отражателя очень мало сказывается на кинетике цепной реакции. Если в случае первой аварии избыточная реактивность не превышала 15 центов, то вся конструкция должна была удерживаться в собранном виде в течение нескольких секунд, что вполне соответствует реальной картине событий. Во втором случае экспериментатор был лучше подготовлен к тому, чтобы быстро разобрать конструкцию. Считается, что это удалось сделать за доли секунды, возможно, меньше чем за полсекунды. Тогда известные параметры процесса можно объяснить, если положить избыточную реактивность равной 10 центам.



**Рисунок 41. Сфера из плутония с частичным отражателем из карбида вольфрама.**



Рисунок 42. Конфигурация отражателя из бериллиевых оболочек до аварии, произошедшей 21 мая 1945 г.

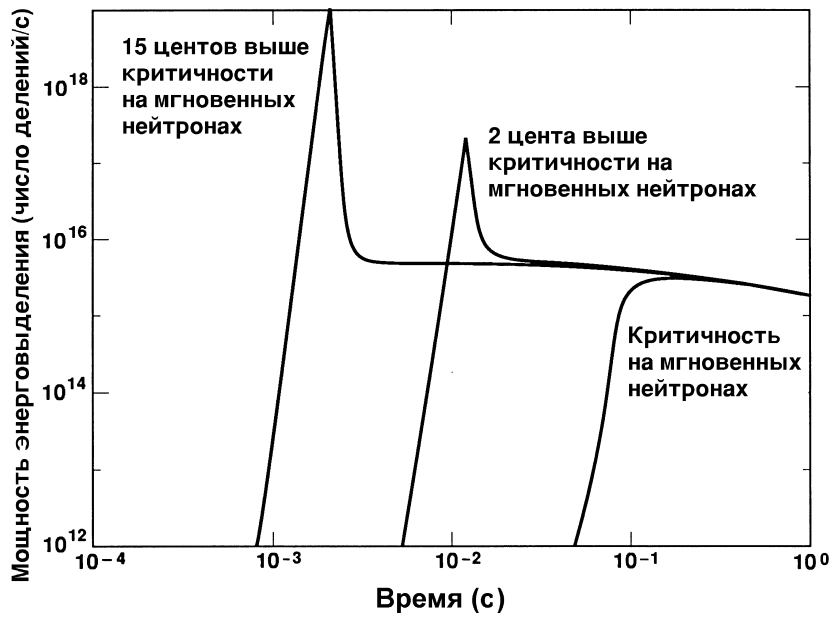


Рисунок 43. Расчетные значения мощности энерговыделения для плутониевой сферы массой 6,2 кг.

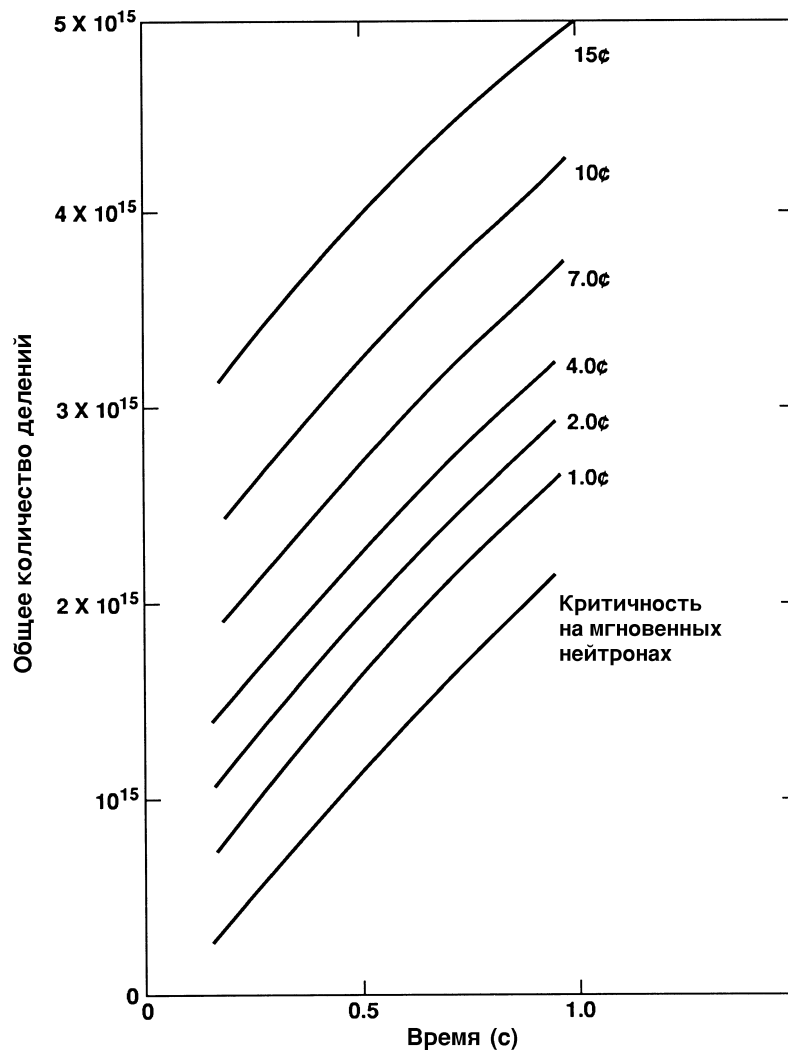


Рисунок 44. Расчетные значения энерговыхода для плутониевой сферы массой 6,2 кг.

### 3. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 1 февраля 1951 г. <sup>38,42,44,45</sup>

*Эксперимент по взаимодействию; две большие массы урана (93,5%) в воде; многократные всплески мощности; незначительные дозы облучения.*

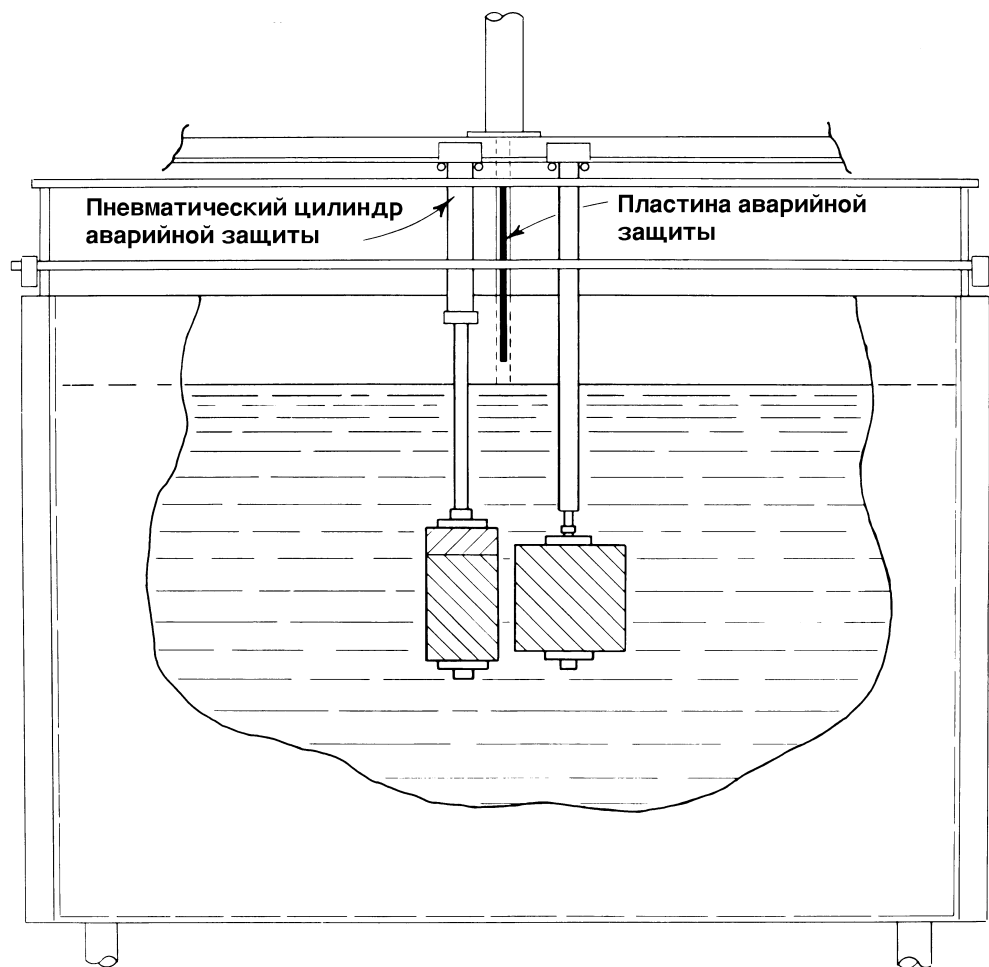
В 1949 году была создана установка для изучения размножающих свойств сборки из металла в воде. Установка имела две системы аварийной защиты. Первая, с быстрым срабатыванием, состояла из пневматического цилиндра, поднимавшего из воды изделие; вторая, более медленная, опустошала бак. Впоследствии установка была оборудована подвижной консолью, предназначенной для определения критических расстояний между двумя взаимодействующими частями, и была добавлена дополнительная система аварийной защиты в виде падающей кадмиевой пластины (рис. 45).

К всплеску мощности привел эксперимент по измерению критического расстояния между двумя частями сборки из обогащенного урана (с обогащением 93,5%), помещенными в воду. Одна часть представляла собой сплошной цилиндр массой 24,4 кг, а вторая – полый цилиндр массой 38,5 кг. Наружная поверхность сплошного цилиндра и внутренняя поверхность полого



цилиндра были облицованы листовым кадмием с толщиной слоя, равной 2,54 мм. Полый цилиндр был заполнен парафином.

По завершении эксперимента по определению критического расстояния (при коэффициенте умножения, равном 65,5) сборка была заглушена. Начался слив воды, была сброшена кадмиевая пластина, происходил подъем сплошного цилиндра (слева на рисунке 45). В этот момент произошел всплеск мощности (позже было определено, что выход составил  $10^{17}$  делений), о чем свидетельствовали захлебнувшиеся нейтронные счетчики и появление облака пара над поверхностью воды, которое было видно на телеэкране.



**Рисунок 45. Установка, использовавшаяся в Лос-Аламосской национальной лаборатории при измерении критических расстояний между взаимодействующими частями сборки.**

Последующее воспроизведение событий показало, что первой сработала пневматическая система аварийной защиты (подъемник для извлечения из воды), что вызвало осложнения двух типов. Во-первых, максимальная реактивность системы имела место при слегка поднятом положении левого цилиндра относительно его нижнего состояния. Эта реактивность реализовалась в процессе подъема сплошного цилиндра (в момент всплеска мощности). Во-вторых, быстрый подъем из воды вызвал возникновение гидродинамических сил, под действием которых цилиндры приблизились друг к другу. Комбинация этих двух факторов оказалась достаточной для того, чтобы сборка перешла в критическое состояние на мгновенных нейтронах, причем реактивность поддерживалась бы в этом случае, по крайней мере, на том же уровне в течение 0,2 с, если бы не произошел всплеск мощности. По оценкам, энерговыход в первом пике составил  $6 \times 10^{15}$  делений. Возможно, что за первым пиком последовали один или

несколько всплесков мощности при движении блока в области реализации мгновенной критичности, поскольку основным механизмом гашения цепной реакции было кипение.

При этой аварии с полным энерговыделением  $10^{17}$  делений персонал не был облучен, не произошло загрязнения экспериментальной установки. Повреждение урановых блоков выразилось в небольшом коррозионном отслаивании и вздутии за счет образования оксида урана. Работы на экспериментальной установке были возобновлены уже через два дня.

#### **4. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 18 апреля 1952 г.** <sup>38,42,44,46</sup>

*«Джемайма» – цилиндрическая сборка из металлического урана (93%) без отражателя; ход энерговыделения неизвестен; незначительные дозы облучения.*

Система, в которой произошел разгон мощности, представляла собой цилиндрическую сборку из металлического урана с обогащением, равным 93%, составленную из нескольких пластин диаметром 26,7 см и толщиной 0,8 см.

Полная сборка состояла из двух частей, причем нижняя часть была собрана из шести пластин, а верхняя собиралась сначала из трех, а потом из четырех пластин.

График обратного умножения в зависимости от числа пластин, или общего количества урана в системе, явно указывает на то, что систему не следовало делать из 11 пластин. Тем не менее, такую систему попытались собрать после того, как два человека независимо сделали одну и ту же ошибку в расчетах. В нарушение правил эксплуатации данные не были представлены в виде графика. Энерговыделение в пике составило  $1,5 \times 10^{16}$  делений.

Без воспроизведения условий эксперимента невозможно установить, как изменялась мощность, выделяемая в массе урана, равной 92,4 кг. В тот момент, когда система была близка к критичности на мгновенных нейтронах, нижняя часть сборки двигалась по инерции вверх, и ввод реактивности, наверное, не превышал 2 или 3  $\beta/c$ . Такая скорость ввода реактивности может дать пик в  $10^{15}$  делений. После этого мощность стабилизировалась на уровне около  $10^{17}$  делений/с, что было как раз достаточно для компенсации введенной реактивности. Большая часть из  $1,5 \times 10^{16}$  делений должна была произойти на этом плато. Мощность упала практически до нуля, когда автоматическая система аварийной защиты развела в стороны две массы металла.

Система была оборудована дистанционным управлением, никакого механического повреждения системы или делящегося материала не было. Никто из персонала не облучился, экспериментальная зона осталась чистой. Очевидное свойство самогашения, продемонстрированное при данном всплеске мощности, стимулировало дальнейшие исследования на сборке «Леди Годива» <sup>47,48,49</sup>, которая использовалась в качестве установки для генерации мощных импульсов нейтронов деления с длительностью менее 100 микросекунд.

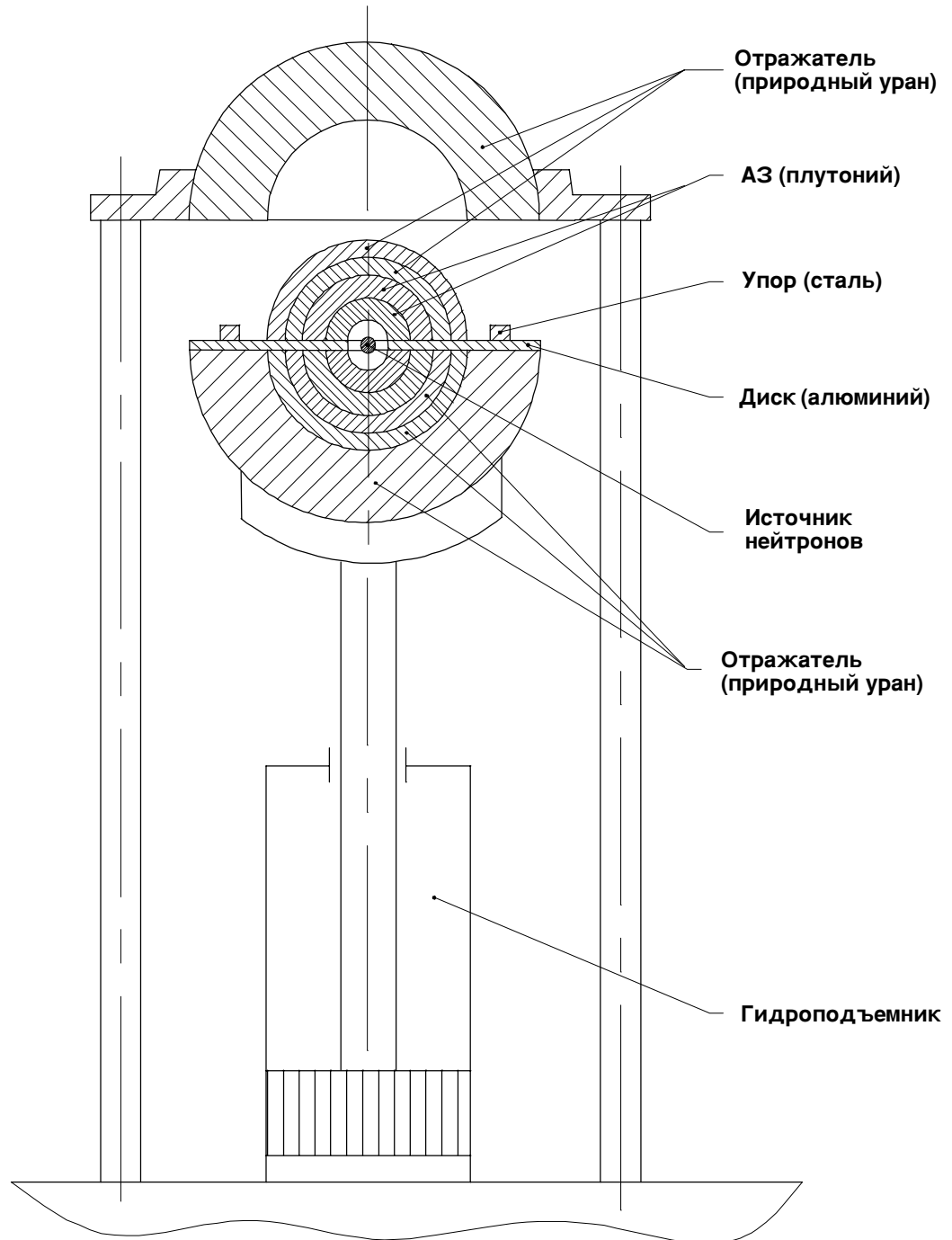
#### **5. ВНИИЭФ, г. Саров (Арзамас-16), 9 апреля 1953 г.** <sup>50</sup>

*Активная зона (центральная часть сборки) из плутония массой ~8 кг с отражателем из природного урана; управление экспериментом дистанционное из пультового помещения с биологической защитой.*

Авария произошла при проведении эксперимента, целью которого являлось изучение ядерно-физических характеристик размножающей системы (РС), содержащей плутониевую центральную часть (активную зону) внешним диаметром ~100 мм в отражателе из природного урана внешним диаметром 300 мм. Активная зона (АЗ) состояла из четырех полусферических слоев плутония в  $\delta$ -фазе, покрытых слоем никеля толщиной ~0,1 мм.

Отражатель из природного урана состоял из шести полусферических слоев, вкладывающихся друг в друга. В плоскости разреза в урановых оболочках имелся канал диаметром 26 мм.

В центре АЗ в полости диаметром 28 мм находился нейтронный источник мощностью  $\sim 10^7$  н/с.



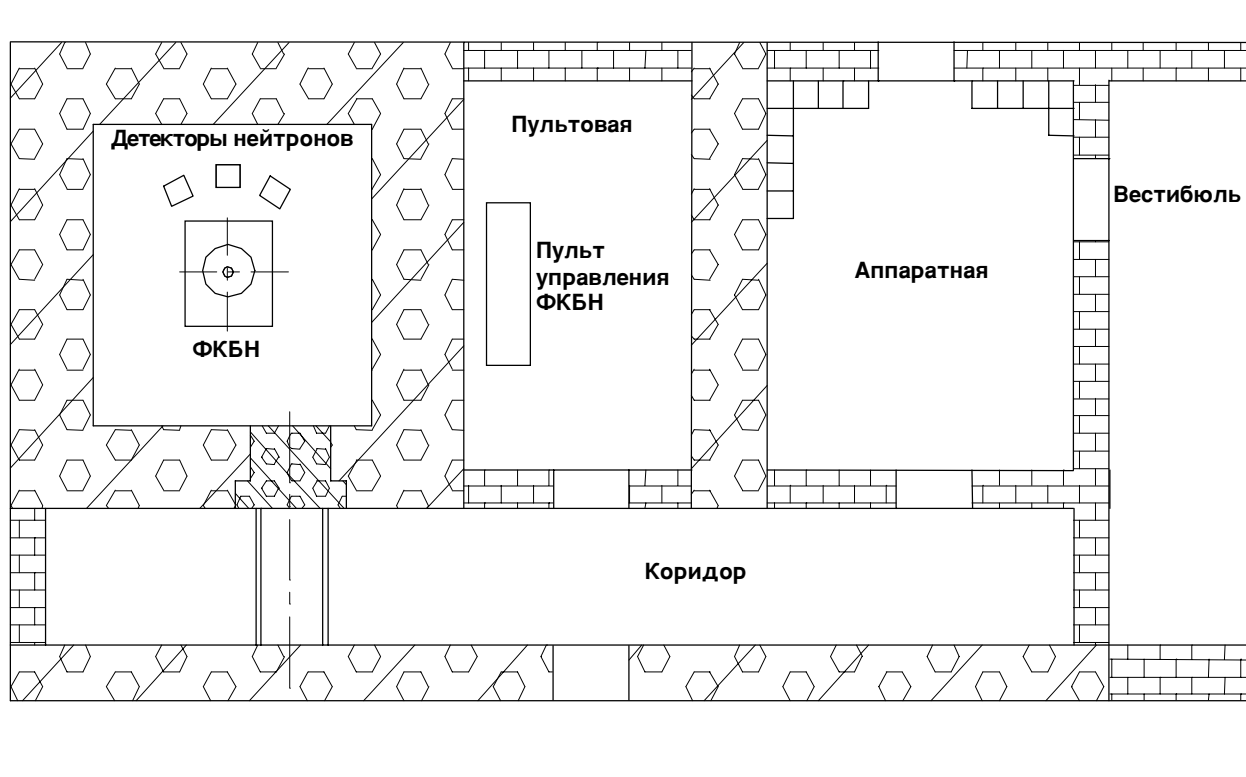
**Рисунок 46. Схема опыта с исследуемой РС на стенде ФКБН.**

В диаметральной плоскости слои РС разделялись диском из дюралюминия толщиной 5 мм с радиальным пазом, в котором располагались 24 таблетки из  $U_3O_8$  (90% обогащения по  $^{235}U$ ) весом 80 мг каждая.

РС была собрана на установке ФКБН<sup>51</sup>, первый вариант которой в 1950-1953 гг. представлял собой гидравлический подъемник с дистанционным управлением. Стенд ФКБН размещался в здании Б реакторной площадки, удаленной от жилой зоны на расстояние ~7 км. Управление стендом осуществлялось из смежного пультового помещения (рис. 47).

Исследуемая РС была разделена на две части (рис. 46):

- верхнюю, содержащую урановые слои диаметром от 120 мм до 300 мм, установленную неподвижно на трех опорах, сцентрированных относительно вертикальной оси подъемника с нижней частью РС;
- нижнюю, содержащую плутониевую АЗ и остальные урановые оболочки.



**Рисунок 47. Планировка здания Б.**

В исходном состоянии расстояние между нижней и верхней частями РС составляло 200 мм. Минимальное расстояние, на которое могли быть сближены части РС, определялось толщиной стальных упоров (прокладок), которые перед началом сближения устанавливались оператором вручную на горизонтальном срезе нижней части РС (подъемнике). При достижении заданного зазора подъемник автоматически отключался, и оператор производил замер величины потока нейтронов из РС и расчет соответствующей подкритичности.

Комиссия, расследовавшая причины аварии, констатировала:

“...Устройство ФКБН и его предохранительной автоматики таковы, что обеспечивается защита только от медленных переходов через критическое состояние. ФКБН не защищен от небрежной работы, и поэтому инструкция предусматривает ведение работы так, как если бы никакой предохранительной автоматики не было.

Непосредственной причиной аварии и выхода ФКБН из строя 9 апреля 1953 г. явилась халатность, допущенная оператором, который, проводя работу один, установил прокладку толщиной 5 мм вместо прокладки толщиной 10 мм”.

В результате поток нейтронов при сближении частей РС резко возрос, что привело к значительному выделению тепла, плавлению и вытеканию части плутония (масса ~70 г) из АЗ в горизонтальный канал уранового отражателя.

По сигналу аварийной тревоги нажатием кнопки на пульте управления оператор опустил стол подъемника с нижней частью РС в исходное положение и остановил цепную реакцию. Указанные события произошли в обеденный перерыв, когда основная группа экспериментаторов (~10 чел.) отсутствовала. Спустя ~2 часа прибывший руководитель работы вместе с оператором зашли в помещение ФКБН и произвели внешний осмотр установки. По результатам дозиметрического контроля интегральная доза за время осмотра составила у них 1,6 Р и 1 Р, соответственно.

Последующий осмотр РС комиссией специалистов показал, что три (из четырех) плутониевых полусфер сплавились с дюралюминиевым диском, разделяющим РС, поэтому для дальнейшей разборки РС была направлена на комбинат “Маяк”.

Обработка урановых индикаторов, имевшихся в РС, подтвердила первоначальную оценку интегрального энерговыделения, составившего  $\sim 10^{16}$  делений.

Значительного радиоактивного загрязнения помещения стенда установки не произошло, и в дальнейшем, после дезактивации, на этом месте был установлен новый стенд для работы с РС.

По результатам анализа обстоятельств аварии было признано, что установка ФКБН в ее первоначальном варианте не удовлетворяет техническим требованиям по обеспечению безопасности работ с критическими системами, и установка была демонтирована. Взамен ее во ВНИИЭФ были спроектированы и сооружены новые варианты: ФКБН-1 (1955 г.), ФКБН-2 (1963 г.), ФКБН-2М и др., снабженные быстродействующей аварийной защитой.

## **6. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 3 февраля 1954 г.** <sup>38,42,48</sup>

*Сборка «Леди Годива», голая сфера из металлического урана (93,7%); сбой в работе стержня регулирования; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

## **7. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 12 февраля 1957 г.** <sup>42,48,49,52,53,54</sup>

*Сборка «Леди Годива», голая сфера из металлического урана (93,7%), добавлен отражатель; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Эти два разгона мощности произошли на критсборке без отражателя с металлическим топливом «Леди Годива», состоящей из трех секций, которые в сборе образуют сферу. На рисунке 48 показана сборка «Леди Годива» в подкритическом состоянии. Центральная секция неподвижно закреплялась с помощью маленьких трубчатых стальных опор, а верхняя и нижняя секции могли перемещаться с помощью пневматических цилиндров, и таким образом обеспечивались две независимые системы аварийной защиты. Критическая масса составляла приблизительно 54 кг урана с обогащением, равным 93,7%. Система управлялась дистанционно с расстояния 1/4 мили (402 м).

Первый всплеск мощности произошел во время приготовлений к плановому эксперименту, входящему в программу измерений параметров разгона. Обычно такой нейтронный импульс получали, приводя сборку в состояние критичности на запаздывающих нейтронах. Достигалось это следующим образом: выбиралось положение стержней регулирования, верхняя секция поднималась для снижения реактивности и спада потока нейтронов, после чего нижняя часть приводилась в нужное положение и быстро вводился стержень с весом, превышающим  $1 \beta$ , для того чтобы инициировать вспышку нейтронов.

За этим следовал всплеск мощности с выходом, который обычно составлял  $10^{16}$  делений за 100 микросекунд, а через 40 миллисекунд система заглохала. Поскольку единственным источником нейтронов служило спонтанное деление, сборку, как правило, настраивали на избыточную реактивность в 70 центов, чтобы генерировать достаточное количество нейтронов для определения значений параметров, соответствующих критичности на запаздывающих нейтронах, за приемлемое время. Эта авария произошла, скорее всего, из-за того, что по ошибке после ввода 70 центов была введена дополнительная реактивность до начала цепной реакции.

Энерговыделение в пике составило  $5,6 \times 10^{16}$  делений, что в среднем в шесть раз больше выхода при штатном импульсе нейтронов. При аварии не возникла угроза радиационного поражения, не произошло радиоактивного загрязнения, не было облучения персонала или существенного разрушения основных урановых деталей. Одна деталь была слегка покороблена и потребовала обработки на станке. Погнулись или сломались несколько легких стальных опорных конструкций (рис. 49).

Второй всплеск мощности произошел во время подготовки к эксперименту, во время которого предполагалось получить импульс быстрых нейтронов на сборке «Леди Годива». Вспышка нейтронов в этом случае опять произошла во время сближения секций с достижением опорной точки по избыточной реактивности на уровне 80 центов. Необходимо было выполнить настройку регулирующих стержней для обеспечения определенной величины периода. Дополнительная реактивность, как считают, оказалась внесенной за счет присутствия большой массы графита и полиэтилена, которые предполагалось облучать. Непосредственно перед всплеском мощности эта масса была придвинута к сборке, при этом, возможно, оказалось недооцененным дополнительное отражение нейтронов, или разложенный материал оказался ближе от сборки, чем предполагалось.

Вспышка дала  $1,2 \times 10^{17}$  делений, что почти в 12 раз больше стандартного импульса при эксперименте. Металлический уран сильно окислился, покорезился и, очевидно, подплавился вблизи своего центра. Центральный стержень для быстрого ввода реактивности был почти разорван, в его центре температура, вероятно, не достигла температуры плавления урана примерно на  $100^\circ\text{C}$ . На рисунке 50 показан внешний вид некоторых деталей. Внешние повреждения ограничились опорной конструкцией, радиоактивное загрязнение было в виде чешуек из оксида урана, его удалось быстро убрать. Ремонтировать «Леди Годиву» не имело смысла, поэтому ускоренными темпами приступили к созданию сборки «Годива-II»<sup>54</sup>, которая была специально предназначена для получения импульсов нейтронов. Несмотря на масштаб всплеска мощности, персонал не получил существенной дозы облучения, так как сборка и пультовая были расположены на большом расстоянии друг от друга.

Поведение сборки «Леди Годива» во время всплесков мощности при критичности на мгновенных нейтронах хорошо изучено экспериментально и теоретически<sup>48,53,54</sup>. На сборке было получено намного больше 1000 безопасных, контролируемых нейтронных импульсов. Расчеты, выполненные с помощью сопряженных компьютерных программ для теплогидравлического и нейтронно-физического расчета, адекватно описывают поведение системы.

Первый всплеск мощности ( $5,6 \times 10^{16}$  делений), должно быть, характеризовался периодом, равным 6,4 секунды, что эквивалентно 15 центам избыточной реактивности по отношению к уровню критичности на мгновенных нейтронах. Избыточная реактивность в наиболее мощном пике ( $1,2 \times 10^{17}$  делений) составила 21 цент по отношению к уровню критичности на мгновенных нейтронах, что соответствует периоду, равному 4,7 секунды.

Энерговыделение во время второй аварии, равное  $1,2 \times 10^{17}$  делений, эквивалентно по энергии 1,7 фунтам (772 г) взрывчатки, однако причиненный ущерб оказался намного меньше, чем в результате подрыва такого количества взрывчатых веществ. Вышеупомянутая компьютерная программа позволяет рассчитать долю энергии деления, которая переходит в кинетическую энергию. В данном случае только 1,4% энергии (что эквивалентно 0,024 фунтам (11 г) взрывчатки) перешло в кинетическую энергию и могло вызвать механические повреждения. Реальная картина повреждений согласуется с этой цифрой, отсюда очевидно, что основная часть энергии деления перешла в тепло.



**Рисунок 48. Критсборка «Леди Годива» в Лос-Аламосской национальной лаборатории (сфера из обогащенного урана без отражателя) в заглушенном состоянии.**

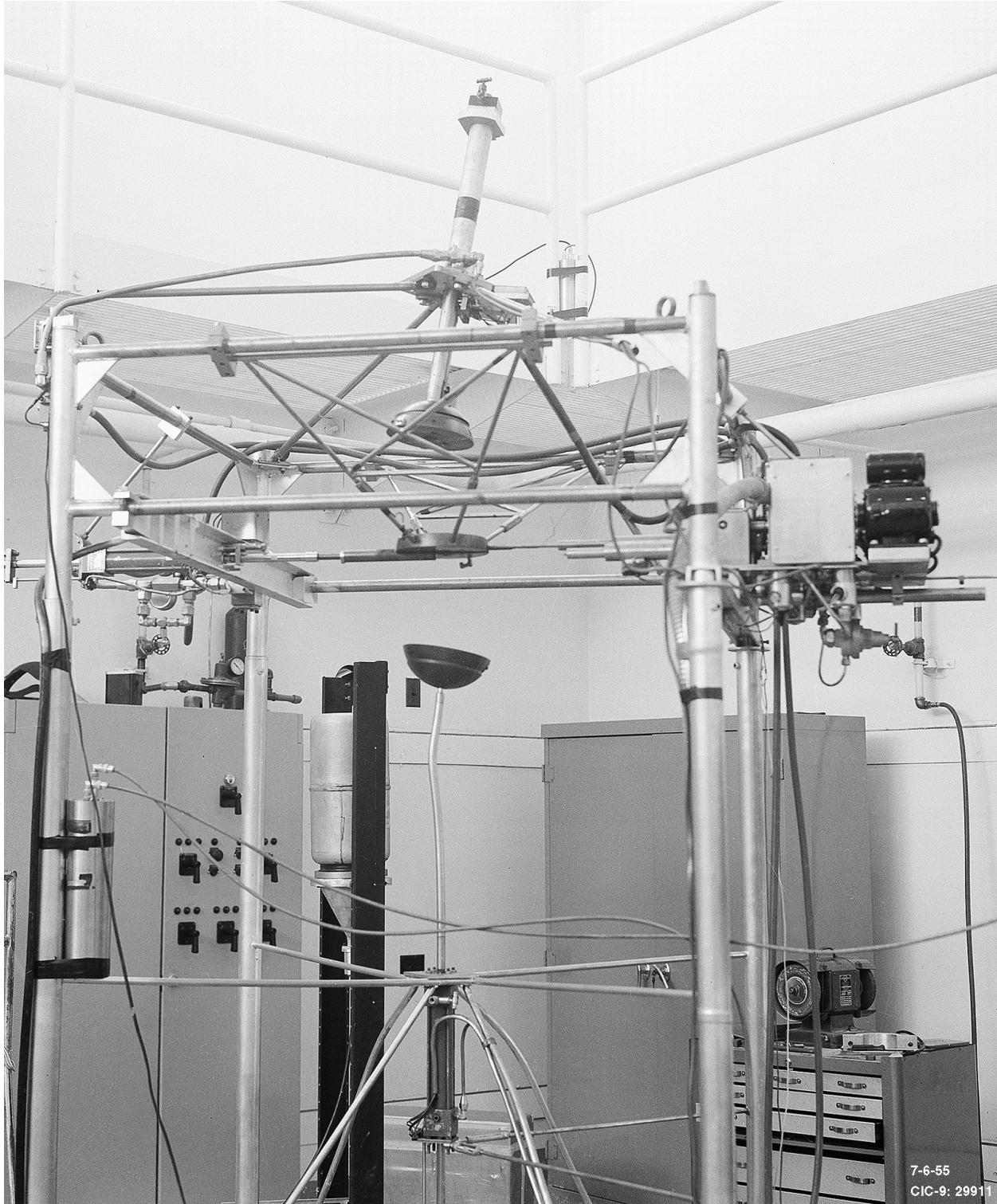
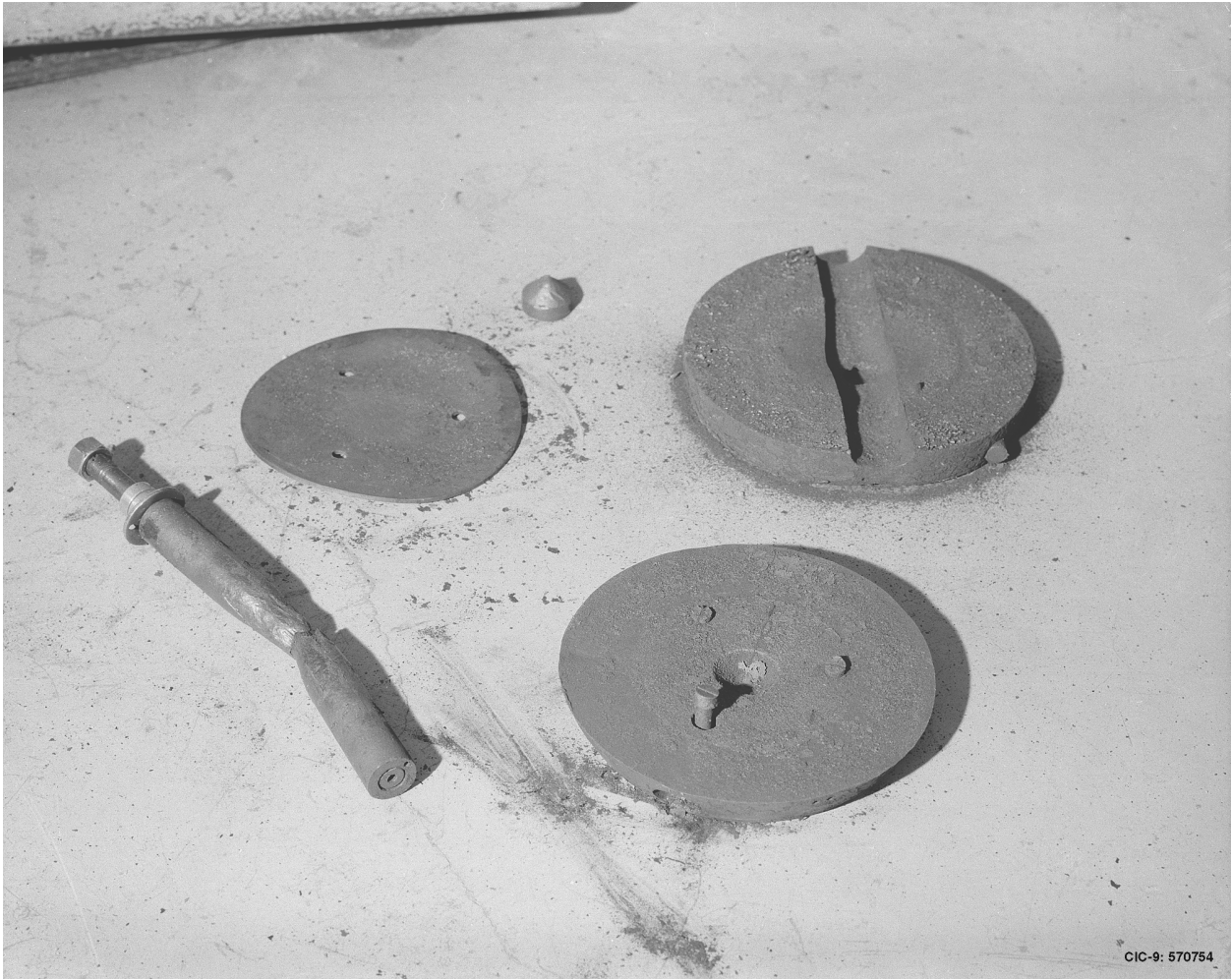


Рисунок 49. Критсборка «Леди Годива» после аварии 3 февраля 1954 г.





**Рисунок 50. Регулирующий стержень для импульсного ввода реактивности и несколько секций критсборки «Леди Годива». На деталях видны следы окисления и деформации поверхности в результате второй аварии 12 февраля 1957 г.**

## **8. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 17 июня 1960 г.**

*Сборка из металлического урана (93%), графитовый отражатель; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Исследовались критические параметры металлических урановых цилиндров (уран высокого обогащения - 93%), окруженных толстым отражателем из графита (около 9 дюймов, или 23 см) и почти бесконечным отражателем из воды. В ходе рассматриваемого эксперимента было выстроено кольцо из примерно 48 кг урана на графитовом цилиндре, который был установлен на гидравлическом подъемнике. Движение кольца управлялось из пультовой. Кольцо было поднято в графитовый отражатель, установленный на стационарной стальной платформе. Система перешла в состояние критичности до завершения операции, когда кольцо не доходило на один дюйм (2,54 см) до конечного положения. Произошло срабатывание системы управления и защиты по сигналам оператора и автоматики. После срабатывания системы управления и защиты подъемник быстро упал вниз, и система стала подкритической, однако около 1/3 массы металла застряло на несколько секунд в графитовом отражателе перед тем, как упасть вниз. Энерговыход составил около  $6 \times 10^{16}$  делений. Не наблюдалось радиоактивного загрязнения, металл не был поврежден. Дозы, полученные персоналом, были очень малы.

Во многих отношениях эта авария похожа на аварию, произошедшую на критсборке «Джемайма» (часть II, раздел В, авария 4). В этом эксперименте не проводились измерения чувствительности системы к изменению реактивности после разгона, в то же время анализ аналогичных систем указывает на то, что скорость ввода реактивности, скорее всего, не превысила нескольких  $\beta$  в секунду, при этом первый пик мог дать  $10^{15}$  делений.

Энерговыделение было очень близко к величине в первой аварии на критсборке «Леди Годива» (3 февраля 1954 г.,  $5,6 \times 10^{16}$  делений), массы делящегося вещества в обоих случаях вполне сопоставимы. В аварии на критсборке «Леди Годива» вся энергия выделилась в пике мощности, были деформированы части критсборки, наблюдалось повреждение опорных конструкций. В данном же случае металлический уран не был поврежден, что подтверждает мнение о том, что первый пик мощности был мал по сравнению с полным энерговыходом.

## **9. Окриджская национальная лаборатория, 10 ноября 1961 г.**<sup>55</sup>

***Металлический уран (93%), парафиновый отражатель; единственная вспышка; незначительные дозы облучения.***

Неконтролируемый разгон произошел в блоке из высокообогащенного (около 93%) металлического урана массой около 75 кг, когда одна часть активной зоны, установленная на платформе вертикального подъемника, приближалась к другой, неподвижной, части. Эксперимент был последним из серии экспериментов, в ходе которых постепенно добавляли уран или парафин, меняя реактивность всей сборки. Все предыдущие эксперименты проходили в подкритическом состоянии при полностью сформированной конфигурации сборки. В данном случае система стала надкритической во время движения подъемника, а полный энерговыход составил от  $10^{15}$  до  $10^{16}$  делений.

Скорость подъемника составляла 16 дюймов/мин (41 см/мин), критичность на запаздывающих нейтронах, как это было определено впоследствии, возникла при достижении расстояния между сдвигаемыми частями, равного 2,7 дюйма (6,9 см). В этой точке чувствительность системы равнялась 8,6  $\beta$ /дюйм (3,39  $\beta$ /см). Таким образом, скорость ввода реактивности составила 2,3  $\beta$ /с (0,9  $\beta$ /с), и замедление движения подъемника, начавшееся на расстоянии, равном 1,94 дюйма (4,93 см), не повлияло на развитие разгона.

Изменение во времени реактивности и мощности должно было проходить так же, как это было в случае аварии на критсборке «Джемайма», однако время срабатывания системы аварийной защиты в этом случае составляло всего 50 миллисекунд. Первый пик не мог превышать  $10^{15}$  делений, а выделение оставшейся энергии происходило, должно быть, на плато, последовавшем за пиком мощности. Внешний вид металла (гладкий, без следов окисления) и тот факт, что парафин не расплавился, качественно подтверждают оценку энерговыхода в интервале от  $10^{15}$  до  $10^{16}$  делений. Персонал получил незначительные дозы, лаборатория была готова к нормальной работе через полтора часа.

## **10. ВНИИЭФ, г. Саров (Арзамас-16), 11 марта 1963 г.**<sup>50</sup>

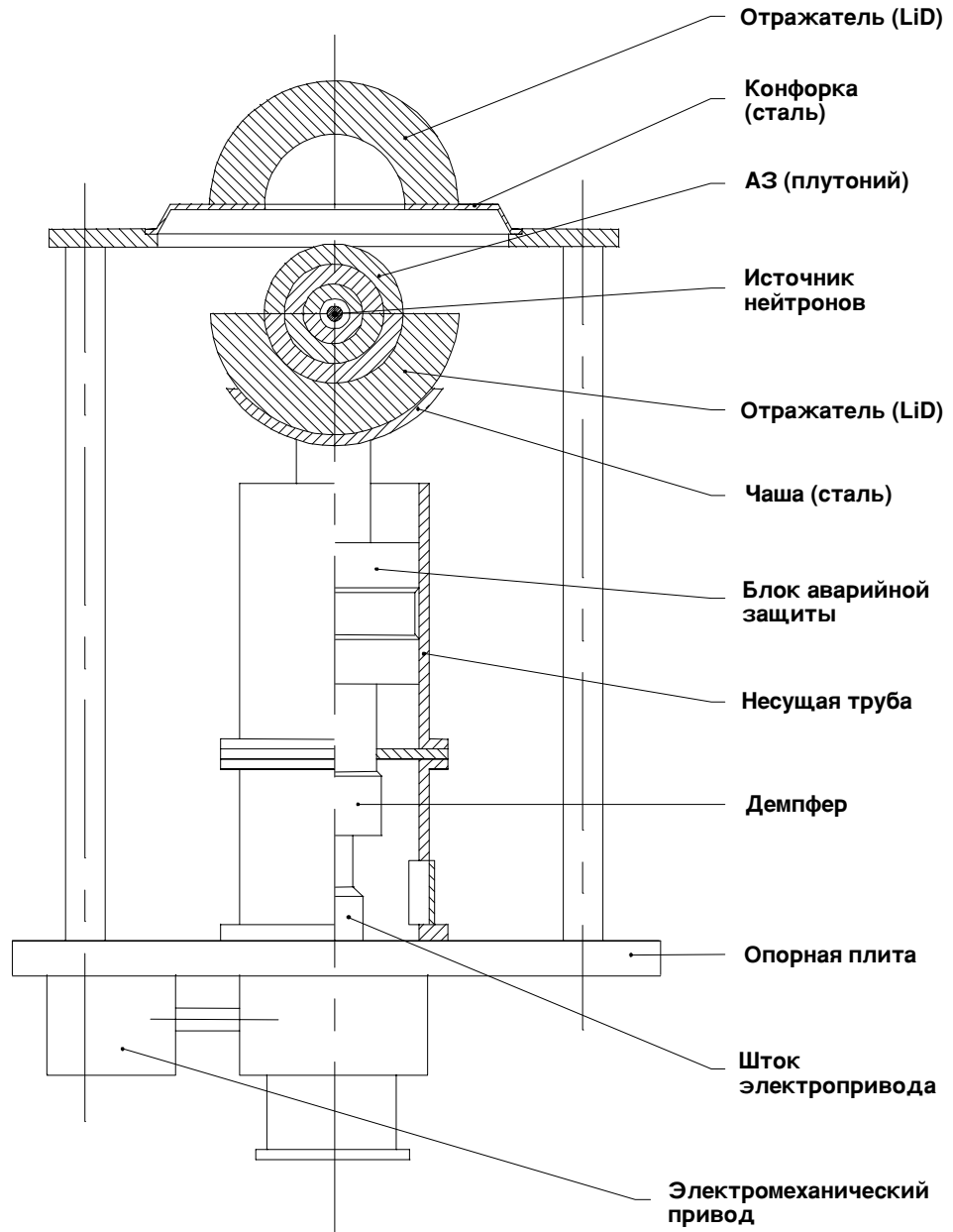
***Активная зона (центральная часть сборки) из плутония массой 17,35 кг с отражателем из дейтерида лития; управление экспериментом дистанционное, из пультового помещения с биологической защитой; одна вспышка; два оператора серьезно переоблучились.***

Авария произошла при проведении эксперимента, целью которого являлось изучение ядерно-физических характеристик размножающей системы (РС), содержащей плутониевую центральную часть (активную зону) внешним диаметром 135 мм в отражателе из дейтерида лития с внешним диаметром ~350 мм, в состоянии, близком к критическому с учетом запаздывающих нейтронов (коэффициент умножения потока нейтронов от центрального источника  $\leq 10^3$ ). Активная зона (АЗ) состояла из набора вкладывающихся друг в друга

полусферических слоев металлического плутония в  $\delta$ -фазе, покрытых слоем никеля толщиной  $\sim 0,1$  мм.

Отражатель нейтронов состоял из набора полусферических слоев прессованного LiD суммарной толщиной  $\sim 107$  мм.

В центре АЗ в полости  $\varnothing 63$  мм находился нейтронный источник мощностью  $\sim 10^6$  н/с.



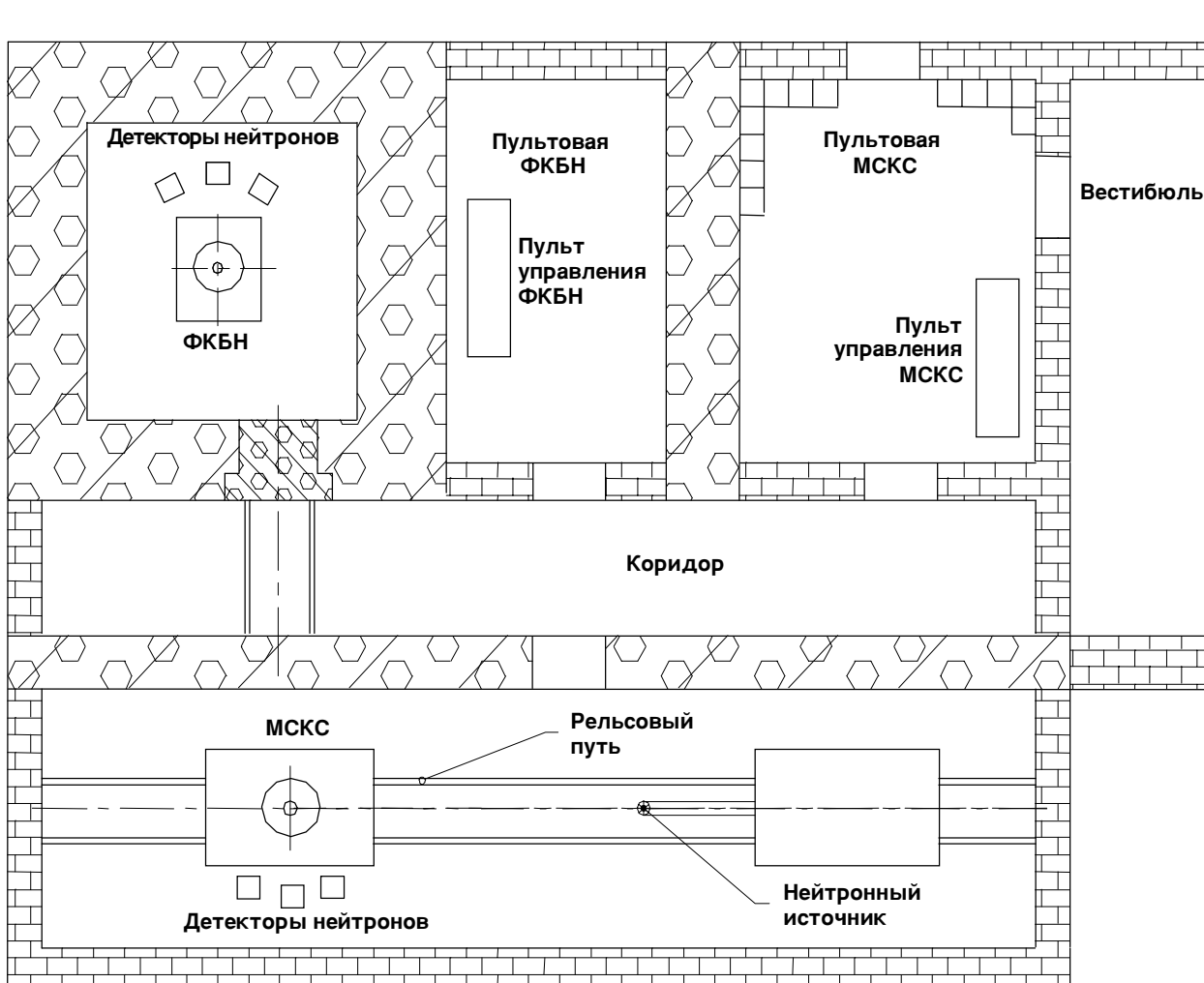
**Рисунок 51. Схема эксперимента с исследуемой РС на стенде МСКС.**

Работа с описанной РС проводилась на стенде установки МСКС (малый стенд критических сборок), принципиальная схема которого приведена на рисунке 51<sup>56</sup>. Стенд МСКС размещался в экспериментальном зале здания Б реакторной площадки (рис. 52). МСКС был предназначен для изучения динамических процессов в РС с использованием импульсного нейтронного генератора. Данные эксперименты разрешалось проводить только с предварительно проверенными критическими (с учетом запаздывающих нейтронов) РС, для которых геометрия, состав, максимальный коэффициент умножения потока нейтронов от центрального источника

( $\leq 1000$ ), порядок безопасной сборки-разборки, влияние используемых приспособлений и оборудования уже определены в специальном калибровочном опыте на установке ФКБН, размещенной в том же здании Б реакторной площадки (рис. 52).

9 марта 1963 г. без калибровочного опыта на установке ФКБН описанная РС была собрана на стенде МСКС (рис. 51). Сборку и пробное сближение частей РС производил начальник установки МСКС, которому ассистировал инженер по эксплуатации. Сближение частей РС осуществлялось дистанционно с пульта управления, установленного за биологической защитой (рис. 52).

11 марта 1963 г. начальник установки и ассистент в помещении стенда возобновили работу по подготовке экспериментов с собранной ими ранее РС. Экспериментаторы попытались внести изменения в механическую часть стенда, используя нештатные приспособления и не контролируя состояние сборки (что являлось грубым нарушением правил работы). Аварийный импульс делений возник в тот момент, когда они, находясь рядом со стендом, производили настройку подъемного устройства. Увидев вспышку света, экспериментаторы быстро убежали в пультовую, откуда начальник установки произвел сброс подъемника с нижней частью РС, нажав соответствующую кнопку на пульте.



**Рисунок 52. Планировка здания Б.**

На основе проведенного анализа обстоятельств аварии было сделано заключение, что РС перешла в критическое (а, возможно, слегка надкритическое) по мгновенным нейтронам состояние. Энерговыведение во вспышке, по оценкам, составило  $\sim 5 \times 10^{15}$  делений. Установка

МСКС никаких повреждений не получила и находилась в полностью исправном состоянии. Радиоактивного загрязнения помещения не произошло. Детали РС не получили повреждений, что позволило использовать их для проведения специального эксперимента с целью уточнения доз облучения персонала, находившегося рядом со стендом, а также в смежных помещениях.

Причиной несчастного случая явились грубые нарушения установленных правил работы на МСКС со стороны начальника установки и его помощника. Аварийная вспышка произошла за счет случайного смыкания частей РС при манипуляциях экспериментаторов с механизмом стенда.

Оба сотрудника были немедленно госпитализированы и направлены для лечения в специализированную клинику в Москву.

Начальник установки (1929 г. рождения) получил дозу 370 бэр (острая лучевая болезнь (ОЛБ) средней тяжести (2 степень)). Он вернулся к работе через несколько месяцев. Он работал на ускорителе Ван-де-Граафа. Потом переехал в Москву, где и умер в возрасте ~60 лет.

Ассистент (1932 г. рождения) получил дозу 550 бэр (ОЛБ тяжелой формы (3 степень)). После возвращения на работу периодически проходил курсы лечения в клинике в течение нескольких лет. Он занимался разработкой радиоэлектронной аппаратуры для реакторных исследований. В 1998 г. вышел на пенсию. Сейчас проживает в г. Сарове (Арзамас-16).

В результате аварии облучению подверглись еще 4 сотрудника. Они находились в смежных помещениях, и дозы их были незначительны: ~7, ~1, ~1 и ~0,02 бэр.

Стенд МСКС после описанного случая в течение длительного времени использовался в различных экспериментах.

## **11. Ливерморская лаборатория им. Лоуренса, 26 марта 1963 г.**<sup>57</sup>

*Сборка из металлического урана с бериллиевым отражателем; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Критическая сборка состояла из концентрических цилиндров, изготовленных из высокообогащенного металлического урана, окруженных бериллиевым отражателем. Общая масса обогащенного урана, составлявшая 47 кг, была поделена на две части: центральный блок находился на подъемнике, а кольца большего диаметра и отражатель находились на неподвижной платформе. Критичность достигалась путем пошагового подъема центрального блока внутрь кольцевого слоя, окруженного отражателем. Эксперименты проводились в оборудованном мощной защитой боксе, который примыкал к зоне с импульсным реактором «Кукла», дававшим импульсы мгновенных нейтронов.

Были успешно осуществлены семь шагов подъема, и были выполнены эксперименты по измерению размножения на каждом шаге. На восьмом шаге, когда все шло практически нормально, экспериментальная сборка внезапно перешла в надкритический режим. Раздался звук, похожий на взрыв, и сработала система аварийной защиты и аварийная сигнализация. Спустя несколько секунд можно было видеть, как плавится и горит уран. Позднее был измерен энерговыход, составивший  $3,76 \times 10^{17}$  делений. При этом практически не было выделения механической энергии. Около 15 кг урана сгорело, около 10 кг расплавилось и растеклось по полу. Дозы облучения персонала, находившегося в здании или вблизи него, были низкими и не превысили 0,12 бэр. В результате аварии было сильно загрязнено помещение, в котором располагалась сборка.

Считается, что авария произошла потому, что центральный металлический цилиндр, стоявший на платформе подъемника, оказался слегка сдвинутым от центра. Когда он был поднят и вошел в неподвижную секцию экспериментальной сборки, одно или несколько металлических колец приподнялись. После восьмого шага кольца сами по себе просели, заняв свое нормальное положение относительно центральной цилиндрической секции сборки, при этом резко возросла реактивность. Ни скорость ввода, ни максимальная реактивность не известны.

Первый пик, вероятно, не превысил  $10^{16}$  делений, большая часть энергии выделилась, по-видимому, когда мощность системы стабилизировалась и находилась на высоком плато. Гашение СЦР произошло вследствие теплового расширения и плавления сборки.

## 12. Ракетный полигон Уайт Сэндз, 28 мая 1965 г.<sup>58</sup>

*Импульсный быстрый реактор с уран-молибденовой активной зоной без отражателя; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

После того как реактор «Годива» был успешно применен для генерации коротких мощных импульсов нейтронов со спектром, близким к спектру деления, было разработано несколько подобных импульсных реакторов для целей облучения. Один из таких импульсных реакторов, содержащий 96 кг сплава высокообогащенного урана и молибдена (10%), был построен на ракетном полигоне Уайт Сэндз, расположенном на юге штата Нью-Мексико. Конструкция этого реактора в чем-то похожа на конструкцию реактора «Годива II»<sup>54</sup>: семь колец и верхняя пластина образовывали большое пространство в центре, которое в критическом состоянии было заполнено блоком безопасности. Через отверстия в кольцах проходили два регулирующих стержня и импульсный стержень. Вся система удерживалась в сборе с помощью трех металлических болтов. Первоначально болты были сделаны из нержавеющей стали, но непосредственно перед аварией их заменили на болты, изготовленные из уран-молибденового сплава. В эксперименте определялся вклад в реактивность, вносимый разными компонентами сборки. Были измерены новые веса регулирующих стержней, импульсного стержня, реактивность, вводимая разными мелкими компонентами, а также реактивность, обусловленная извлечением блока безопасности на один дюйм.

Для дальнейшей калибровки реактивности блока безопасности нужен был более мощный нейтронный поток, чем тот, который давал полоний-бериллиевый нейтронный источник. Чтобы получить мощность в 1 ватт, сняли (зашунтировали) блокировку, и блок безопасности вдвигался внутрь, приближаясь, как думали, к известному состоянию. Всплеск мощности произошел, когда блок безопасности приблизился к полудюймовой отметке.

Все механизмы защиты реактора сработали как положено, при этом за короткий промежуток времени выделилась большая энергия, и всплеск мощности был погашен вследствие теплового расширения металла. Новые уран-молибденовые болты не выдержали (отлетели головки), и два верхних кольца вместе с мелкими деталями были отброшены на расстояния от 1,5 м до 4,6 м.

По данной аварии сохранился полный набор показаний приборов. Минимальный период был 9,2 микросекунды, максимальная реактивность на 15 центов превысила уровень критичности на мгновенных нейтронах, скорость ввода реактивности составила  $2,2 \beta/\text{с}$ , длительность нейтронного импульса составила 28 микросекунд. Увеличение внутренней температуры на  $290^\circ\text{C}$  говорит о выходе, составляющем  $1,5 \times 10^{17}$  делений, что всего в 1,4 раза больше максимального выхода, наблюдавшегося в нормальных условиях эксперимента.

Во время неожиданной вспышки были разрушены только крепежные болты и немного откололось никелевое покрытие колец. Дозы облучения персонала были очень маленькими. Через час после всплеска мощности камеру вскрыли и измерили уровень радиации, который оказался выше обычного фона, но не намного выше уровня, наблюдавшегося после плановой вспышки.

### 13. Челябинск-70, 5 апреля 1968 г.<sup>59,60</sup>

*Сборка из металлического урана, U(90%), с отражателем из природного урана; единственный всплеск мощности; два человека погибли.*

Авария произошла 5 апреля 1968 г. в Российском Федеральном Ядерном Центре (ВНИИТФ), расположенном в южной части Уральских гор между Екатеринбургом и Челябинском. Эксперименты с критическими сборками, использующие механизм вертикального подъема на установке ФКБН\*, начались во ВНИИТФ в 1957 г. Акронимом ФКБН обозначается «физический котел быстрых нейтронов».

В те годы велись интенсивные работы по разработке мощных реакторов для исследования радиационной стойкости. На ФКБН, в частности, был реализован ряд критических конфигураций с толстым отражателем и большой внутренней полостью, обеспечивающих работу в импульсном режиме и в статическом режиме на мощности несколько кВт.

В рассматриваемом случае проводились исследования влияния полиэтиленового сферического образца на кинетические характеристики реакторной системы методом котельных шумов.

Механизм сборки в установке ФКБН и компоненты системы в том виде, как они были составлены во время аварии, показаны схематически (но не в масштабе) на рисунке 53. Активная зона сборки состояла из сферической металлической оболочки U(90%) с внутренней полостью. Активная зона могла быть окружена толстым сферическим металлическим отражателем из природного урана. На рисунке 53 показано, что внешний отражатель разделен на верхнюю и нижнюю половины. Аварийный выброс привел к смерти двух знающих и полностью квалифицированных специалистов по ядерной критичности, стоявших рядом со сборкой во время выброса. Система аварийной сигнализации о критичности была установлена, но не работала во время эксперимента. Можно провести некоторую аналогию между этой аварией и аварией, которая случилась почти тридцать лет спустя 17 июня 1997 г. в Арзамасе-16 (ВНИИЭФ) при использовании абсолютно идентичных полусферических слоев U-90%, из которых собиралась активная зона.

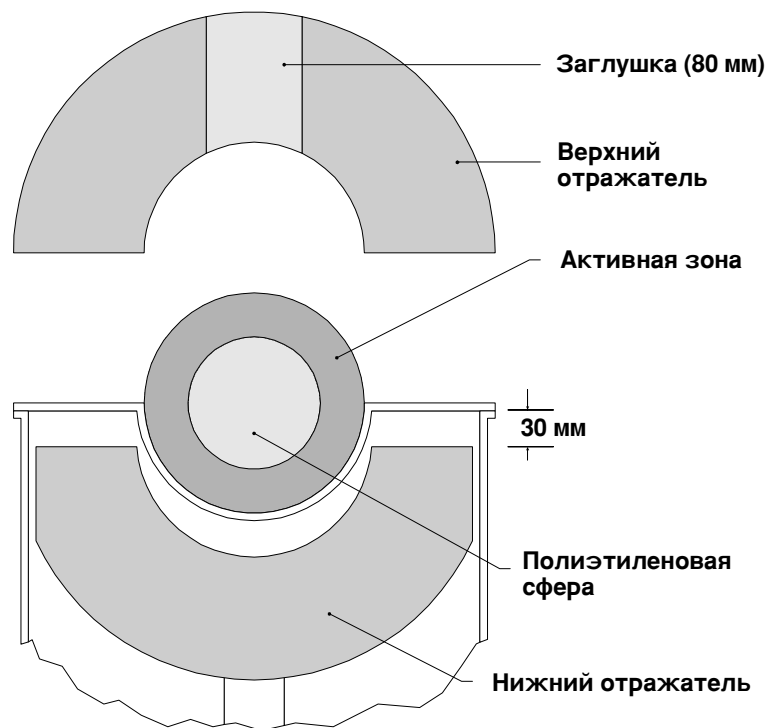
Верхний отражатель состоял из металлического природного урана, полная масса урана в нем была 308 кг. Внутренний радиус составлял 9,15 см, а наружный радиус – 20,00 см. Активная зона представляла собой сферическую оболочку из металлического урана с обогащением 90%, с внутренним радиусом 5,50 см и наружным радиусом 9,15 см (ØØ 110-120-135-151-167-183 мм). Масса урана в активной зоне составляла 47,7 кг, или 43,0 кг <sup>235</sup>U. Наружный радиус полиэтиленовой сферы составлял 5,50 см. Нижний отражатель представлял собой полусферу из природного урана с внутренним радиусом 9,15 см и наружным радиусом 20,00 см.

Авария произошла в пятницу вечером после обычного рабочего дня. В этот самый день с утра проводилась сборка на стенде ФКБН. Два экспериментатора, участвовавшие в сборке в течение рабочего дня, решили продолжить работу вечером для того, чтобы завершить вторую сборку. Вечерняя сборка должна была повторить дневную сборку с одним отличием: сплошной полиэтиленовый шар нужно было вставить в полость активной зоны, которая оставалась в дневной сборке пустой, и заполнить эту полость. С ручного пульта управления, находясь в зале, ответственный руководитель работы (старший научный сотрудник) стал оперировать верхним талем (тельфером), чтобы опустить верхнюю половину отражателя и привести ее в соприкосновение с активной зоной. Оператор (старший инженер), стоя рядом с ФКБН, рукой направлял опускавшийся отражатель. Авария произошла, когда верхняя половина отражателя

---

\* Прототип ФКБН был разработан и ранее использован в научном центре Арзамас-16. Он упомянут в воспоминаниях А. Д. Сахарова. См. также в трудах Международной конференции по ядерной критической безопасности, 1995 г., том 1, статью В. А. Терехина, В. Д. Пережогина, Ю. А. Соколова «Критические измерения во ВНИИТФ. Обзор.»

опускалась по направлению к активной зоне и почти пришла в соприкосновение с ней. После того, как мощность выброса достигла киловаттного уровня, сработала быстродействующая аварийная защита, и нижняя половина отражателя была сброшена, что было достаточно для приведения системы в глубоко подкритическое состояние и прекращения цепной реакции.



**Рисунок 53. Схематическое изображение приблизительной конфигурации сборочного механизма вертикального подъема и активной зоны ФКБН во время аварии. Схема приведена не в масштабе.**

Ответственный руководитель сделал ошибку в рассуждении, ожидая, что полиэтиленовый шар приведет к малому влиянию на реактивность системы, сделав вечернюю сборку менее реактивной, чем дневная сборка. Расследование, последовавшее за аварией, установило, что полиэтиленовый шар имел на самом деле положительное влияние на реактивность системы, сделав вечернюю сборку более чувствительной, чем дневная сборка. Расследование после аварии установило, что в дополнение к ошибке в рассуждениях, экспериментатор нарушил несколько рабочих инструкций. При монтаже вечером нижняя половина уранового отражателя не была помещена на 2,0 см выше его нижнего упора, как требовалось для гарантии адекватного запаса в отношении критической безопасности в процессе сборки. Вместо этого, нижний отражатель был установлен на 9,0 см выше его нижнего упора, то есть на 3,0 см ниже его верхнего упора, соответствовавшего тому, что нижний отражатель приходит в контакт с активной зоной. Тот факт, что положение нижнего отражателя не было изменено после дневного эксперимента, был определен как главная причина аварии.

Расследование выявило несколько дополнительных нарушений инструкций.

- Руководитель сам выписал себе наряд на работу, что категорически запрещено!
- Измерительная система, достаточно чувствительная, чтобы привлечь внимание экспериментаторов к тому, что размножение нейтронов в системе быстро увеличивается при опускании верхней половины отражателя, не работала. Эта система была выключена по окончании дневного эксперимента и не была включена при проведении вечерней сборки в целях ускорения проведения процесса сборки.



- Требовалось, чтобы при вечерней сборке в диспетчерской присутствовал третий специалист, но в диспетчерской никого не было.
- При вечерней сборке должен был присутствовать дозиметрист. Дозиметрист отсутствовал, поскольку он не был уведомлен о вечерней сборке.

После аварийного выброса оба специалиста оставались в сознании и не теряли самоконтроля. Они были в состоянии проинформировать администрацию о том, что произошла авария, и вызвать по телефону скорую помощь. Ответственный руководитель работы провел оценки дозы для себя и оператора (старшего инженера). Он сделал следующую запись в своем экспериментальном журнале.

«Вынута заглушка [цилиндрическая заглушка из  $^{238}\text{U}$  в канале верхнего отражателя – подстраховка для уменьшения критичности не сработала] диаметром 80 мм, зазор 30 мм. Вставлен полиэтилен. При опускании оболочки произошел импульс. Защита сработала. Оператор стоял на расстоянии 0,5 метра от оболочки, ответственный руководитель – на расстоянии 1,7 м от пульта кран-балки. Видна была вспышка, слышен удар, лицо обдало жаром. Вклад полиэтилена превысил ожидаемую величину».

Два специалиста по критической безопасности, работая с этой сборкой во время аварийного выброса мощности, были знакомы с нейтронной физикой и экспериментальными процедурами, необходимыми при критических измерениях. Ответственный руководитель (старший научный сотрудник) родился в 1929 году, поступил на предприятие в 1955 году и был квалифицирован как могущий работать с делящимися материалами в 1958 году. Оператор (старший инженер) родился в 1938 году, поступил на предприятие в 1961 году и был допущен к работе с делящимися материалами в 1962 г. Оба имели квалификацию, нужную для проведения экспериментальных процедур, имевших место во время аварийного выброса. Аварийный выброс привел к смерти двух знающих и полностью квалифицированных специалистов по ядерной критичности, стоявших рядом со сборкой во время выброса. Во время выброса оператор стоял приблизительно в 0,5 м от оси сборки. Ответственный руководитель располагался примерно в 1,7 м от оси сборки. Исполнитель (оператор) получил суммарную дозу нейтронного и гамма-излучения в диапазоне 20–40 Зв [3000 бэр]. Ответственный руководитель получил суммарную дозу нейтронного и гамма-излучения в диапазоне 5 – 10 Зв [800 бэр]. После аварии оба специалиста были взяты в местную больницу и сразу перевезены в Москву в Институт биофизики. Оператор умер через три дня после аварии, старший научный сотрудник прожил после аварии еще 54 дня.

Оцененный выход при выбросе составил  $6 \times 10^{16}$  делений. В начале выброса мощности верхняя половина отражателя из природного урана опускалась на активную зону со скоростью приблизительно 10 см/с, приведя сборку в мгновенное надкритическое состояние. Такая скорость опускания соответствовала скорости ввода реактивности примерно 40 центов/с. Источник  $^{238}\text{Pu-Be}$  с интенсивностью испускания  $5,2 \times 10^6$  нейтронов в секунду размещался в небольшой полости вблизи центра системы. Реактивная способность при зазоре в 3,0 см, отделяющем положение нижнего отражателя от полного смыкания его с нижней частью активной зоны, была оценена как 2,2 β.

Расследование пришло к заключению, что, хотя специалисты были очень опытными в работе с критическими сборками, именно их чрезмерная уверенность и торопливость привела к потере их жизней. Оба специалиста имели театральные билеты на тот вечер, когда произошла авария. Ответственный руководитель подготавливал процедуру вечерней сборки, пренебрегая основным правилом критической безопасности, которое гласит, что всякая неизвестная система критична. Расследование пришло к выводу, что «авария произошла в результате грубых нарушений правил техники безопасности и действующих инструкций, связанных с недостаточным контролем со стороны вышестоящего руководства и дозиметрической службы».

## 14. Испытательный полигон Абердин, шт. Мериленд, 6 сентября 1968 г.<sup>61</sup>

*Быстрый импульсный реактор с металлической уран-молибденовой активной зоной; одиночный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Армейская импульсная реакторная установка (APRFR) была построена в штате Мериленд в США для целей облучения. Это был еще один из серии реакторов, подобных критсборке «Годива». Конструкция реактора APRFR явилась дальнейшим развитием концепции реактора, построенного для исследований в области радиационной безопасности в Окриджской национальной лаборатории. Он предназначался для формирования мощных нейтронных потоков с высокими плотностями нейтронов.

Во время предварительных испытаний по программе оптимизации параметров реактора были изучены некоторые варианты небольшого изменения его конфигурации. Во время этих испытаний произошла неожиданно большая вспышка ( $6,09 \times 10^{17}$  делений). Она приблизительно в три раза превышала максимум, который реактор мог выдержать без повреждений. Внутри активной зоны температура дошла до  $1150^\circ\text{C}$ , т. е. до точки плавления топлива. Начальный период составил 9,1 микросекунды, реактивность, по оценкам, на 18 центов превышала уровень критичности на мгновенных нейтронах. Расчетная избыточная реактивность для этой вспышки должна была составлять 8,05 центов, что соответствует энерговыделению в пике, равному  $1,68 \times 10^{17}$  делений.

Последующий анализ аварии показал, что избыточная реактивность была результатом возникшей конфигурации реактора: стержень, с помощью которого инициировалась вспышка, вносит максимальную реактивность на пути движения до того, как он достигнет конечного положения. Никто не предполагал, что может возникнуть такое состояние. По-видимому, в предыдущих случаях стержень, инициирующий вспышки, успевал достичь конечной позиции до того, как появлялся инициирующий реакцию нейтрон. Если нет сильного внешнего источника нейтронов, время для развития всплеска мощности может быть долгим.

Были повреждены топливные компоненты реактора, некоторые части были деформированы, растрескались, вытянулись болты. Четыре центральных кольца сплавились друг с другом по внутренней поверхности и местами растрескались.

Не было измеряемых уровней радиоактивного загрязнения и аэрозольной активности за пределами здания. Переоблучения персонала также не было.

## 15. ВНИИЭФ, г. Саров (Арзамас-16), 17 июня 1997 г.<sup>50,62,63,64</sup>

*Стенд для исследования характеристик простых критических сборок (ФКБН-2М), активная зона (центральная часть сборки) из урана-235 (90%) с медным отражателем, сборка вручную; один человек погиб.*

Стенд ФКБН-2М предназначен для изучения ядерно-физических характеристик простых критическихборок. Стенд расположен в экспериментальном зале размером  $12 \times 10 \times 8$  м в отдельном здании реакторной площадки, удаленной от жилой зоны на  $\sim 7$  км. Схема расположения экспериментального оборудования приведена на рисунке 54.

Схема стенда приведена на рисунке 55. Исследуемые сборки (размножающие системы (РС)) разделяются на 2 части. Нижняя часть РС собирается на столе, который может перемещаться вверх и вниз в вертикальном направлении. Верхняя часть РС собирается на каретке, которая может перемещаться в горизонтальной плоскости и надвигаться в положение над столом с нижней частью РС. Процедура сборки представляет собой последовательное вложение одного в другой полусферических слоев различных материалов, как в кукле-матрешке. Для проведения разнообразных экспериментов имеются наборы полусфер из

различных делящихся (уран, плутоний) и инертных (сталь, медь, полиэтилен и т. д.) материалов стандартизованных размеров.

Сближение верхней и нижней частей РС (накат каретки и подъем стола) производится дистанционно из пультовой, расположенной за биологической защитой (~3 м железобетона). При превышении потока нейтронов утечки установленной величины выдается сигнал на аварийный сброс – стол с нижней частью РС падает в нижнее положение.



**Рисунок 54. Планировка здания установки ФКБН-2М.**

Авария произошла 17 июня 1997 г. в 10:40 во время ручной сборки РС в виде шара из высокообогащенного урана с медным отражателем, параметры которой предполагалось изучить. Сборка производилась в одиночку без оформления соответствующих документов (что являлось грубым нарушением инструкций). Работу выполнял опытный экспериментатор, который был уверен, что собирает уже проверенную ранее (в 1972 г.) РС. Размеры составных частей РС он взял из журнала измерений 1972 г., но допустил ошибку: для отражателя вместо размера  $D_{\text{внутр}}/D_{\text{внеш}} = 167/205$  мм он записал размер 167/265 мм. Используя ошибочные данные, экспериментатор собрал на столе стенда (рис. 56) нижнюю часть РС (нижний отражатель полностью, урановый шар полностью, в центре сборки – источник нейтронов мощностью  $\sim 10^5$  нейтрон/с) и при попытке установить первую верхнюю медную оболочку уронил ее на сборку. Это привело к СЦР, в результате чего произошел сброс стола в нижнее положение и сработала аварийная сигнализация.

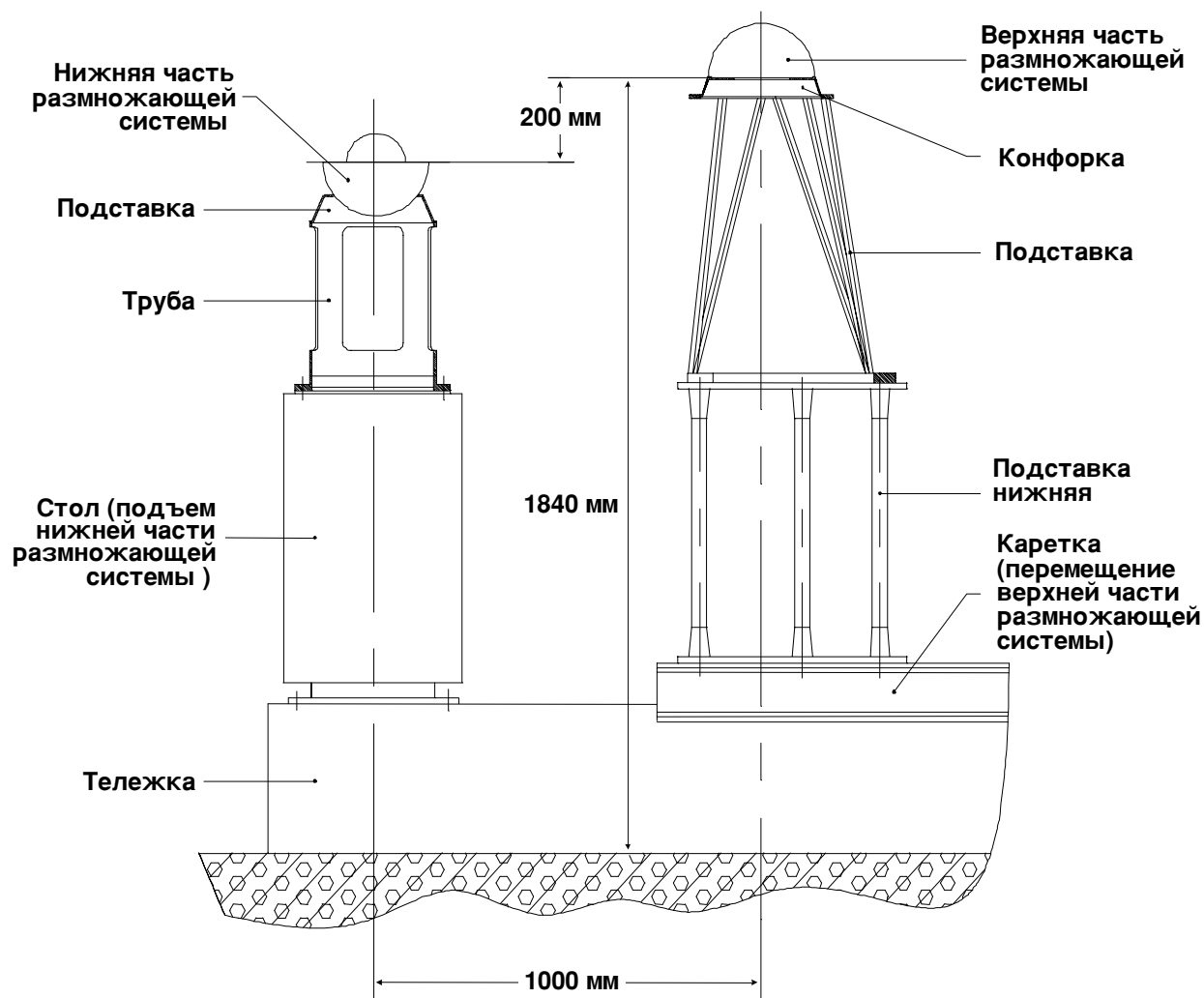


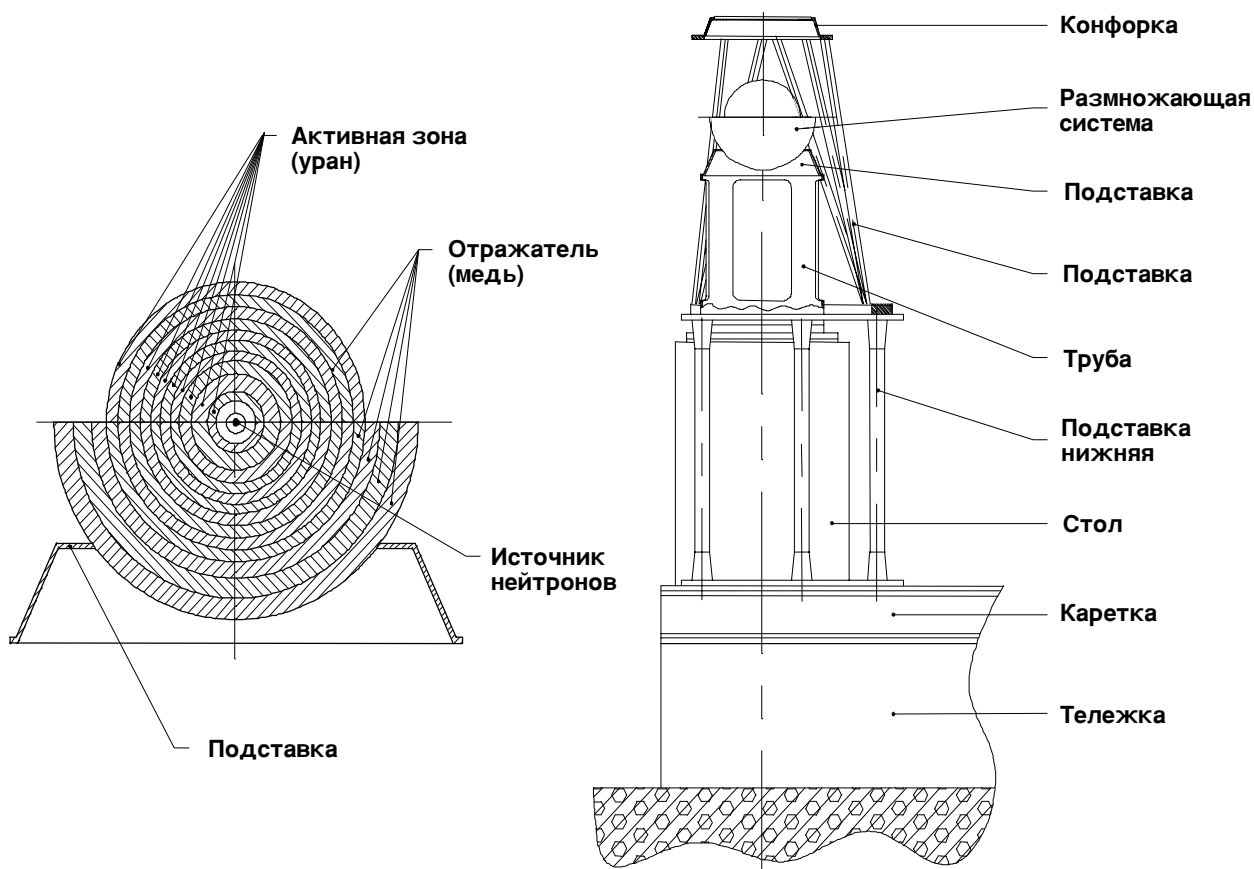
Рисунок 55. Схема стенда ФКБН-2М.

Увидев вспышку, экспериментатор немедленно покинул зал, закрыл защитную дверь и сообщил о факте аварии находившимся в пультовой инженеру и дежурному дозиметристу, а затем по телефону – начальнику лаборатории, а также продиктовал прибывшему в пультовую начальнику установки состав РС, который был зафиксирован в журнале измерений.

РС после импульса делений вышла на стационарную мощность.

Измерения плотности потока нейтронов от аварийной сборки (19.06.97) и проведенные компьютерные расчеты\* позволили восстановить параметры аварийной вспышки (рис. 57). Асимптотическая мощность сборки была получена равной 480 Вт, она соответствует инциденту, в котором величина введенной на начальном этапе избыточной реактивности равна  $7,45 \times 10^{-3}$ , то есть  $1,065 \beta_{эф}$ . В сборке после кратковременного всплеска мощности на мгновенных нейтронах с энерговыделением  $\sim 0,12$  МДж ( $4 \times 10^{15}$  делений) произошел импульс делений на запаздывающих нейтронах длительностью 3–5 мин с энерговыделением 5,7 МДж ( $2 \times 10^{17}$  делений). За этим импульсом последовали быстро затухающие осцилляции мощности с периодом  $\sim 40$  мин. Через несколько часов мощность сборки и температура активной зоны и отражателя вышли на асимптотические равновесные уровни. Максимальная температура урана достигала, по оценкам, 865 °С.

\* Соответствующие расчеты были выполнены В. Ф. Колесовым и В. Х. Хоружим.



**Рисунок 56. Схема аварийной сборки.**

Кроме экспериментатора, проводившего сборку РС, никто не пострадал. Радиационная обстановка в пультовой установке и на прилегающей к зданию территории оставалась нормальной.

Причиной аварии явилась ошибка экспериментатора в оценке степени критичности собираемой РС при проведении сборки вручную.

СЦР была прекращена около 00:48 ночи 24 июня 1997 г., когда с помощью вакуумного захвата основная часть РС была отделена от нижней оболочки медного отражателя и переставлена на подставку, установленную в зале (рис. 58). Все операции выполнялись дистанционно. Суммарное энерговыделение в РС составило  $\sim 10^{19}$  делений.

В последующем с РС были сняты еще две нижние оболочки отражателя, после чего РС была разделена на две части и упакована в контейнеры. После спада мощности  $\gamma$ -излучения до приемлемого уровня запланировано проведение разборки РС на отдельные слои и восстановление поврежденного защитного медно-никелевого покрытия деталей из ДМ.

Механизмы стенда и технологическое оборудование из-за аварии практически не пострадали. Радиоактивного загрязнения зала не произошло.

После аварии эксперименты на установке ФКБН-2М были прекращены для выполнения работ по ее реконструкции с целью повышения безопасности проводимых исследований.

Экспериментатор при аварии получил поглощенную дозу по нейтронам – 4500 рад, по гамма-квантам – 350 рад. Он был в тот же день доставлен в Москву в специализированную клинику, где скончался в ночь с 19 на 20 июня 1997 года.

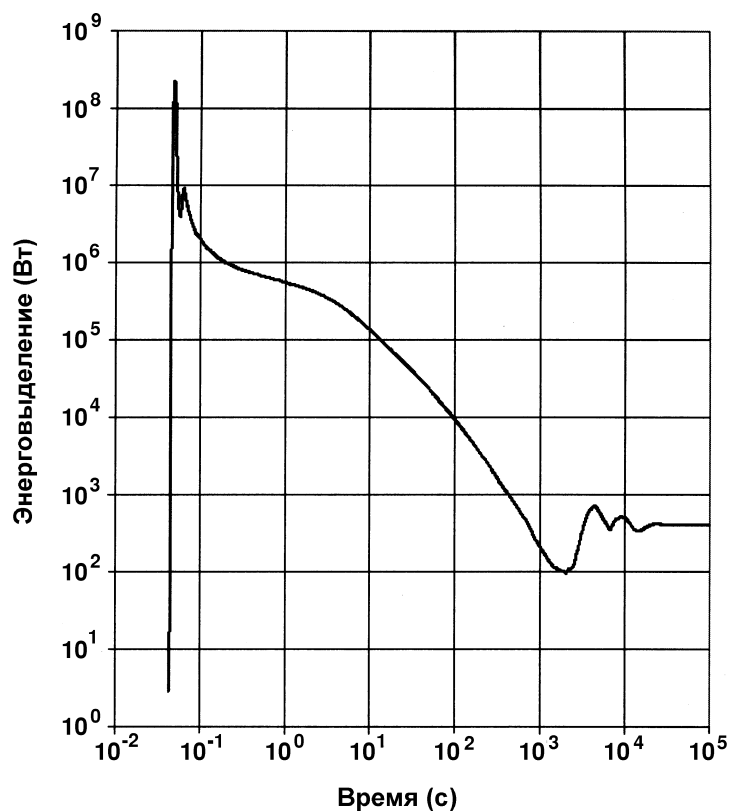


Рисунок 57. Зависимость мощности аварийной сборки от времени. (Соответствующие расчеты были выполнены В. Ф. Колесовым и В. Х. Хоружим.)

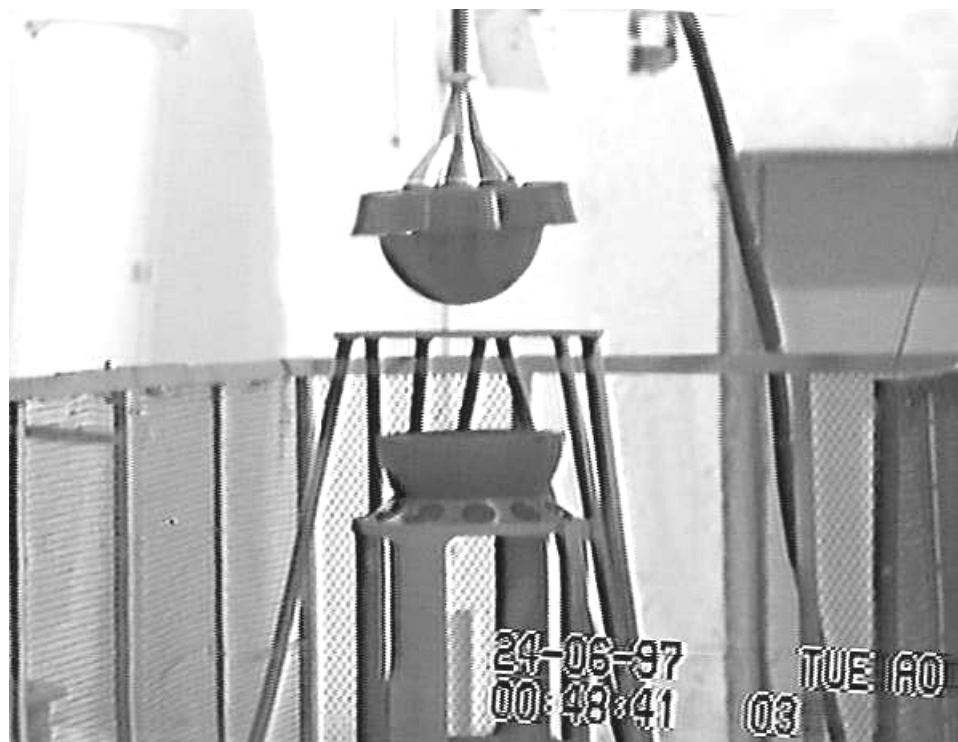


Рисунок 58. Отделение основной части РС от нижней оболочки медного отражателя.

## С. Системы с металлическим или оксидным топливом с замедлителем

### 1. Лос-Аламос, шт. Нью-Мексико, 6 июня 1945 г. <sup>38,42</sup>

*Псевдосфера из кубических урановых элементов, водяной отражатель; единичный всплеск мощности; 3 человека получили значительные дозы облучения.*

Данный эксперимент проводился в то время, когда еще не были разработаны системы дистанционного управления. Цель эксперимента состояла в определении критической массы обогащенного металлического урана, окруженного водородсодержащим материалом. Масса урана составляла 35,4 кг при среднем обогащении, равном 79,2%. Она была собрана в виде псевдосферы из кубических элементов со стороной, равной половине дюйма (1,27 см), и из блоков размером  $0,5 \times 0,5 \times 1$  дюйм ( $1,27 \times 1,27 \times 2,54$  см). Активная зона помещалась в полиэтиленовом боксе кубической формы со стороной 6 дюймов (15,24 см). Пустоты заполнялись полиэтиленовыми блоками. Вся сборка помещалась в большом баке, частично заполненном водой.

Перед тем как полиэтиленовый бокс был полностью покрыт водой, сборка неожиданно пришла в критическое состояние. Ситуацию усугубило отсутствие системы для быстрой остановки реактора, а также то, что впускные и выпускные задвижки находились на расстоянии 15 футов (4,57 м) друг от друга. Прежде чем система спустя 5-10 секунд перешла в безопасное подкритическое состояние, произошло от 3 до  $4 \times 10^{16}$  делений, причем выделилось достаточно энергии для того, чтобы средняя температура металла повысилась более чем на 200 °С. Последующее обследование полиэтиленового бокса показало, что он пропускал воду. Возможно, что при этом вода медленно проникала в урановую сборку, по мере того как поднимался уровень воды в боксе. Дополнительное замедление нейтронов послужило причиной развития надкритического режима, который был погашен в результате начавшегося кипения воды в боксе непосредственно вблизи кладки из металлических кубических элементов.

Расчеты позволили получить некоторое представление об этой аварии. При этом рассматривалась конфигурация, состоявшая из вложенных друг в друга урановых сфер с обогащением 79,2% толщиной 8 мм и общей массой 35,4 кг, зазор между которыми составлял 0,5 или 1 мм. При добавлении воды в зазоры увеличение коэффициента размножения для зазора, равного 1 мм, составило 0,04, а для случая 0,5-миллиметрового зазора  $\Delta k$  составило 0,02. Эти результаты относятся к сборке с полным водяным отражателем при расчетных значениях  $k_{eff}$ , равных 1,024 и 1,018, соответственно. Вклад водяного отражателя в величину  $k$  оказался равным 0,21. Расчетная геометрия лишь приблизительно описывает реальную сборку, однако вряд ли необходимо ее уточнять. Очевидно, что кладка из урановых кубических элементов была нерегулярной, поэтому невозможно точно определить объем, который могла заполнить вода.

Имеющиеся знания о характеристиках всплесков мощности, которые происходят в больших массах делящегося материала, находящегося в воде, можно определить, в лучшем случае, как недостаточно хорошие. Расчеты, сделанные Хансеном, показывают, что в сфере из металлического урана радиусом 6,85 см, погруженной в воду, 15% делений происходит во внешнем слое толщиной 0,5 мм, и плотность делений в этой области в шесть раз превышает плотность делений в центре. Пик в  $3 \times 10^{15}$  делений дает увеличение температуры на поверхности на 130 °С, при этом температура в центре практически не повышается (прирост температуры в центре составляет всего 19 °С). Вероятно, первый пик имел примерно такой порядок величины, и большая часть делений произошла, когда средняя мощность уже существенно понизилась.

В результате этой аварии три человека получили дозы облучения, равные соответственно 66, 66 и 7,4 фэр (см. Приложение А). Радиоактивного загрязнения не было, и через 3 дня материал активной зоны использовался вновь.

## **2. Лаборатория Чок-Ривер, конец 40-х – начало 50-х годов.** <sup>65,66</sup>

***Критическая сборка ZEEP; единственный всплеск мощности; три человека получили значительные дозы облучения.***

Критсборка ZEEP состояла из стержней металлического урана в алюминиевой оболочке, находящихся в замедлителе из тяжелой воды. Цилиндрический корпус сборки, изготовленный из алюминия, по бокам и снизу имел графитовый отражатель; он также был окружен с боков биологической защитой в виде контейнеров с водой толщиной 3 фута (91,5 см). Сверху защиты не было. Реактивность регулировалась путем изменения уровня тяжелой воды, которая подавалась из бака электрическим насосом. Из соображений безопасности насос управлялся таймером, который отключал насос каждые 10 секунд, и его требовалось заново включать нажатием кнопки.

В качестве стержней СУЗ использовались покрытые кадмием пластины, которые были подвешены на тросах в пространстве между активной зоной и графитовым отражателем. Система управления и защиты была настроена на срабатывание при достижении уровня мощности около 3 ватт.

Во время аварии двое физиков работали на верху реактора, вставляя фольгу в каналы. Техник, который осуществлял подъем уровня воды в реакторе, управляя насосом, по инструкции должен был прекратить операцию по достижении заранее определенного уровня подкритичности с большим запасом по времени работы насоса.

Один из физиков попросил техника поднять инструмент на верх сборки. Чтобы не терять времени и напрямую нарушая правила, техник прижал контрольную кнопку насоса деревянной щепкой, чтобы таймер не останавливал насос. Затем он отправился на верх сборки и там присоединился к работе; уровень тяжелой воды в это время продолжал подниматься.

Реактор достиг критичности, и, как было предусмотрено конструкцией, сработала система аварийной остановки. Насос был автоматически остановлен системой блокировки, являвшейся частью системы аварийной остановки реактора. Под воздействием проникающего излучения произошла остановка реактора NRX, расположенного в соседнем здании. Последующие проверки обнаружили, что уровень мощности реактора ZEEP мог в десять раз превысить уставку для срабатывания системы аварийной остановки реактора.

Три человека, работавшие в верхней части реактора, получили дозы облучения, превысившие предельно допустимую дозу за квартал, а может быть, и предельную годовую дозу.

## **3. Аргоннская национальная лаборатория, 2 июня 1952 г.** <sup>38,67</sup>

***Двуокись урана в полистироле, водяной замедлитель; единственный всплеск мощности; 4 человека получили значительные дозы облучения.***

Данная авария произошла в активной зоне реактора с легководным замедлителем, где 6,8 кг оксида урана были внедрены в полоски из полистирола. Десять процентов частиц оксида имели диаметр в пределах 10 микрон, остальные – 40 микрон. Семь пластиковых полос, соединенных с шестью циркониевыми полосами (0,91 × 0,110 × 43 дюймов, или 2,31 × 0,28 × 109 см), составляли один стандартный топливный элемент. Активная зона имела форму неправильного цилиндра и содержала 324 топливных элемента. Объемные доли циркония, пластиковых полос с топливом и воды составляли соответственно 60%, 7,71% и 32,2%.



Эксперимент, во время которого произошла авария, заключался в сравнении реактивностей центральных регулирующих стержней разной конструкции. Система перешла в надкритическое состояние на мгновенных нейтронах после того, как была сделана попытка (в нарушение правил эксплуатации) заменить центральный регулирующий стержень, когда в активной зоне было нормальное количество воды. Периферийные стержни-поглотители были на месте, но их оказалось недостаточно, чтобы предотвратить развитие аварии.

Механизм, с помощью которого был погашен всплеск энерговыделения, достигавшего  $1,22 \times 10^{17}$  делений, заключался в почти равномерном тепловом расширении пластика при разогреве частиц размером 10 микрон, а вблизи частиц размером 40 микрон происходило образование пузырей. Этот процесс вытеснил почти всю воду из активной зоны, и СЦР полностью завершилась через 0,6 секунды после того, как оператор начал извлекать регулирующий стержень. Максимальная величина обратного периода составила почти  $100 \text{ с}^{-1}$ , максимальная мощность –  $1,7 \times 10^8$  ватт, полуширина пика мощности – 18,5 миллисекунд.

В результате этого всплеска мощности топливные элементы активной зоны были разрушены, однако при этом не было значительных потерь делящегося материала. Уровень радиации в реакторном зале в течение одних суток превышал допустимый предел. Через 5 дней были удалены элементы активной зоны, была проведена однократная дезактивация с применением стирального порошка и теплой воды. Четыре человека получили дозы облучения, равные 136, 127, 60 и 9 фэр (см. Приложение А).

#### **4. Лаборатория Чок-Ривер, компания «Атомик Энерджи оф Канада Лимитед», 12 декабря 1952 г.** <sup>65,66,68,69</sup>

*Реактор NRX, стержни из природного урана, тяжеловодный замедлитель, графитовый отражатель; многократные всплески мощности; незначительные дозы облучения.*

Реактор NRX представлял собой систему, работающую на природном уране с тяжеловодным замедлителем, в которой урановые стержни охлаждались тонким слоем легкой воды, прокачиваемой в промежутке между алюминиевой оболочкой топливного стержня и немного большим по размеру концентрическим алюминиевым наружным цилиндрическим каналом. Тяжеловодный замедлитель в достаточной степени снижал энергию нейтронов, так что имело место поглощение нейтронов легководным теплоносителем.

В результате очень сложной последовательности ошибок оператора, а также электрических и механических сбоев в системе аварийной остановки, реактор вышел в надкритический режим с избыточной реактивностью примерно 60 центов. Сначала мощность росла очень быстро, но из-за медленного движения регулирующего стержня появились признаки стабилизации мощности реактора на уровне приблизительно 20 МВт. В обычных условиях такой уровень мощности являлся повышенным, но терпимым, и ситуация была бы под контролем, если бы проходившие эксперименты не потребовали обеспечения режима пониженного теплосъема с помощью легководного теплоносителя в нескольких каналах. На уровне мощности около 17 МВт теплоноситель начал закипать в тех каналах, где был пониженный расход теплоносителя. Этот автокаталитический процесс (легкая вода являлась поглотителем) привел к повышению реактивности примерно на 20 центов, и за интервал времени от 10 до 15 секунд мощность опять возросла. Когда мощность достигла 60-90 МВт, тяжеловодный замедлитель был слит, и реактор был заглушен.

Превышение мощности реактора над уровнем 1 МВт длилось не более 70 с, общий выход энергии, по оценкам, составил 4000 МДж, что соответствует примерно  $1,2 \times 10^{20}$  делений. Активная зона и каландр (опорная конструкция для топливных элементов) были повреждены так, что последующий ремонт был невозможен. Долгоживущие продукты деления с радиоактивностью около  $10^4$  Ки вместе с массой охлаждающей воды ( $10^6$  галлонов, или  $3,78 \times 10^6$  л) вылились в подвальное помещение. Персонал, по-видимому, получил небольшие дозы; чуть больше чем через год реактор был полностью восстановлен.

## 5. Национальная станция испытания ядерных реакторов, Айдахо, 22 июля 1954 г. <sup>38,70,71,72,73</sup>

*Реактор «БОРАКС»; топливо в виде сплава алюминия и урана; водный замедлитель; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Национальная станция испытания ядерных реакторов располагалась неподалеку от Айдахо-Фоллз в штате Айдахо (США). Этот всплеск мощности может считаться аварией только в том смысле, что уровень мощности превысил ожидаемый. Реактор БОРАКС-I создавался специально для проведения программы испытаний. Исследования стационарных и переходных режимов считались законченными, и было принято решение перед окончательной разборкой реактора провести проверку короткого разгона для того, чтобы получить в максимальном объеме экспериментальную информацию. Выбрали такое значение избыточной реактивности, чтобы в результате увеличения энерговыхода вызвать расплавление 4% топливных пластин.

Реактор «БОРАКС-I» состоял из 28 топливных элементов типа MTR с легководным замедлителем. Каждый элемент содержал 18 топливных пластин размером 2,845 × 0,060 × 24,6 дюймов (7,226 × 0,152 × 62,48 см), изготовленных из сплава урана и алюминия в алюминиевой оболочке толщиной 0,020 дюйма (0,05 см). Общая масса загружаемого урана составляла 4,16 кг. Активная зона целиком помещалась внутри бака диаметром 4 фута (1,22 м) и высотой 13 футов (4 м), наполовину погруженного в шахту.

В результате выполненных ранее контролируемых разгонов мощности на мгновенных нейтронах была сделана оценка, в соответствии с которой увеличение  $k$  на 4% приводило к переходному процессу с периодом от 2,0 до 2,5 миллисекунд с выделением энергии при всплеске мощности, равной 80 МДж. Для проведения такого эксперимента потребовалась повышенная загрузка топливом и более эффективный центральный регулирующий стержень.

Всплеск мощности и связанный с ним паровой взрыв с последующим быстрым выбросом регулирующего стержня полностью разрушили активную зону реактора и разорвали реакторный бак (рис. 59). Произошло обширное расплавление топливных пластин, при этом некоторые элементы остались в баке, а мелкие детали были обнаружены на расстоянии до 200 футов (60 м) от него.

О силе взрыва говорит то, что механизм управления регулирующим стержнем оказался вырванным и выброшенным в сторону. Механизм весом 2200 фунтов (1 т) был установлен на опорной плите на высоте 8 футов (2,44 м) над поверхностью реакторного бака. За исключением этой опорной плиты площадью 4 квадратных фута (0,37 м<sup>2</sup>), выступающая поверхность 10-футового (3 м) бака была ничем не прикрыта. Взрывная волна плюс динамический удар воды и осколков об опорную плиту оторвали плиту от ее крепления и, как показала ускоренная съемка, подбросили механизм в воздух примерно на 30 футов (9 м).

Всего выделилось 135 МДж энергии вместо предполагаемых 80 МДж, или, при величине удельного энерговыделения, равной 180 МэВ на деление,  $4,68 \times 10^{18}$  делений. Эта энергия эквивалентна 70 фунтам (31,8 кг) тротила, однако в соответствии со сделанными оценками сопоставимый ущерб мог быть нанесен при взрыве тротила массой от 6 до 17 фунтов (от 2,7 до 7,7 кг). Минимальная длительность всплеска мощности равнялась 2,6 миллисекундам, максимальная мощность составила  $1,9 \times 10^{10}$  ватт. Ясно, что всплеск реактивности закончился до того, как система была разрушена паровым взрывом.

В результате данного всплеска мощности реактор был разрушен, но так как он находился на удаленной площадке, других разрушений не было. Никто из персонала не облучился.

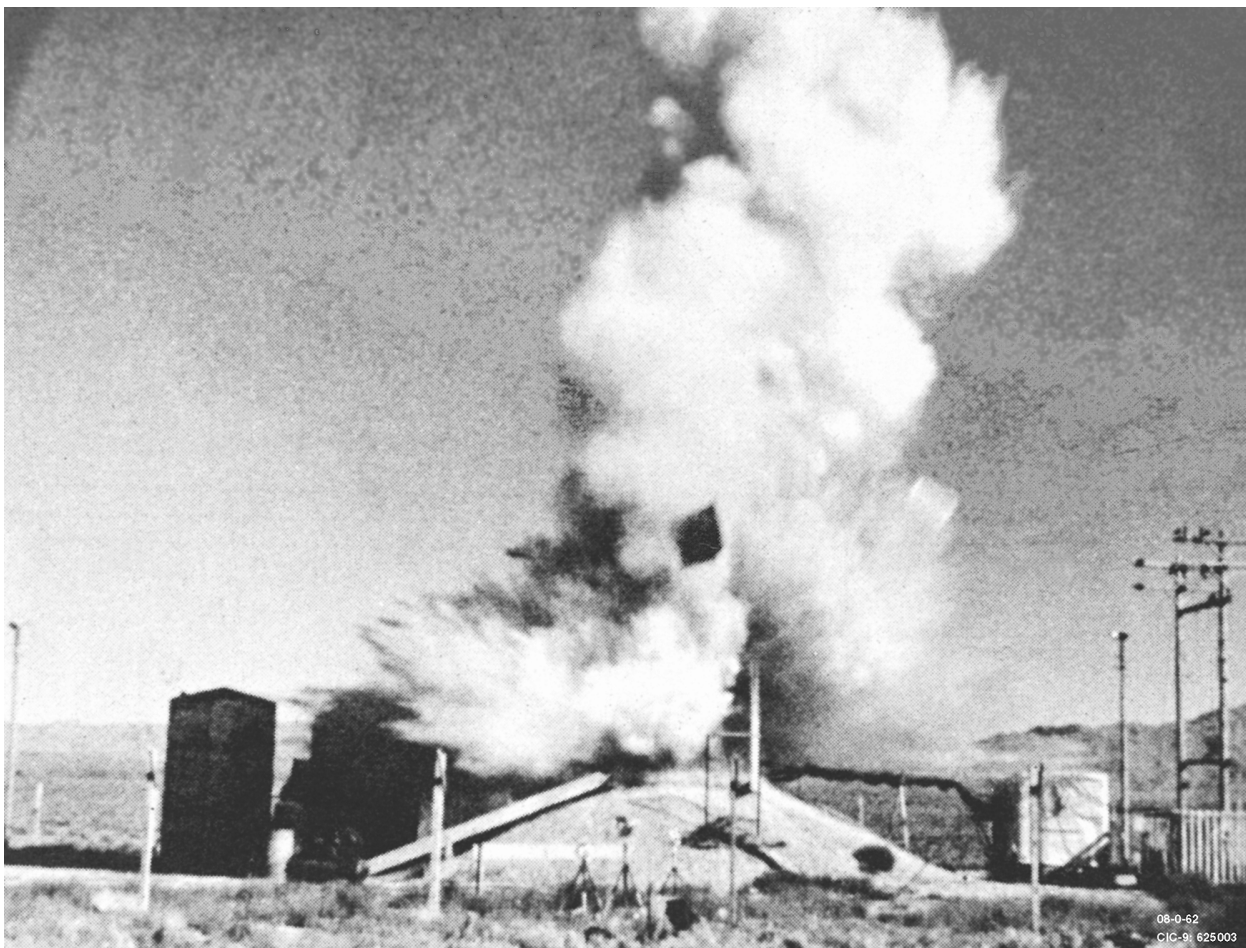


Рисунок 59. Взрыв, разрушивший реактор «БОРАКС-I» 22 июля 1954 г.

## 6. Институт Бориса Кидрича, Югославия, 15 октября 1958 г.\* 74,75

*Сборка из природного урана с тяжеловодным замедлителем без отражателя, без защиты; один человек погиб, пятеро получили высокие дозы облучения.*

Критическая сборка располагалась в Институте Бориса Кидрича в Винке, Югославия. Авария произошла в сборке без отражателя с тяжеловодным замедлителем, собранной из топливных стержней из природного урана. Стержни в алюминиевой оболочке имели диаметр 2,5 см и длину 2,1 м, масса загружаемого в активную зону урана составляла 3,995 кг, объем активной зоны равнялся 6,36 м<sup>3</sup>. Имелось два кадмиевых стержня СУЗ, которые не управлялись по электрическим цепям, включающим датчики нейтронов. В нормальных условиях реактивность системы регулировалась уровнем жидкости (уровень, соответствующий достижению критичности, составлял 1,78 м).

Авария случилась во время подкритического эксперимента по измерению скорости счета облученных фольг. Чтобы добиться максимальной активации фольги, было желательно поднять умножение до соответствующего уровня, тем не менее оставшегося подкритическим.

---

\* Мы обязаны д-ру Т. Дж. Томпсону за то, что он первым изложил правильную последовательность событий. Некоторые детали этой аварии дословно приводятся из проведенного им обсуждения.

Это было достигнуто; в результате камеры ( $\text{BF}_3$ ) работали как обычно, т. е. отследили возросший уровень потока, а третья камера вела себя неустойчиво и была отключена.

Система оставалась на этом уровне  $\text{D}_2\text{O}$  в течение 5-8 минут, после чего один из экспериментаторов почувствовал запах озона и понял, что система перешла в надкритическое состояние с неизвестным уровнем мощности. Цепную реакцию остановили с помощью кадмиевых стержней СУЗ.

Последующее расследование показало, что обе камеры, про которые думали, что они работают исправно, достигли насыщения и после этого показывали достигнутую постоянную максимальную величину сигнала, в то время как уровень мощности продолжал возрастать.

Персонал получил высокие дозы облучения, составившие, в соответствии со сделанными оценками, 205, 320, 410, 422 и 433 бэр<sup>76</sup>. Из шестерых облучившихся один умер, а остальные пятеро выздоровели после тяжелой лучевой болезни. Критическая сборка выдержала энерговыделение 80 МДж ( $2,6 \times 10^{18}$  делений); о механическом разрушении не сообщалось.

## **7. Центр ядерных исследований в Сакле, Франция, 15 марта 1960 г.**<sup>26,27</sup>

*Критсборка со стержнями из  $\text{UO}_2$  (1,5%); замедлитель и отражатель – легкая вода; единственный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Критическая сборка “Ализ” представляла собой систему с водяным отражателем и водяным замедлителем, в которой в качестве топлива использовался  $\text{UO}_2$  с обогащением урана, составлявшим 1,5%. Стержни имели длину 1 метр и диаметр 1 см, общая масса  $\text{UO}_2$  равнялась 2,2 тоннам.

Для эксперимента, во время которого произошла авария, требовалось достичь стабильный положительный период реактора на очень низком уровне мощности. Экспериментально была найдена критическая конфигурация стержней, и было вычислено положение стержней, соответствующее нужному периоду. Подождя, пока спадут запаздывающие нейтроны, стержни подняли в заданное положение. Однако вслед за этим оператор по неизвестной причине полностью извлек стержень, который до этого был извлечен не полностью. Из-за этого в системе установился период, составлявший 0,25 с.

Последовавший за этим всплеск мощности дал  $3 \times 10^{18}$  делений, однако максимальные температуры в двуокиси урана не превышали 550 °С. Активная зона не пострадала, облучение персонала было незначительным.

Было установлено, что гашение реакции произошло в результате эффекта Доплера на  $^{238}\text{U}$ . Этот вывод подтвердили эксперименты на сборке «Сперт» с аналогичной активной зоной, в которой уран был обогащен до 4% (часть II, раздел С, авария 9).

## **8. Национальная станция испытания ядерных реакторов, шт. Айдахо, 3 января 1961 г.**<sup>77</sup>

*Реактор SL-1, уран-алюминиевое топливо, водяной замедлитель; единственный всплеск мощности; три человека погибли.*

Реактор SL-1 (сначала назывался Аргоннский реактор низкой мощности) был кипящим водо-водяным реактором прямого цикла тепловой мощностью (брутто) 3 МВт, с топливными элементами в виде пластин из обогащенного урана в алюминиевой оболочке. Реактор был спроектирован на время кампании без перегрузок топлива длительностью 3 года, поэтому в активную зону загружался избыток топлива. Для компенсации избыточного топлива к некоторым элементам активной зоны был добавлен выгорающий поглотитель ( $^{10}\text{B}$ ) в виде сплава алюминия, бора и никеля. Так как пластины из бора могли прогибаться (и, очевидно, также корродировали, что приводило к росту реактивности), в ноябре 1960 года некоторые из

них заменили на кадмиевые полоски, запаянные между тонкими алюминиевыми пластинами. При этом была определена величина уставки для срабатывания системы аварийной остановки реактора, равная 3% (около  $4\beta$ ), при том, что исходное значение составляло 3,5-4%. Регулирующие стержни крестообразной формы имели тенденцию прилипать. Они состояли из больших кадмиевых листов, проложенных между алюминиевыми пластинами. Ядерная авария произошла, скорее всего, не в результате плохого состояния активной зоны.

После того, как реактор SL-1 проработал около двух лет, он был остановлен для проведения плановых ремонтных работ, а 4 января его предполагалось снова запустить. Группе из трех человек, дежурившей в ночь на 3 января, было поручено заново собрать приводы регулирующих стержней и подготовить реактор к пуску. По-видимому, они этим и занимались, когда произошел всплеск мощности.

Самая надежная из имеющейся информации (косвенная, но достаточно убедительная) говорит о том, что центральный стержень был извлечен оператором вручную с максимальной скоростью. Такое быстрое увеличение реактивности перевело реактор в режим с периодом, равным 4 миллисекундам. Мощность продолжала расти до тех пор, пока тепловое расширение и формирование парообразований не погасили всплеск мощности. Мощность в пике была  $2 \times 10^4$  МВт, общее энерговыделение составило  $133 \pm 10$  МДж.

Последовавший паровой взрыв разрушил реактор и мгновенно убил двух операторов. Третий скончался через два часа от травмы головы. Реакторное здание и особенно реакторный зал были сильно загрязнены охлаждающей водой, содержавшей продукты деления. Проведению обследования в начальный период после аварии мешал высокий уровень радиации (от 500 до 1000 Р/ч) в реакторном зале. Несмотря на большой выброс радиоактивности из активной зоны, очень малая ее часть вышла за пределы здания, которое не было герметичным.

Во многих отношениях эта авария со всплеском мощности в реакторе напоминает аварию реактора «БОРАКС» и разрушающие эксперименты на критсборке «Сперт». Каждая из этих аварий, особенно эксперименты на сборке «Сперт» (часть II, раздел С, авария 9), должна была закончиться именно такими всплесками мощности. У. Найер<sup>78</sup> отмечает, что основным фактором является плотность энерговыделения в активной зоне. У реактора SL-1 этот показатель был больше других, но не намного больше (на 12%), чем у реактора БОРАКС, и на 60% больше, чем у сборки «Сперт». Установившийся период у реактора SL-1 был немного ниже. В результате развития всех трех аварий паровой взрыв вызвал серьезные разрушения реакторов, особенно реакторов БОРАКС и SL-1. Активная зона SL-1 находилась внутри корпуса, и практически вся вода была, очевидно, мгновенно выброшена вверх единой массой. Энергия, приобретенная водой, оказалась так велика, что весь корпус реактора был подброшен на 9 футов (2,75 м), после чего он упал на место.

В экспериментах на сборке «Сперт» паровые взрывы следовали за пиками мощности с интервалом 15 миллисекунд. Неизвестно, наблюдалось ли такое запаздывание в случае реактора SL-1.

## **9. Национальная станция испытания ядерных реакторов, шт. Айдахо, 5 ноября 1962 г.<sup>79</sup>**

*Сборка из топливных элементов «Сперт»; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Сборка «Сперт» представляла собой маленькую испытательную установку, предназначенную для изучения переходных режимов в водо-водяных реакторах с топливными элементами в виде пластин. Топливо было изготовлено в виде пластин из сплава высокообогащенного урана с алюминием с оболочкой из того же материала. Из предыдущих испытаний были получены данные о переходных режимах с начальным периодом, превышающим 8 миллисекунд. Эти эксперименты носили неразрушающий характер и вызывали лишь небольшую деформацию топливных пластин. Кроме того, имелись данные о разрушении

реактора, которые были получены после испытаний, проводившихся в 1954 году на реакторе «БОРАКС-I», в результате которых произошел взрыв, разрушивший реактор. Цель экспериментов на сборке «Сперт» состояла в том, чтобы исследовать переход от условий разгона реактора без его разрушения к всплескам мощности, разрушающим реактор.

После завершения обширной экспериментальной программы были выполнены два испытания с периодами, составлявшими 5,0 и 4,6 миллисекунды. Их результатом стали деформация пластин и ограниченное плавление топлива. Поведение реактора в переходных режимах явилось логической экстраполяцией результатов более ранних экспериментов с более длительными периодами. Ничто не указывало на то, что нельзя экстраполировать эти результаты дальше.

В последнем испытании с периодом 3,2 миллисекунды (выход энергии 30,7 МДж) все 270 пластин до определенной степени расплавились, в среднем оплавление составило 35%. С точки зрения ядерной физики это испытание прошло очень близко к тому, что предсказывалось. Было видно, что ядерные аспекты процесса гашения всплеска мощности в реакторе практически совпадали с тем, что наблюдалось в предыдущих переходных состояниях, и включали в себя тепловое расширение топлива и замедлителя, а также кипение воды. Однако примерно через 15 миллисекунд после окончания переходного процесса сильный гидравлический удар полностью разрушил активную зону. Это приписывается паровому взрыву, произошедшему в результате быстрого переноса тепла от расплавленного топлива к воде. Топливо, вода и элементы активной зоны были с силой выброшены из корпуса, в котором проводился эксперимент.

В ходе эксперимента использовались приборы для измерения активности любых выделяющихся продуктов деления, хотя и не предполагался такой мощный всплеск мощности. Измерения показали, что имела место утечка в атмосферу 7% благородных газов, выделившихся во время разгона. Еще до начала испытания были сняты крыша и часть стен реакторного здания, так что оно обеспечивало лишь ограниченную локализацию. В атмосфере не было обнаружено присутствие твердых продуктов деления и радиоактивного йода.

Основываясь на чувствительности измерительных приборов и отсутствии признаков загрязнения радиоактивным йодом, установили, что менее 0,01% всех образовавшихся радиоизотопов йода попало в атмосферу.

## 10. Мол, Бельгия, 30 декабря 1965 г.<sup>26,27</sup>

*Критическая сборка «ВЕНУС», твэлы из  $UO_2$  с обогащением 7% в  $H_2O-D_2O$ ; единичный всплеск мощности; один человек получил значительную дозу облучения.*

Сборка «ВЕНУС» являлась критической сборкой корпусного типа с водяным замедлителем, которая использовалась в экспериментах наряду с реактором «Вулкан». Это был реактор с плавающим спектром нейтронов, потому что исходный замедлитель  $D_2O$  можно было разбавлять  $H_2O$  для смягчения спектра и поддержания реактивности по мере выгорания делящегося материала. Во время проводившихся на критсборке экспериментов замедлитель и отражатель состояли из 70%  $H_2O$  и 30%  $D_2O$ . Отражатель был на 0,3 м выше активной зоны. Размер активной зоны по высоте и диаметру составлял около 1,6 м. Топливом служил  $UO_2$  в виде таблеток, собранных в твэлы. Общая масса  $UO_2$  составляла  $1,2 \times 10^3$  кг, обогащение по урану-235 равнялось 7%.

Основным способом регулирования реактивности было перемещение поглощающих стержней (восемь стержней САОР и два регулирующих стержня). Дополнительно имелось восемь поглощающих стержней, предназначенных для ввода в активную зону вручную.

Непосредственно перед аварией в активную зону были опущены все стержни системы аварийной остановки реактора, один регулирующий стержень и семь стержней ручного управления. Еще один регулирующий стержень находился в процессе погружения, реактор

находился в подкритическом состоянии, соответствующем весу одного стержня САОР и одного регулирующего стержня.

Для проведения эксперимента с новой конфигурацией стержней оператор реактора решил понизить реактивность путем погружения в активную зону последнего стержня ручного управления после того, как завершится введение в активную зону второго регулирующего стержня. При этом реактор должен был находиться в подкритическом состоянии, соответствующем весу одного стержня САОР, двух регулирующих стержней и одного стержня ручного управления. Тогда можно было извлечь из активной зоны другой стержень ручного управления, расположенный около стержня, вставленного последним, а затем перевести сборку в состояние критичности путем извлечения двух стержней САОР.

Такая программа предполагала, что оператор будет вводить один стержень и вынимать другой. Оператор пренебрег инструкцией, согласно которой запрещалось проводить какие-либо манипуляции стержнем ручного управления без предварительного удаления воды из корпуса реактора. Он дал технику письменное указание ввести один стержень ручного управления, а затем извлечь другой. Техник не дождался, когда движущийся регулирующий стержень достигнет конечного нижнего положения, и провел операцию в неправильном порядке. Вместо того, чтобы сначала ввести один стержень, а после этого извлекать второй, он сразу же извлек первый стержень.

Во время подъема стержня ручного управления сборка пришла в критическое состояние. Левая ступня техника выступала над краем бака, опираясь на решетку в 5 см над отражателем, правая нога была слегка отставлена назад и частично экранирована. Он заметил свечение на дне реактора, тут же бросил регулирующий стержень и покинул помещение.

Выделилась энергия, равная 13 МДж ( $4,3 \times 10^{17}$  делений). По-видимому, всплеск мощности был остановлен падающим стержнем ручного управления, хотя возможно, что аварийная остановка была ускорена комбинацией эффекта Доплера и опорожнением корпуса, которое произошло при автоматическом срабатывании системы аварийной остановки реактора. Точной информации об этом нет.

Образование пара не наблюдалось, топливо не было повреждено, радиоактивного загрязнения не было. Техник получил очень большую дозу, в основном, из-за гамма облучения. Грубая оценка, сделанная через восемь дней после облучения по результатам 300 измерений, выполненных на фантоме человека, показала, что дозы облучения составляли 300-400 бэр для головы, 500 бэр для груди и 1750 бэр для левой лодыжки. На ступне доза облучения достигала 4000 бэр. Лечение пациента было успешным, но левую ступню пришлось ампутировать.

## **11. Российский научный центр "Курчатовский институт", г. Москва, 15 февраля 1971 г.<sup>80</sup>**

*Твэл из двуокиси урана, U(20%), в сборке с отражателем из железа и бериллия; несколько всплесков мощности; два случая тяжелой степени облучения.*

На стенде проводились исследования относительной эффективности железо-водного отражателя нейтронов и отражателя из металлического бериллия для активной зоны энергетического реактора. Активная зона размерами  $H = 1200$  мм и  $D = 1000$  мм набиралась из 349 кассет с тепловыделяющими элементами стержневого типа. Компенсация оперативного запаса реактивности осуществлялась компенсирующей решеткой из стержней с карбидом бора, охватывающей центральную часть активной зоны. Три периферийных ряда кассет не охватывались решеткой. Компенсация реактивности на выгорание урана осуществлялась выгорающим поглотителем.

На первом этапе экспериментов изучалась активная зона с невыравненным по радиусу зоны распределением потока нейтронов. Измерения показали, что активная зона, полностью залитая водой при погруженной компенсирующей решетке, глубоко подкритична (~10%), а изменение реактивности при замене железо-водного отражателя на бериллиевый невелико (+0,8%).

На втором этапе предполагалось исследовать активную зону с выравненным по радиусу распределением потока нейтронов. В центральную часть активной зоны, перекрываемую компенсирующей решеткой, помещалось 147 кассет с наибольшим содержанием выгорающего поглотителя нейтронов. Далее шли два ряда кассет (118 шт.) с уменьшенным содержанием поглотителя. Периферийный ряд кассет (84 шт.) не содержал поглотителя нейтронов.

Второй этап экспериментов должен был начаться с применением бериллиевого отражателя, поскольку на нем закончилась первая серия опытов.

Расчеты критичности новой композиции активной зоны были сделаны только для варианта с применением железо-водного отражателя, а на основании результатов сравнения эффективности бериллиевого и железо-водного отражателей для первой композиции руководитель работы Д. А. Мастин считал, что замена стали на бериллий не даст существенного увеличения оперативного запаса реактивности.

Новая композиция активной зоны была собрана в сухом баке критстенда и оставлена на ночь. На следующий день утром Д. А. Мастин пришел в помещение стенда (рис. 60) и, не дожидаясь прихода оператора пульта управления и контролирующего физика, считая, что система глубоко подкритична, включил насос подачи воды в бак критсборки. Контрольно-измерительная аппаратура была включена, но нейтронный источник не был помещен в критсборку, и стержни аварийной защиты не были взведены.

Д. А. Мастин вместе с подошедшим стажером стояли у бака критсборки, обсуждая предстоящий эксперимент. Внезапно они увидели голубое свечение, отраженное от потолка зала, и услышали лавинообразное нарастание частоты звукового индикатора потока нейтронов (щелкуна). Подумав, что что-то произошло на соседнем стенде, на котором также производились подготовительные работы, они выбежали из зала критстендов. Другие сотрудники, находившиеся в зале, также покинули зал. О случившемся доложили начальнику сектора Н. А. Лазукову. Лазуков с дозиметристом попытались войти в зал, чтобы сбросить воду из бака критсборки, но радиационная обстановка и пар, заполнивший зал, не позволили подойти к пульту управления 2 критстенда. Насос продолжал подавать воду в бак критсборки. Через 5-7 минут зал критстендов был обесточен с электроподстанции, и подача воды в критсборку прекратилась.

Последующие оценки показали, что за то время, пока вода подавалась в критсборку, произошло примерно 50 вспышек. Поскольку нейтронного источника в критсборке не было, уровень воды в активной зоне поднимался до критического значения на мгновенных нейтронах, происходила быстротечная вспышка, вода вскипала и выплескивалась из бака, цепная реакция прекращалась. Затем вода доливалась до критического уровня, и процесс повторялся. Общее энерговыделение составило  $\sim 2 \times 10^{19}$  делений ( $\sim 10^3$  МДж). Скорость ввода реактивности была сравнительно небольшой ( $\sim 0,15 \beta$  в секунду), поэтому оболочки тепловыделяющих элементов не потеряли герметичности, и загрязнения зала критстендов радиоактивными веществами не произошло. Через три дня было произведено измерение критического уровня замедлителя. Он оказался равным 560 мм от низа активной зоны, т.е. половине высоты активной зоны, при полностью погруженной компенсирующей решетке. Разница в "свободном" запасе реактивности у активной зоны с бериллиевым отражателем и зоны с железо-водным отражателем при такой структуре зоны оказалась равной  $\sim 10\%$ .

Пострадали два человека: руководитель работы Д. А. Мастин и стажер Р. А. Леднев, которые в момент первой вспышки находились внутри отсека критсборки. Они получили  $\sim 1500$  бэр на конечности ног. Остальной персонал, находившийся в зале за теневой защитой, не получил существенных доз. Таким образом, авария носила локальный характер.

Причинами аварии следует считать наложение двух фактов:

- 1) Небрежная оценка изменения реактивности при замене железо-водного отражателя на бериллиевый без проведения расчетов.
- 2) Грубейшее нарушение правил работы на критическом стенде, состоящих из следующих положений:



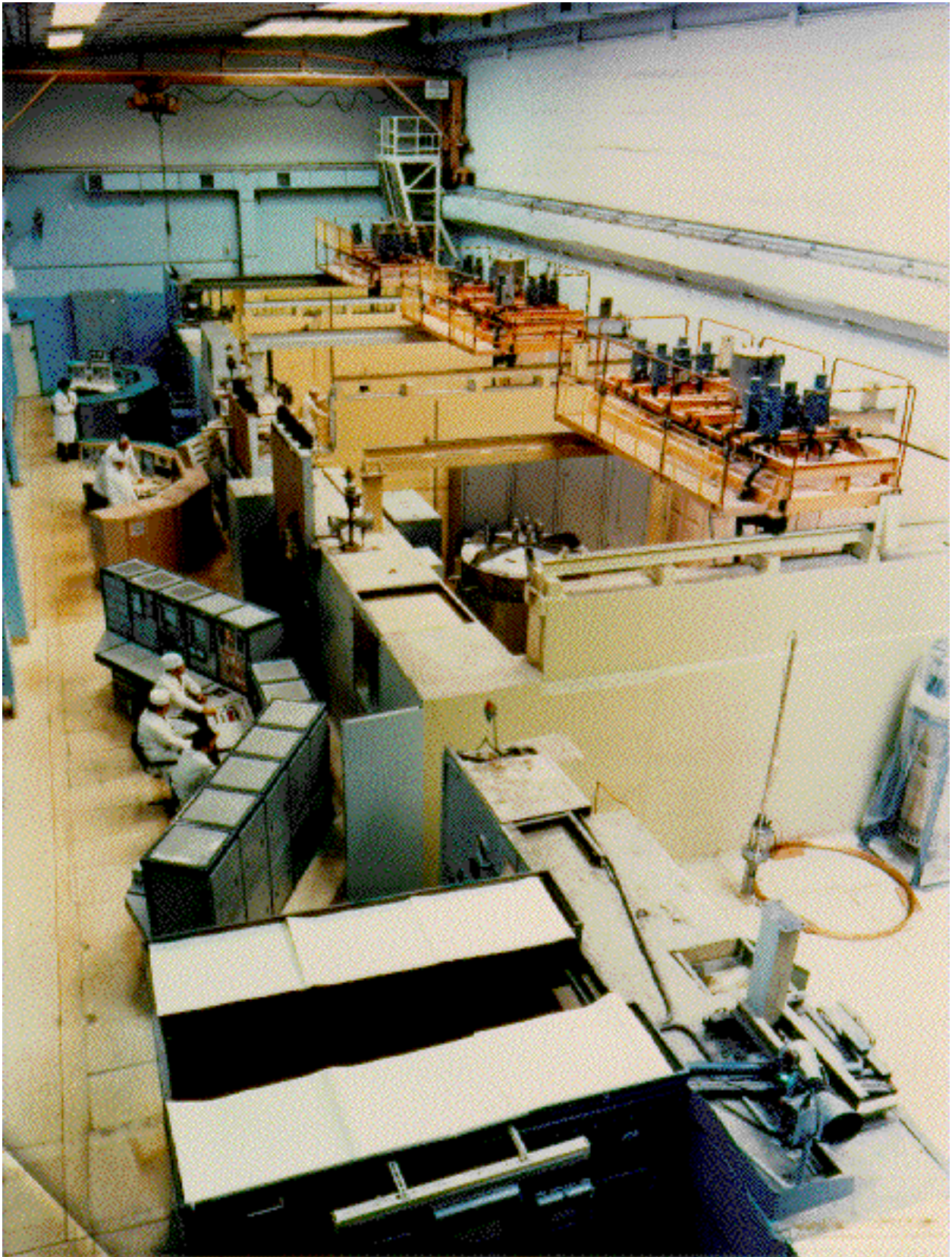


Рисунок 60. Помещение стенда, где произошла авария 15 февраля 1971 г.

- любое воздействие на реактивность активной зоны (в данном случае заливание замедлителя) должно рассматриваться как критический эксперимент;
- критический эксперимент должен проводиться полным составом смены: научным руководителем, контролирующим физиком, оператором пульта управления, взаимно контролирующими действия каждого члена смены;
- до начала эксперимента (воздействия на реактивность) должна быть проверена контрольная аппаратура, в активную зону помещен источник нейтронов, задействована аварийная защита;
- любое изменение реактивности должно осуществляться порциями с регистрацией показаний контрольной аппаратуры и с экстраполяцией к критическому значению изменяемого параметра.

Следует заметить, что при работе на критическом стенде роль “человеческого фактора” особенно велика, так как свойства каждой новой системы заранее неизвестны, и даже при наличии расчетов параметров критсистемы к любой системе надо подходить, как к неизвестной, и соблюдать все отработанные десятилетиями правила работы с критическими системами.

## 12. Российский научный центр "Курчатовский институт", г. Москва, 26 мая 1971 г.<sup>80,81</sup>

*Урановый твэл, U(90%); сборка с водяным отражателем; единственный всплеск мощности; два человека погибли; два случая тяжелой степени облучения.*

Авария произошла при следующих обстоятельствах. Для отработки новых программ расчета параметров активных зон проводились эксперименты по измерению “чистых” критических масс из стержневых тепловыделяющих элементов (твэлов). Определялось критическое количество твэлов при разном соотношении числа ядер водорода и U-235 в ячейке системы ( $\rho_H / \rho_U$ ). Это соотношение изменялось путем изменения шага расстановки твэлов при сохранении шестигранной формы ячейки. В таблице 12 указаны шаги расстановки твэлов и соответствующее критическое количество твэлов.

**Таблица 12. Шаги расстановки твэлов и соответствующее критическое количество твэлов**

Шаг, мм.	7,2	9,5	11,5	14,4
N (кол. твэлов)	1790	590	370	260

Из таблицы видно, что критмасса резко уменьшается в диапазоне шагов 7-9 мм – в 3 раза.

Эксперименты старались сделать по возможности “чистыми”, такими, чтобы возмущения в системе были минимальными. Для этого решетки, в которых закреплялись концы твэлов, были изготовлены из алюминиевых листов толщиной 2 мм, а опорная плита, на которую опиралась вся масса твэлов, из органического стекла (плексигласа) толщиной 20 мм. По содержанию водорода плексиглас близок к воде. Направляющие для стержней аварийной защиты и регулирования были вынесены в боковой отражатель. Концы твэлов высывались из верхней дистанционирующей решетки на 2-3 мм.

Таким образом, конструкция была весьма ажурная и непрочная.

Эксперименты проводились следующим образом. Для каждого шага решетки в сухом баке критсборки собиралась система, содержащая несколько меньшее количество твэлов, чем критическое число, определенное расчетом. Затем система заливалась водой с соблюдением всех правил, перечисленных выше, так, чтобы верхний отражатель составлял не менее 20 см. Далее небольшими порциями с построением функции  $1/n$  (обратного счета) добавляли тепловыделяющие элементы до тех пор, пока система не становилась критической.

В последнем опыте измерялось критическое количество твэлов при самом тесном шаге - 7,2 мм. Это количество составило 1790 шт. Оно превышало критмассу для оптимального шага в ~7 раз.

По окончании эксперимента руководитель работы В.Ерофеев дал указание опустить стержни регулирования и аварийной защиты. Четыре сотрудника зашли в отсек критсборки, осмотрели ее, и Ерофеев дал команду слить воду через клапан быстрого (аварийного) слива.

Вода из бака критсборки сливается через вентиль медленного слива в течение 15–20 минут или через клапан быстрого слива большого сечения (диаметр ~500 мм) за 20–30 секунд. В предыдущих опытах вода сливалась через вентиль медленного слива.

Плексигласовая опорная плита перекрывала почти все сечение бака, площадь зазора между краем плиты и стенкой бака была меньше, чем площадь отверстия клапана быстрого слива. Поэтому при быстром сливе воды опорная плита прогнулась, и тепловыделяющие элементы, концы которых входили в верхнюю дистанционирующую решетку всего на 3-5 мм, вывалились из решетки (рис. 61).

Активная зона “веером” развалилась, и шаг расстановки твэлов приблизился к оптимальному. Скорость ввода реактивности при этом, по оценке, могла составить ~2 β в секунду, и произошел разгон критсборки на мгновенных нейтронах (нужно отметить, что источник нейтронов был из активной зоны удален).

Два периферийных ряда твэлов, для которых шаг увеличивался наиболее быстро, разрушились. Большинство осколков напоминало град от сварочных электродов. Вода выплеснулась из бака.

Интегральное энерговыделение во вспышке, оцененное по радиоактивности активной зоны, составило  $\sim 5 \times 10^{18}$  делений (~200 МДж). Эта цифра, по-видимому, является универсальной для урано-водных систем в открытом баке при большой скорости ввода реактивности. Цепная реакция прерывается или за счет разрушения топлива, или за счет вскипания воды.

Авария носила локальный характер, существенного загрязнения зала критстендов радиоактивными веществами не произошло. Вне зала никаких загрязнений не было. Для персонала последствия аварии были трагическими.

Механик И. И. Васильев, находившийся в момент вспышки у самого бака критсборки, получил дозу ~6000 бэр и скончался на пятый день. В.Ерофеев получил дозу 2000 бэр и скончался через 15 дней. Два сотрудника, также находившиеся внутри отсека критсборки, получили дозы по 700-800 бэр. Врачам удалось спасти им жизнь, но не здоровье.

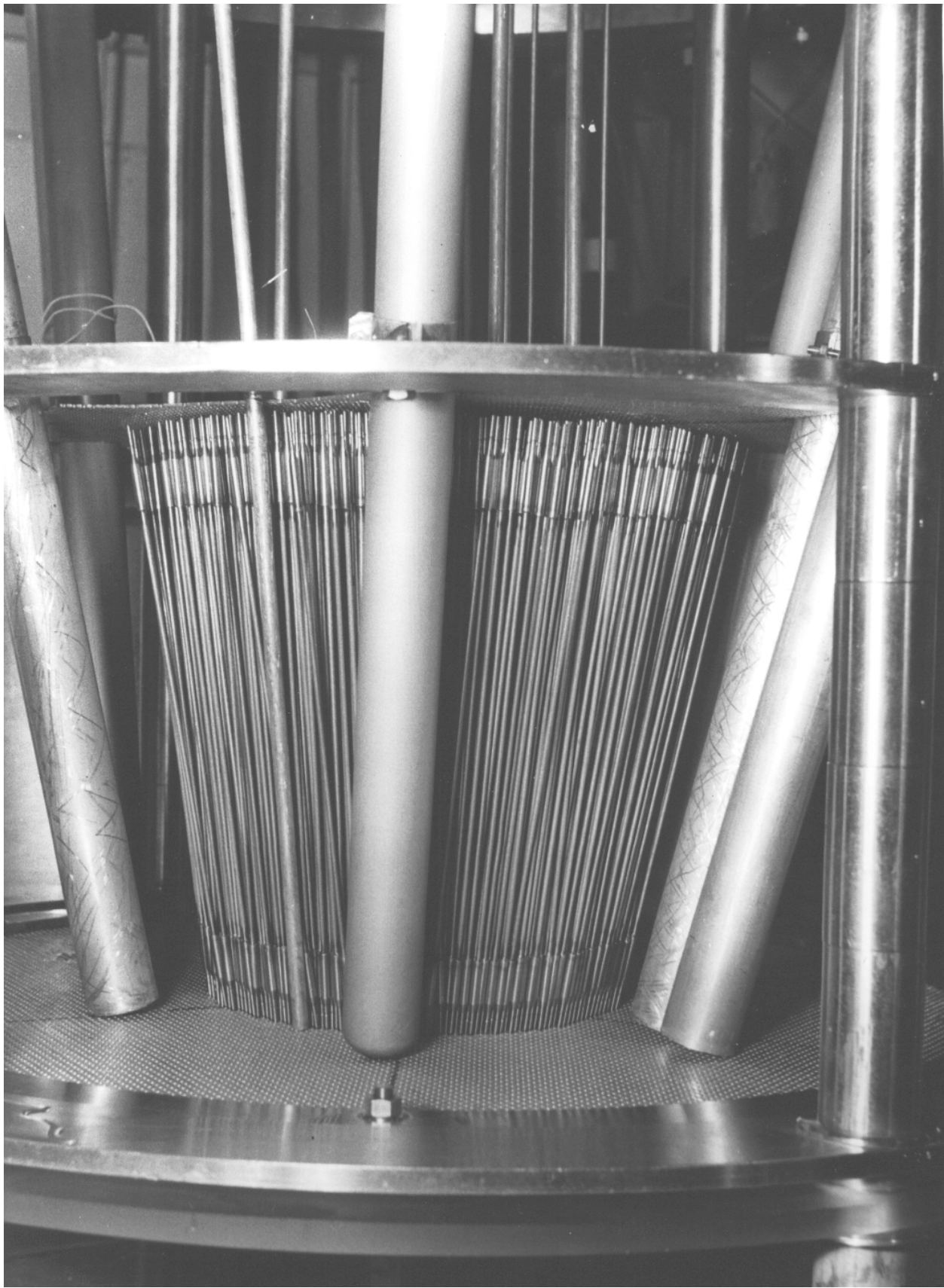
Основной причиной аварии явилась непродуманность конструкции критической сборки. Полноценной конструкторской проработки сделано не было, не были проведены расчеты на прочность элементов системы и всей конструкции. На это наложилась непродуманность действий и недопустимая торопливость персонала при завершении эксперимента.

Причины и исход двух аварий тщательно анализировались. По результатам анализа был предложен ряд технических усовершенствований систем критстендов и улучшена организация работы на них.

Введена система блокировок, определяющая обязательную последовательность операций на стенде и запрещающая последующие операции, если не выполнены предыдущие, а именно:

- 1) включена контрольно- измерительная аппаратура;
- 2) закрыта дверь в отсек критсборки;
- 3) в активную зону помещен источник нейтронов;
- 4) взведены стержни аварийной защиты;
- 5) разрешен либо подъем механического органа управления, либо разрешена заливка воды.





**Рисунок 61. Макет конфигурации установки во время аварии, случившейся 26 мая 1971 г.**

Установлена локальная биологическая защита непосредственно на баки критсборок, уменьшающая излучение в 2–3 раза.

Введено обязательное трехступенчатое планирование эксперимента:

- 1) Принципиальная программа, формулирующая смысл эксперимента.
- 2) Рабочая программа, в которой указываются этапы эксперимента и меры обеспечения ядерной безопасности.
- 3) Сменная программа – подробная программа на каждую рабочую смену.
- 4) Программа подписывается руководителем эксперимента и согласовывается с контролирующим физиком.
- 5) Любые отклонения от порядка проведения эксперимента, указанного в программе, требуют письменного подтверждения.

Принят порядок проведения эксперимента, при котором любые перестройки активной зоны производятся в сухом баке, а затем выход в критическое состояние осуществляется дистанционно с пульта управления заливкой воды и перемещением органов управления. Также дистанционно критсборка приводится в безопасное состояние сливом воды или опусканием механических органов управления.

### **13. Установка RA-2, Буэнос-Айрес, Аргентина, 23 сентября 1983 г.** <sup>82,83</sup>

*Критсборка с топливными элементами типа MTR; водяной отражатель; единственный всплеск мощности; один человек погиб, два человека получили значительные дозы облучения.*

Установка RA-2 находилась в Буэнос-Айресе в Аргентине. В качестве регулирующих стержней в этом экспериментальном реакторе нулевой мощности использовались элементы MTR, в которых 4 из 19 топливных пластин были заменены двумя кадмиевыми пластинами. Непосредственно за пределами активной зоны (размеры которой составляли примерно 305 мм × 380 мм) был установлен графитовый отражатель толщиной около 7,5 см. Во время работы большой реакторный корпус был заполнен дистиллированной водой. Во время выполнения операций, связанных с изменением конфигурации топлива, когда требовалось присутствие людей, вода должна была удаляться из корпуса.

Квалифицированный оператор, с 14-летним опытом работы, находился один в реакторном зале и выполнял операции по изменению конфигурации топлива. Замедлитель не был слит из бака, хотя этого требовали инструкции. Вместо того, чтобы удалить из бака два топливных элемента, их разместили за графитовым отражателем. Топливная конфигурация дополнялась двумя регулируемыми элементами без кадмиевых пластин. Критическое состояние было достигнуто, очевидно, когда производилась установка второго из них, так как его нашли лишь частично погруженным.

Всплеск мощности дал от 3 до  $4,5 \times 10^{17}$  делений, оператор получил поглощенную дозу гамма-излучения около 2000 рад и 1700 рад нейтронного излучения. Облучение было крайне неравномерным, верхняя правая часть тела была облучена сильнее. Оператор прожил после этого два дня. Два оператора, находившиеся в пультовой, получили дозы в 15 рад нейтронного и 20 рад гамма-излучения. Шестеро других получили меньшие дозы, составившие около 1 рад, еще девять человек – менее 1 рад.

## D. Смешанные системы

### 1. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 11 февраля 1945 г.<sup>84,85</sup>

*Критсборка «Дрэгон», UH<sub>3</sub> в пластике; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Критсборка «Дрэгон» была первой размножающей системой, предназначенной для формирования импульсов мощности на мгновенных нейтронах. Возможно, это вообще был первый реактор, реактивность которого превысила уровень критичности на мгновенных нейтронах\*. Это было осуществлено преднамеренно 18 января 1945 года. Сообщается о повышении температуры на 0,001 °С. Значение энерговыделения не сообщается, но может быть оценено примерно в  $2 \times 10^{11}$  делений.

Сборка «Дрэгон» была загружена обогащенным UH<sub>3</sub>, впрессованным в специальный пластик, стирекс, изготовленный в виде маленьких кубиков, имевших средний химический состав UC<sub>4</sub>N<sub>10</sub>. Во время заключительных экспериментов сборка содержала 5,4 кг этого материала, была разбавлена полиэтиленом и имела графитовый и полиэтиленовый отражатель.

Реактор держали в состоянии критичности на мгновенных нейтронах в течение около 1/100 с. Это осуществлялось сбросом части активной зоны через вертикальный канал в активной зоне, которая была установлена на стальном столе толщиной 3/8 дюйма (0,95 см). Сбрасываемый материал помещался в стальной параллелепипед, траектория движения которого задавалась четырьмя направляющими.

Энергия, выделявшаяся при делении, не вносила вклада в подавление всплеска мощности. Энерговыделение определялось остаточной скоростью деления и конечной конфигурацией материала, сложенного на столе. Величину вспышки можно было менять, приближая отражатель к сборке или увеличивая фоновую скорость деления. Часто использовались оба метода. Так, возможно, было и во время последнего эксперимента, поскольку осуществлялось постепенное наращивание мощности вспышек. Во время последней вспышки с выходом, составившим  $6 \times 10^{15}$  делений, кубики UH<sub>3</sub> так разогрелись, что начали распухать и покрываться пузырями. Вся система расширилась приблизительно на 1/8 дюйма (3,2 мм).

При последнем всплеске мощности был поврежден материал активной зоны, но делящийся материал не был потерян, и не было радиоактивного загрязнения или облучения персонала.

### 2. Национальная станция испытания ядерных реакторов, шт. Айдахо, 29 ноября 1955 г.<sup>38,86,87</sup>

*EBR-1, быстрый реактор-размножитель на обогащенном уране; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Проектирование реактора EBR-1 на быстрых нейтронах началось в 1948 году с целью установить возможные значения величин коэффициентов воспроизводства ядерного топлива и продемонстрировать техническую возможность осуществления охлаждения реактора с металлическим топливом жидкометаллическим теплоносителем. Эти цели были достигнуты, и в начале 1952 г. установка уже с избытком обеспечивала реактор и реакторное здание электроэнергией. Избыточный пар сбрасывался на конденсатор.

---

\* Р. П. Фейнман отметил, что эти эксперименты похожи на щекотание хвоста дракона, поэтому их и назвали «эксперименты с драконом». Это название часто используется для класса импульсных экспериментов, где реактивность вводится и выводится механическими устройствами и где механизмы гашения, зависящие от энерговыхода, не влияют на процесс гашения цепной реакции.

Активная зона реактора состояла из цилиндрических стержней из высокообогащенного урана диаметром чуть менее 1/2 дюйма (12,7 мм) в оболочке из нержавеющей стали с NaK между чехлом и стержнем. Общая масса урана в активной зоне составляла около 52 кг. Теплоъем в активной зоне осуществлялся потоком эвтектики NaK, служившей теплоносителем.

Заключительный эксперимент планировался для изучения коэффициентов реактивности, в особенности положительного мощностного коэффициента при потере теплоносителя. Для этого систему привели в надкритическое состояние с периодом 60 секунд на уровне мощности 50 Вт. Приблизительно через 3 секунды мощность поднялась до 1 МВт, период сократился до 0,9 с, температура в активной зоне существенно возросла. Появился сигнал об аварийной остановке реактора, но по ошибке были задействованы медленные приводы регулирующих стержней вместо быстродействующей системы аварийной остановки реактора, которая действовала по принципу сбрасывания под собственным весом части зоны воспроизводства реактора, состоявшей из природного урана. Такой операцией обычно заканчивались все сходные эксперименты. Изменение реактивности при вводе поглощающих стержней вызвало моментальное падение мощности, но его оказалось недостаточно, чтобы скомпенсировать естественные процессы (стержни чуть-чуть прогнулись внутрь), введившие в систему положительную реактивность. С задержкой не более 2 секунд автоматически и вручную была приведена в действие система аварийной остановки реактора, и эксперимент был закончен.

Поначалу не было очевидно, что активная зона повреждена. Последующая проверка обнаружила, что около половины активной зоны расплавилось, испарившийся NaK выбросил часть расплавившегося топлива в отражатель. Теоретический анализ показал, что всплеск мощности был остановлен сброшенным отражателем, после того как мощность достигла максимальной величины, составившей 9-10 МВт. Всего произошло примерно  $4,6 \times 10^{17}$  делений. Теоретический анализ был продолжен для того, чтобы понять, погасилась бы цепная реакция сама по себе без катастрофических последствий. В результате был сделан вывод, что энерговыделение в два с половиной раза больше того, которое наблюдалось во время аварии, не вызвало бы сильного разрушения активной зоны.

Во время этой аварии персонал получил незначительные дозы облучения за счет аэрозольных продуктов деления, доза прямого облучения практически равнялась нулю.

### **3. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 3 июля 1956 г.** <sup>42,44</sup>

***Критическая сборка «Ханикоум», фольга из металлического урана с графитовым замедлителем; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.***

Сборка, в которой произошел этот всплеск мощности, являлась типичной среди нескольких имевшихся тогда установок. Лос-Аламосская установка состояла из большой матрицы размером 3 дюйма × 3 дюйма × 6 футов (7,6 × 7,6 × 183 см), составленной из 576 квадратных алюминиевых труб. Матрица была разделена посередине, и одна из половин могла передвигаться по рельсам. На рисунке 62 сборка «Ханикоум» показана в разделенном виде. Установка использовалась для отработки конструктивных особенностей сложных реакторов, так как допускала многообразие вариантов расположения урановой фольги и различных замедляющих материалов. Неоднородность размещения материалов в этой и подобных установках характеризуется наименьшей отрицательной обратной связью по реактивности из всех существующих на сегодня критическихборок. Этот вывод следует из явного отсутствия какого-либо существенного механизма гашения, за исключением испарения урановой фольги, и отсутствия достаточно быстродействующей системы аварийной остановки.

3 июля 1956 года загрузка состояла из 58 кг обогащенного урана (с обогащением 93%) в виде фольги толщиной 2 и 5 мил (0,05 и 0,127 мм), разложенной между брусками из графита. Активную зону окружал бериллиевый отражатель. Общая масса графита была 1139 кг. К этому эксперименту были сделаны изменения в отражателе и графитовом замедлителе, в результате которых состояние критичности наступало слишком быстро по сравнению

с условиями штатных экспериментов. Когда тележка двигалась со скоростью около 0,2 дюйма в секунду (0,5 см/с), система перешла в состояние критичности на мгновенных нейтронах, произошла вспышка, и системой аварийной защиты были извлечены бериллиевые регулирующие стержни (снизившие реактивность) и было изменено направление движения тележки на противоположное. Энерговыведение при вспышке составило  $3,2 \times 10^{16}$  делений.

Очевидно, это был всплеск мощности того же типа, что и те, которые моделировались на сборке «Дрэгон», так как добавление и уменьшение избыточной реактивности осуществлялось механическим путем. Разрушений и радиоактивного загрязнения не было. Поскольку осуществлялось дистанционное управление с расстояния 1/4 мили (400 м), никто из персонала не облучился.

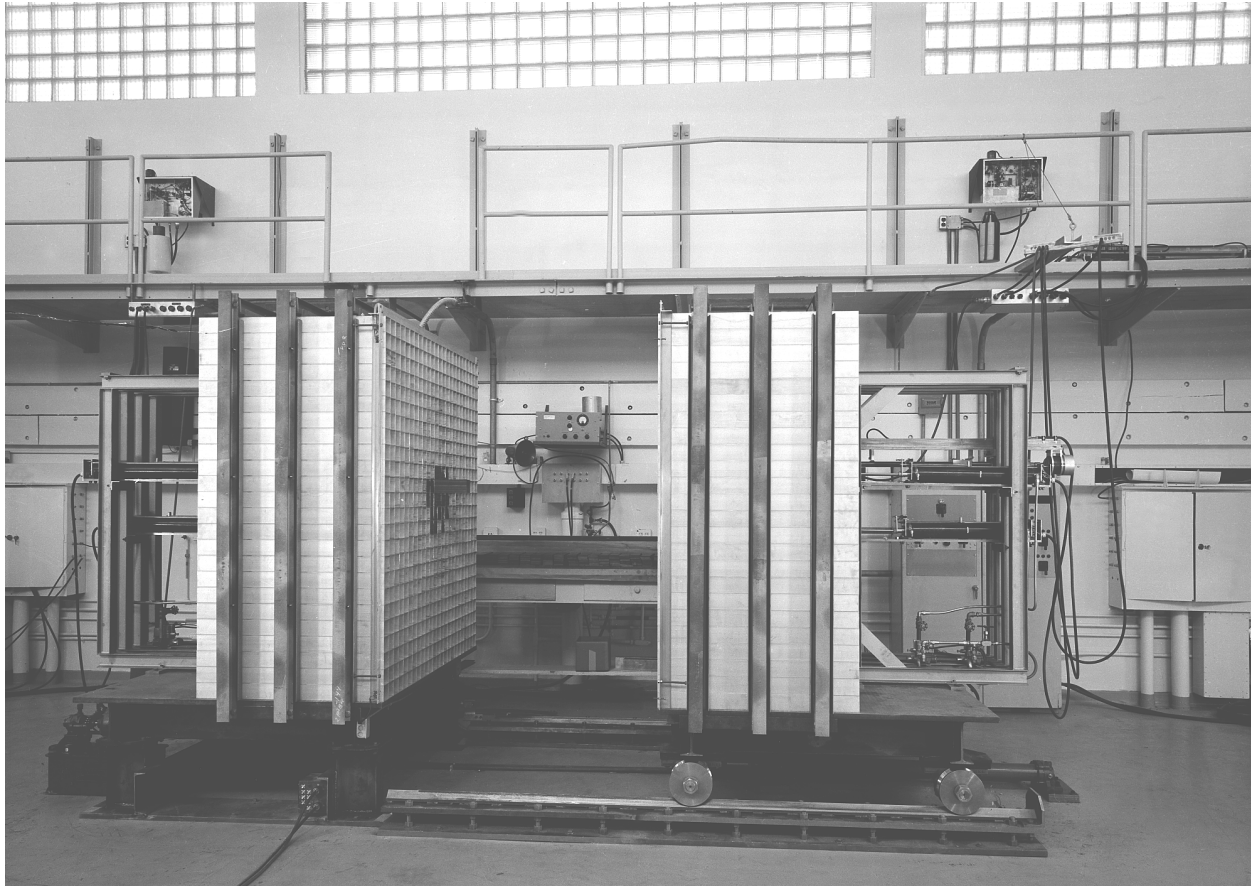


Рисунок 62. Сборка «Ханикоум», ЛАНЛ. Подвижная секция (справа) находится в отодвинутом положении, и алюминиевая матрица загружена частично.

#### 4. Национальная станция испытания ядерных реакторов, шт. Айдахо, 18 ноября 1958 г.<sup>88</sup>

*Реактор HTRE; сбой автоматики; единственный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*

Опытный реактор для изучения теплопередачи (HTRE № 3) являлся сборкой, моделирующей энергетический реактор, и представлял собой большой реактор (активная зона диаметром 51 дюйм (129,54 см) и высотой 43,5 дюйма (110,5 см)) с топливными элементами из  $UO_2$  в оболочке из хромоникелевого сплава с замедлителем из гидроксида циркония и бериллиевым



отражателем. Цель эксперимента состояла в повышении мощности до 120 кВт, т. е. примерно в два раза по сравнению с мощностью, на которой сборка работала в течение этого дня. Увеличение мощности достигалось при помощи регулирующего стержня с ручным приводом, пока не был достигнут уровень мощности, составляющий 10% от запланированной. В этот момент управление перешло к сервоприводу, который должен был вывести реактор на уровень мощности в 120 кВт с 20-секундным периодом. Когда был достигнут уровень в 80% от запланированной мощности, поток, согласно показаниям устройства, регистрирующего уровень мощности, стал резко падать, и сервосистема еще больше извлекла регулирующие стержни. Однако показания уровня мощности не увеличились, а продолжали падать. Такое развитие ситуации продолжалось около 20 с, после чего автоматически включилась система аварийной остановки реактора. Не более чем через 3 секунды оператор также дал команду на срабатывание системы аварийной защиты. Считается, что автоматическое срабатывание системы аварийной остановки произошло вследствие расплавления проводов термопар. Основной причиной аварии было падение напряжения на электродах ионизационной камеры, являвшейся частью сервосистемы, при увеличивающейся плотности потока нейтронов. Такое поведение было, в свою очередь, вызвано добавлением в электрическую схему специального фильтра, предназначенного для подавления электронных помех, идущих от источника высокого напряжения или его соединительных кабелей. Таким образом, данная авария является уникальной. Она произошла исключительно из-за отказа измерительной аппаратуры.

При всплеске мощности в  $2,5 \times 10^{19}$  делений произошло расплавление разной степени всех топливных элементов активной зоны. Были разрушены отдельные элементы замедлителя из гидроксида циркония. Расплавление топливных элементов привело к небольшому перераспределению топлива с понижением реактивности примерно на 2%. Имел место небольшой выброс радиоактивности, которая разносилась ветром, однако облучение персонала было, по-видимому, незначительным.

## **5. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 11 декабря 1962 г.**

***Критическая сборка «Зэпо» из урановой фольги с графитовым замедлителем; единичный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.***

Критическая сборка имела большую активную зону, состоявшую из обогащенного урана и графита и установленную на подъемнике стационарной платформы, на которой располагался отражатель из графита и бериллия, в который поднималась активная зона. Большая часть урана в виде тонкой фольги была распределена в графите, так что характеристики пиков мощности должны были быть сходными с пиками мощности в сборках типа «Ханикоум». Эксперимент был посвящен измерениям осевого распределения числа делений в активной зоне, которое было искажено по сравнению с нормальным режимом работы вследствие установки концевой отражателя из графита и полиэтилена. Поэтому в сборку загрузили необлученную фольгу из урана, чтобы получить достаточно точное значение распределения энерговыделения.

Смена, работавшая на сборке, предполагала, что днем ранее сборка работала и была проверена, однако в действительности это было не так. Система перешла в критическое состояние в тот момент, когда активная зона двигалась вверх. Когда мощность достигла уровня около 200 ватт, автоматически сработала система аварийной остановки. Прежде чем удалось остановить и начать опускать подъемник, реактивность системы примерно на 12 центов превысила уровень критичности на мгновенных нейтронах. Мощность в пике составила около 1 МВт, максимальный обратный период –  $40 \text{ с}^{-1}$ , энерговыделение составило  $3 \times 10^{16}$  делений. Не было механических разрушений и облучения персонала. В помещение установки вошли через 30 минут.

### III. Самоподдерживающаяся цепная реакция и механизмы гашения

Для ограничения частоты аварий с возникновением СЦР и снижения тяжести их последствий важно изучать и понимать инициирующие аварию события и механизмы гашения цепной реакции. Хотя с критическими экспериментами и авариями на небольших реакторах было связано большее число летальных исходов (12), чем при технологической обработке делящихся материалов (9), однако именно в последнем случае еще важнее ясное понимание способов обеспечения безопасности. Это связано с большим числом лиц, которые потенциально могут подвергнуться облучению на перерабатывающих заводах, с большими экономическими последствиями остановки предприятия и с признанием большей степени принятого риска для систем, работающих в критическом состоянии или вблизи него.

Самая очевидная и важная характеристика аварий с возникновением СЦР, случившихся при проведении технологических операций, состоит в том, что во всех авариях, кроме одной, участвовали растворы или суспензии. Это можно приписать нескольким факторам: относительно малым количествам делящегося материала, требуемым для достижения критического состояния при хорошем замедлении нейтронов; высокой подвижности растворов и легкости, с какой реактивность в них отслеживает изменение формы сосудов; потенциальной возможности изменения концентрации; и, в нескольких случаях, обмену делящимся материалом между водной и органической фазами. К счастью, вместе с частотой аварий в растворах, имеется хорошее понимание механизмов гашения и присущего растворам ограничения плотности энергии деления.

Хотя и нельзя оставлять без внимания твердые делящиеся материалы, интересы безопасности могут сконцентрироваться главным образом на изучении поведения растворов, для которых вопрос обеспечения ядерной безопасности более труден. В то время как нынешняя практика основана на средствах ядерной безопасности, встроенных в технологическое оборудование, чрезвычайно трудно достигнуть полной независимости от административного контроля. Исследования механизмов реальных и моделированных аварий дают понимание методов, могущих смягчить последствия маловероятной аварии, коль скоро она произойдет. Один из таких методов состоит в том, чтобы ввести соответствующие сильные нейтронные источники внутрь аппарата, который по необходимости имеет опасную геометрию и получает раствор обычно с концентрациями недостаточными, чтобы поддерживать критичность, и не имеет значительного собственного источника нейтронов. Эксперименты CRAC<sup>5</sup> ясно демонстрируют эффективность такого источника для ограничения высоты первых пиков вспышки мощности.

В дополнение к пониманию, полученному в результате изучения технологических аварий и разгонов в реакторах и в критических сборках, происходивших с участием растворов, большое количество информации доставляет серия экспериментов по изучению контролируемых всплесков мощности в растворах. Представляют интерес проведенные в США серии экспериментов KEWB<sup>6,89,90,91</sup> (кинетические эксперименты в кипящих реакторах), в то время как эксперименты CRAC<sup>5</sup>, проводимые во Франции Отделом изучения критичности Комиссариата по атомной энергии (Service d'Etudes de Criticite of the Commissariat a l'Energie Atomique), непосредственно используются для оценок последствий аварий. Эти программы, в которых используются растворы высокообогащенного урана, дополняются серией измерений, проведенных в Лос-Аламосской национальной лаборатории с помощью сборки SHEBA<sup>92</sup>. Эта сборка заполнена раствором обогащенного до 5% урана, который дает информацию о мощности дозы при всплесках мощности в системах с низким обогащением урана. Анализ результатов экспериментов KEWB<sup>6</sup> и CRAC<sup>5</sup> привел к разработке относительно простых компьютерных программ, которые хорошо описывают переходное поведение на ранней стадии и в качестве механизмов гашения принимают тепловое расширение и образование газа вследствие радиолиза.

Параметры СЦР в твердой активной зоне с замедлителем изучались по экспериментальным программам SPERT<sup>93,94,95</sup> и TRIGA<sup>96,97</sup>, в то время как очень быстрая кинетика переходного процесса в простых металлических системах без замедлителя хорошо понята в результате исследований на критической сборке «Годива» и на подобных реакторах с быстрыми всплесками мощности.

Механизмы гашения, ясно проявившиеся в вышеуказанных экспериментальных исследованиях и прекратившие многие аварийные выбросы мощности, включают в себя тепловое расширение, кипение, эффект Доплера<sup>98</sup> на <sup>238</sup>U и образование пузырьков радиолитического газа. Они перечислены здесь не в порядке их важности, и не все они независимы. Вдобавок, в некоторых ситуациях вклад в гашение или прекращение всплеска мощности вносит более чем один механизм; во многих случаях появляются также дополнительные механизмы гашения, когда плотность энергии или температура достигают некоторого порогового значения. Эта проблема имеет разнообразные и многочисленные ответвления, но самый простой и наиболее общий из применимых механизмов используется в энергетической модели<sup>99,100,101</sup>, в которой изменение реактивности пропорционально выделяемой энергии деления.

Для специального случая увеличения реактивности на величину  $\Delta k_0$  можно написать

$$\Delta k(t) = \Delta k_0 - bE(t), \quad (1)$$

где  $E(t)$  есть энергия деления, выделяемая к моменту времени  $t$ , а  $b$  – постоянная, характеризующая систему. В таком предположении была составлена программа численного решения кинетических уравнений реактора с использованием цифровых вычислительных машин. Такие программы существуют во многих лабораториях; результаты, приведенные здесь, взяты из программы RTS Лос-Аламосской национальной лаборатории<sup>102,103</sup>. Рисунок 63 иллюстрирует серию результатов расчетов для гипотетических систем, в которых прирост  $\Delta k$  составляет  $1,20\beta$  относительно критичности на запаздывающих нейтронах, значение  $b$  постоянно, а время жизни нейтронов  $l$  изменяется от  $10^{-8}$  до  $10^{-4}$  секунд. Кривые мощности и реактивности в случае короткоживущих нейтронов характерны для мгновенных резких всплесков мощности в реакторах на быстрых нейтронах. Очень резкий рост и падение мощности называется пиком мощности, а относительно постоянная мощность, следующая за пиком, называется плато. Во время пика реактивность изменяется на  $2\Delta k_0$ , то есть она отражает почти мгновенную критичность. Характеристики таких пиков определяются почти полностью мгновенными нейтронами. Кривые для  $l = 10^{-4}$  (они моделируют раствор или реактор с замедлителем) не обнаруживают отражения почти мгновенной критичности, и не имеется никакого четко определенного плато вслед за пиком. Масштаб времени порядка времени распада более короткого предшественника запаздывающих нейтронов; влиянием этих нейтронов нельзя пренебречь.

Рисунок 64 иллюстрирует аналогичные данные при увеличении реактивности на шаг, равный  $1,0\beta$ . Развитие во времени реактивности и мощности в этом случае совершенно иное и типично для резких выбросов мощности в критической области с запаздывающими нейтронами. Шкала времени более протяженная, допускающая возможность использования механических приборов для выключения переходного режима, пики выбросов мощности шире, и реактивность теперь пытается отразить почти запаздывающую критичность. Следует заметить, что подразумеваемое предположение об отсутствии в системе тепловых потерь не может быть реализовано на практике. Любая такая потеря энергии имела бы результатом большие значения мощности, чем те, что показаны на рисунке.

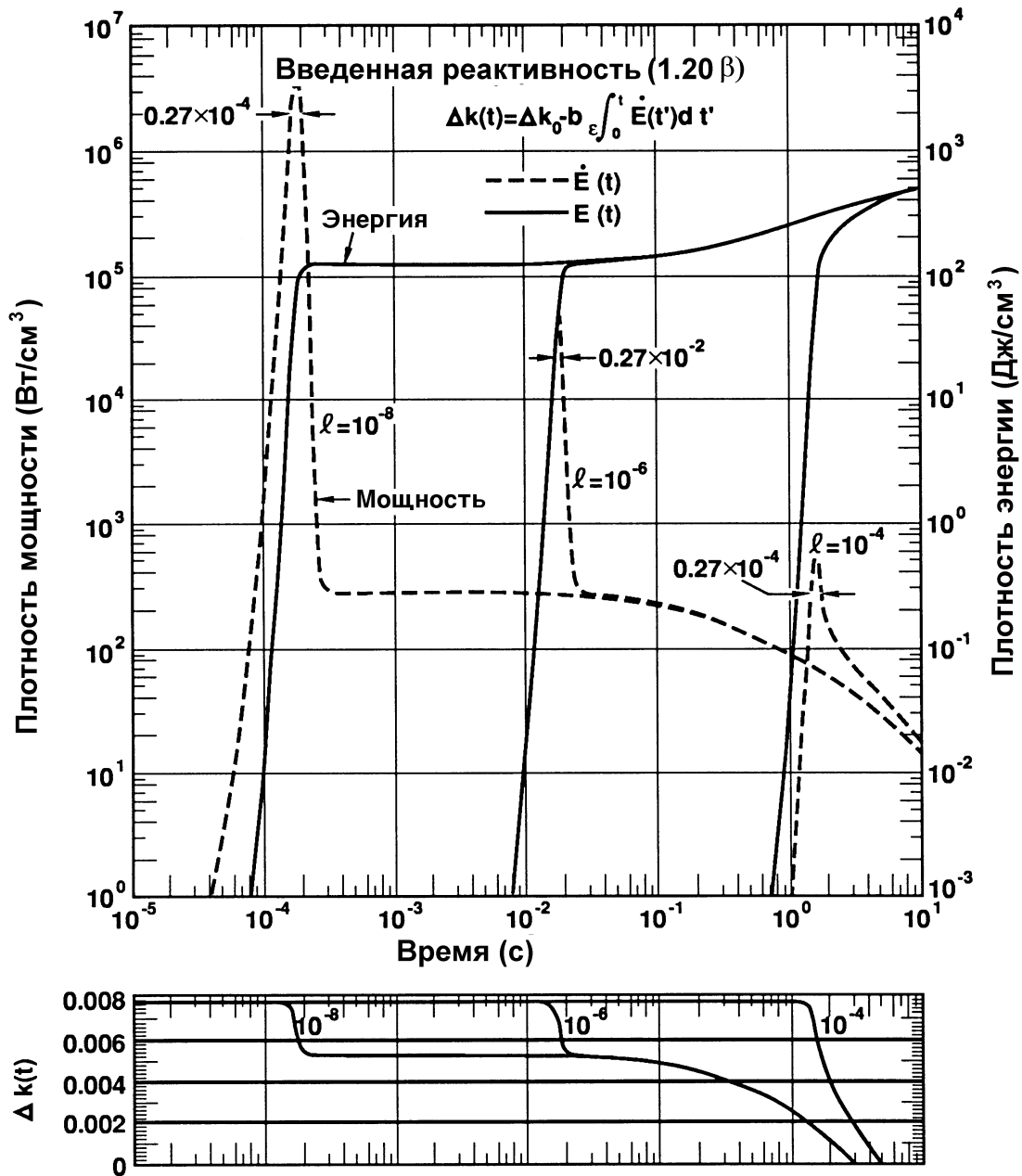
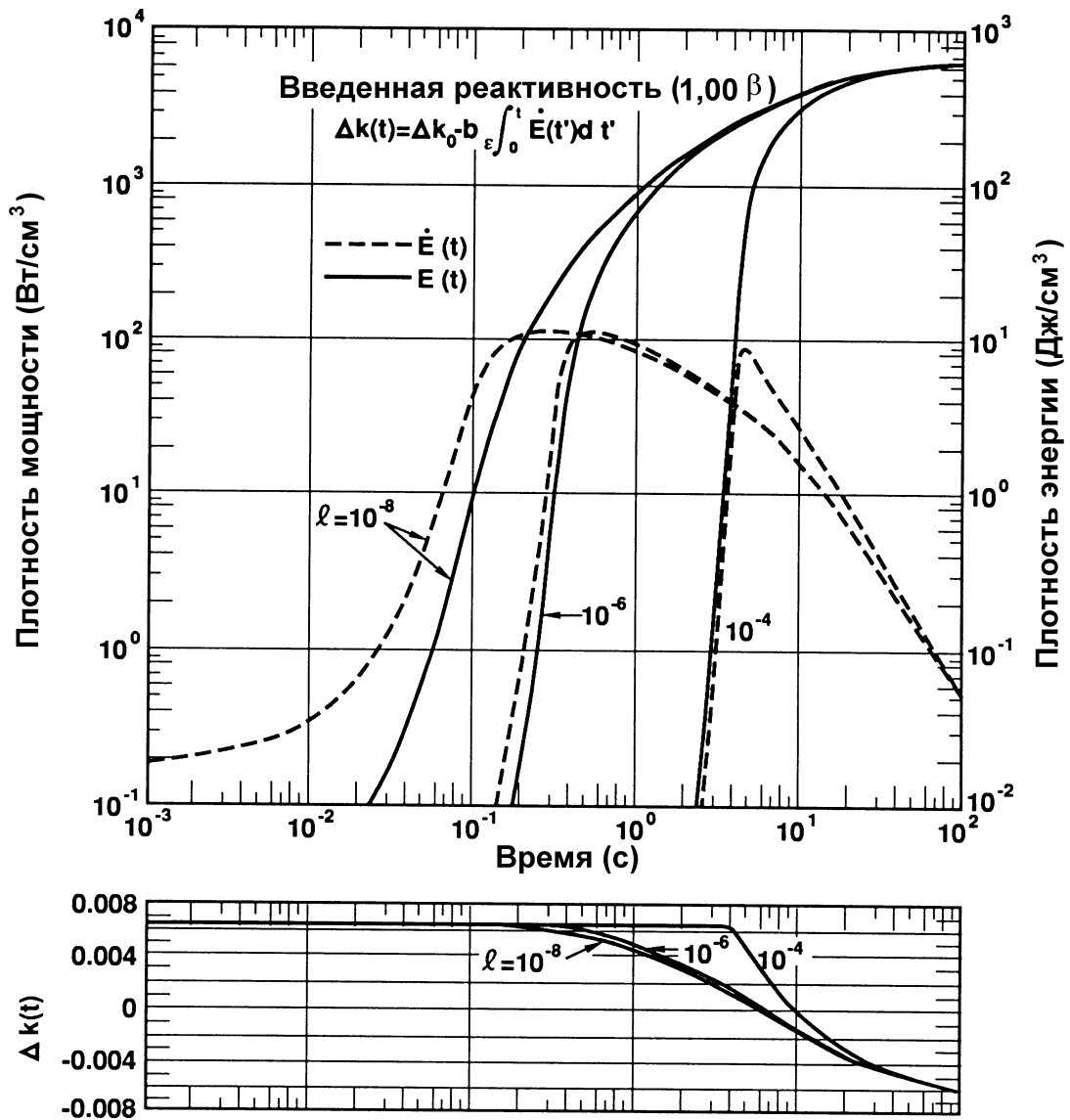


Рисунок 63. Модель генерации мощности и энергии в зависимости от времени. Введенная реактивность  $1,2 \beta$ . Время жизни нейтронов  $10^{-8}$ ,  $10^{-6}$  и  $10^{-4}$  с. Нижний график показывает зависимость реактивности от времени.



**Рисунок 64. Модель генерации мощности в зависимости от времени. Введенная реактивность 1,0 β. Время жизни нейтронов  $10^{-8}$ ,  $10^{-6}$  и  $10^{-4}$  с. Нижний график показывает зависимость реактивности от времени.**

Некоторые из результатов, показанных на рисунках 63 и 64, можно получить аналитически. Для достаточно больших шагов увеличения реактивности выше критичности на мгновенных нейтронах запаздывающими нейтронами можно пренебречь, и кинетические уравнения можно проинтегрировать и получить полный выход при резком увеличении мощности\*.

$$dE/dt = 2\Delta k_p / b, \quad (2)$$

где  $\Delta k_p$  – это шаг приращения по отношению к мгновенной критичности.

\* Подобный же результат можно получить для области критичности на запаздывающих нейтронах, но неадиабатическое поведение искажает результат.

Полуширина пика описывается формулой

$$t_{1/2} = 3,52 l / \Delta k_p, \quad (3)$$

где  $l$  – время жизни нейтронов, а максимальная мощность дается формулой

$$dE / dt_{\max} \approx 2\Delta k_p^2 / 3,5 bl \quad (4)$$

Данные, показанные на рисунках 63 и 64, получены в результате интенсивных исследований на экспериментальных системах: реакторах «Годива», KEWB<sup>6</sup> и SPERT и в экспериментах CRAC<sup>5</sup>.

Реакторы «Годива I» и «Годива II» представляли собой почти целиком твердые критические металлические сборки из урана (93% <sup>235</sup>U), используемые для установок по облучению. При нескольких центах выше мгновенной критичности контролируемая мгновенная вспышка мощности дала отличную экспериментальную картину, дополняющую кривые на рисунках 63 и 64. Из-за теплового расширения возникает мгновенный отрицательный температурный коэффициент реактивности, около  $4,3 \times 10^3 \beta/^\circ\text{C}$  (в зависимости от модели), который непосредственно связан с накоплением энергии деления. Изменение во времени происходит столь быстро, что никакое тепло из системы не теряется. Когда шаг изменения реактивности увеличивается до 4 центов или до 5 центов выше критичности на мгновенных нейтронах, появляются новые эффекты. Мощность растет до такой высокой величины, что тепловое расширение отстает от роста накопления энергии, и простое соотношение между  $E$  и  $\Delta k_p$  в уравнении (2) перестает быть справедливым. При еще более высоких шагах изменения реактивности выделение энергии становится пропорциональным квадрату, а затем кубу исходного превышения реактивности. Структурные разрушения от ударных волн начинаются при 10 центах или 11 центах, определяя, таким образом, предел для плановых повторяющихся вспышек.

Переходное поведение систем растворов изучалось на двух реакторах KEWB<sup>6</sup>. Активная зона KEWB-A представляла собой сферу из нержавеющей стали объемом 13,6 л, содержащую 11,5 л раствора высокообогащенного  $\text{UO}_2\text{SO}_4$ , отражателем был толстый графит. Этот реактор позволял исследовать переходные режимы в системах растворов, в течение которых период достигал 2 миллисекунд. Активная зона KEWB-B была сконструирована специально так, чтобы получить в этих экспериментах период в 1 мс. В нем активная зона была цилиндрической и во время экспериментов по изучению переходных процессов (вплоть до приблизительно  $5,2 \beta$  выше критичности на мгновенных нейтронах) содержала 18 л раствора  $\text{UO}_2\text{SO}_4$ .

В системах KEWB<sup>6</sup> в широком диапазоне вспышек мощности преобладающими были, по-видимому, два механизма гашения. Первый из них – это рост температуры нейтронов и тепловое расширение при росте температуры активной зоны, в результате чего мгновенный температурный коэффициент становился равным  $-2$  цента/ $^\circ\text{C}$  при  $30^\circ\text{C}$ . Этот эффект достаточен для того, чтобы объяснить наблюдаемое энерговыделение вблизи критичности на мгновенных нейтронах, но не он преобладает в экспериментах с большим удалением от нее. Второй механизм гашения – образование пузырьков<sup>104,105</sup>. Имеющиеся данные свидетельствуют в пользу того, что во время пика процессом деления создается пустой объем, состоящий из множества очень маленьких пузырьков (микропузырьков) с внутренним давлением от 10 до 1000 атмосфер. Пузырьки позднее объединяются в большие пузыри и покидают систему, приводя к наблюдаемому коэффициенту образования газа около 4,4 л/МДж.

В росте этих микропузырьков, по-видимому, участвует повторное взаимодействие между осколками деления и возникшими после прежних делений микропузырьками. Таким образом можно объяснить механизм гашения, пропорционального квадрату выделения энергии. Эта модель хорошо описывает СЦР в растворах, несмотря на неточное знание того, в каком именно виде пузырьки образуются и растут.

В то время как программы KEWB<sup>6</sup>, SPERT и TRIGA были в значительной степени ориентированы на безопасность реакторов, исследования по программе CRAC<sup>5</sup> замыслились

и проводились с целью дальнейшего понимания технологических аварий. СЦР инициировалась в цилиндрических емкостях диаметром 300 мм и 800 мм, наполненных растворами высокообогащенного урана с концентрацией от 48,2 г/л до 298 г/л. В большей части экспериментов растворы подавались в емкость с постоянной скоростью до тех пор, пока высота существенно не превышала критическое состояние. В некоторых экспериментах использовался нейтронный источник достаточной интенсивности, чтобы началась вспышка мощности, как только система достигала критичности, в то время как отсутствие такого источника в других экспериментах позволяло системе оказаться в надкритическом состоянии на мгновенных нейтронах до развития цепной реакции, в результате чего получался более высокий энерговыход.

В присутствии источника нейтронов величина энерговыхода в пике хорошо коррелировала со скоростью введения реактивности. Для периода короче 10 миллисекунд удельная мощность в пике, как было найдено, изменялась как обратный период в степени  $3/2$ , что находится в согласии с предсказаниями, основанными на результатах экспериментов KEWB<sup>6</sup>.

Результатом выполнения программы CRAC<sup>5</sup> является также получение полезных данных о мощности дозы, ожидаемой вблизи емкостей с растворами, в которых произошла СЦР (в отсутствие биологической защиты). Для цилиндра диаметром 300 мм на расстоянии 4 м от его поверхности доза составила около  $3 \times 10^{-15}$  Р на акт деления, а для цилиндра диаметром 800 мм – около  $5 \times 10^{-16}$  Р на акт деления.

Активные зоны реактора SPERT I (реактор гетерогенный, замедлитель и отражатель нейтронов – вода) были двух основных типов<sup>93</sup>. Топливо зоны первого типа было в форме алюминидево – урановых пластин, как в реакторе для испытания материалов (MTR), и активные зоны спроектированы так, что в них имелись разные области: от области со слабым замедлением до более опасной области со слишком большим замедлением. Активная зона второго типа была составлена из заключенных в оболочку стержней  $UO_2$  диаметром приблизительно 10 мм. Обогащение урана в этих стержнях составляло 4%.

Разгоны в реакторах с тепловыделяющими элементами пластинчатого типа широко изучались, начиная с 1957 года, в попытке разрешить проблемы конструкции активной зоны и найти ограничения для таких реакторов. В частности, были тщательно определены период и величина энергии, могущая вызвать повреждение. Затухание переходной мощности в системах SPERT более сложно, чем в более простых реакторах. Разработанная модель учитывает нагрев и изменение плотности воды; нагрев и изменение структуры активной зоны, включая изменение геометрии и выбрасывание замедлителя из-за таких изменений; и, наконец, кипение воды рядом с пластинами и потери замедлителя, когда вода вытесняется из активной зоны. Когда активная зона пластинчатого типа была разрушена, реактивность, период, пик мощности и выделение энергии деления были существенно такие, какие были предсказаны. Разрушительный импульс давления пара, начавшийся где-то через 15 миллисекунд после завершения энерговыделения за счет СЦР, не предвиделся и, как полагают, был вызван очень быстрой передачей энергии от почти расплавленных алюминиевых пластин к тонкому слою воды между пластинами. Эта передача, происшедшая прежде, чем имело место сколько-нибудь значительное изменение объема, и возникшее в результате высокое давление разрушили активную зону. Кажется, что этот же эффект участвовал в разрушении БОРАКС, SPERT и SL-1.

Второй тип активной зоны SPERT I<sup>93</sup> (стержни  $UO_2$  в воде, обогащение урана 4%) испытывался в течение 1963 г. и 1964 г. Эксперименты по изучению переходных процессов с такой активной зоной показали действенность эффекта Доплера в самогашении и создали основу для анализа аварий подобных энергетических реакторов. Две попытки разрушить активную зону путем вывода реактора на очень короткие периоды (2,2 и 1,55 миллисекунд) были неудачными. В каждом случае эффект Доплера оказывался эффективным, и дополнительное гашение развивалось потому, что один или два топливных тонких стержня (из нескольких сотен) трескался и вызывал локальное кипение. Считалось, что тонкие стержни были насыщены водой перед испытанием.

# Литература

1. W. R. Stratton, "A Review of Criticality Accidents," Los Alamos Scientific Laboratory report LA-3611 (September 1967).
2. W. R. Stratton, revised by D. R. Smith, "A Review of Criticality Accidents," Lawrence Livermore National Laboratory report DOE/NCT-04 (March 1989).
3. H. C. Paxton, "Glossary of Nuclear Criticality Terms," Los Alamos National Laboratory report LA-11627-MS (October 1989).
4. F. Y. Barbry, "SILENE Reactor: Results of Selected Typical Experiments," CEA Institut de Protection et de Surete Nucleaire, Departement de Recherches en Securite, Centre d'Etudes de VALDUC, Service de Recherches en Surete et Criticite Report SRSC n°223 (September 1994).
5. P. Lecorche and R. L. Seale, "Review of the Experiments Performed to Determine the Radiological Consequences of a Criticality Accident," Oak Ridge Y-12 Plant report Y-CDC-12 (November 1973).
6. M. S. Dunenfeld and R. K. Stitt, "Summary Review of the Kinetics Experiments on Water Boilers," Atomics International, North American Aviation, Inc. report NAA-SR-7087 (February 1963).
7. F. S. Patton, et al., "Accidental Radiation Excursion at the Y-12 Plant, June 16, 1958," Oak Ridge Y-12 Plant report Y-1234 (July 1958).
8. A. D. Callihan and J. T. Thomas, "Accidental Radiation Excursion at the Oak Ridge Y-12 Plant —I, Description and Physics of the Accident," *Health Physics* **1**, 363–372 (1959).
9. "Oak Ridge Y-12 Accidental Excursion, June 16, 1958," *Nucleonics* **16** (11), 138–140, 200–203 (November 1958).
10. G. S. Hurst, R. H. Ritchie, and L. C. Emerson, "Accidental Radiation Excursion at the Oak Ridge Y-12 Plant — III, Determination of Radiation Doses," *Health Physics* **2**, 121–133 (1959).
11. H. C. Paxton, R. D. Baker, W. J. Maraman, and R. Reider, "Nuclear Critical Accident at the Los Alamos Scientific Laboratory on December 30, 1958," Los Alamos Scientific Laboratory report LAMS-2293 (February 1959).
12. H. C. Paxton, R. D. Baker, W. J. Maraman, and R. Reider, "Los Alamos Criticality Accident, December 30, 1958," *Nucleonics* **17** (4), 107–108, 151–153 (April 1959).
13. W. L. Ginkel, et al., "Nuclear Incident at the Idaho Chemical Processing Plant on October 16, 1959," Phillips Petroleum Company, Atomic Energy Division report IDO-10035 (February 1960).
14. R. C. Paulus, et al., "Nuclear Incident at the Idaho Chemical Processing Plant on January 25, 1961," Phillips Petroleum Company, Atomic Energy Division report IDO-10036 (June 1961).
15. J. W. Latchum, F. C. Haas, W. M. Hawkins, and F. M. Warzel, "Nuclear Incident at the Idaho Chemical Processing Plant of January 25, 1961," Phillips Petroleum Company report LA-54-61A, (April 1961).
16. A. R. Olsen, R. L. Hooper, V. O. Uotinen, and C. L. Brown, "Empirical Model to Estimate Energy Release from Accidental Criticality," *Transactions of the American Nuclear Society* **19**, 189–191 (October 1974).
17. D. L. Hetrick, letter to Thomas McLaughlin (14 July 1999).
18. A. D. Callihan, "Accidental Nuclear Excursion in Recuplex Operation at Hanford in April 1962," *Nuclear Safety* **4** (4), 136–144 (June 1963).
19. E. D. Clayton, "Further Considerations of Criticality in Recuplex and Possible Shutdown Mechanism," Hanford Atomic Products Operation report HW-77780 (May 1963).



20. C. N. Zangar, "Summary Report of Accidental Nuclear Excursion, Recuplex Operation, 234-5 Facility," Richland Operations Office, U. S. Atomic Energy Commission report TID-18431 (1962).
21. C. N. Zangar, et al., "Final Report of Accidental Nuclear Excursion, Recuplex Operation, 234-5 Facility," Hanford Operations Office report HW-74723 (August 1962).
22. E. D. Clayton, "The Hanford Pulsar Accident," *Transactions of the American Nuclear Society* **46**, 463-464 (June 1984).
23. F. R. Nakache and M. M. Shapiro, "The Nuclear Aspects of the Accidental Criticality at Wood River Junction, Rhode Island, July 24, 1964," United Nuclear Corporation report TID-21995 (November 1964).
24. H. Kouts, et al., "Report of the AEC Technical Review Committee," United States Atomic Energy Commission (November 1964).
25. J. T. Daniels, H. Howells, and T. G. Hughes, "Criticality Incident—Aug 24, 1970, Windscale Works," *Transactions of the American Nuclear Society* **14**, 35-36 (June 1971).
26. M. C. Evans, "A Review of Criticality Accidents Within the European Community," *Transactions of the American Nuclear Society* **46**, 462-463 (June 1984).
27. M. C. Evans, "A Review of Criticality Accidents Within the European Community," supplemental material presented at the 1984 Annual Meeting of the American Nuclear Society, New Orleans, Louisiana (June 1984).
28. "Recovery of ICPP from Criticality Event of October 17, 1978, Part II, Support and Safety Justification of the Specific Approach to Emptying H-100," Allied Chemical, Idaho Chemical Programs report ACI-366 (January 1979).
29. "ICPP Criticality Event of October 17, 1978," *Nuclear Safety* **21** (5), 648-653 (October 1980).
30. R. E. Wilson and W. D. Jensen, "Reflections on the 1978 ICPP Criticality Accident," in *Proceedings of the Sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety, Versailles*, Vol. 4, pp. 1540-1544 (September 1999).
31. "Report of the Uranium Processing Plant Criticality Accident Investigation Committee," The Uranium Processing Plant Criticality Accident Investigation Committee of The Nuclear Safety Commission (December 1999).
32. H. Mizuniwa, et al., "Dose Evaluation to Workers at JCO Criticality Accident Based on Whole Body Measurement of Sodium-24 Activity and Area Monitoring" (in Japanese), *Journal of the Japanese Nuclear Power Association* **43** (1), 56-66 (January 2001).
33. F. R. McCoy, III, T. P. McLaughlin, and L. C. Lewis, "Trip Report of Visit to Tokyo and Tokai-mura, Japan, on October 18-19, 1999, for Information Exchange with Government of Japan Concerning the September 30, 1999 Tokai-mura Criticality Accident," U. S. Department of Energy (November 1999).
34. J. B. Briggs, Editor, *International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*, Nuclear Energy Agency, NEA/NSC/DOC(95)-03 (September 2002).
35. H. C. Paxton and N. L. Pruvost, "Critical Dimensions of Systems Containing  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , and  $^{233}\text{U}$ , 1986 Revision," Los Alamos National Laboratory report LA-10860-MS (July 1987).
36. E. F. Taylor and J. A. Wheeler, *Spacetime Physics* (W. H. Freeman and Co., San Francisco), p. 60 (1966).
37. A. D. Callihan, W. J. Ozeroff, H. C. Paxton, and C. L. Schuske, "Nuclear Safety Guide," U. S. Atomic Energy Commission report TID-7016 (1957).
38. D. F. Hayes, "A Summary of Accidents and Incidents Involving Radiation in Atomic Energy Activities, June 1945 through December 1955," U. S. Atomic Energy Commission report TID-5360 (August 1956).

39. L. D. P. King, "Design and Description of Water Boiler Reactors," in *Proceedings of the International Conference on Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva*, Vol. 2, pp. 372–391 (August 1955).
40. B. R. Leonard, Jr., "A Study of the Radiation Burst in the Hanford Homogeneous Reactor," Hanford Works report HW-24327 (May 1952).
41. J. T. Thomas and A. D. Callihan, "Radiation Excursions at the ORNL Critical Experiments Laboratory, I— May 26, 1954, II— February 1, 1956," Oak Ridge National Laboratory report ORNL-2452 (May 1958).
42. H. C. Paxton, "Booby Traps," Los Alamos Scientific Laboratory report AECD-4240 (June 1957).
43. A. D. Callihan, "Excursion at the Oak Ridge Critical Experiments Facility, January 30, 1968," Oak Ridge National Laboratory report ORNL-TM-2207 (January 1968).
44. H. C. Paxton, "Critical-Assembly Booby Traps," *Nucleonics* **16** (3), 80–81 (March 1958).
45. R. W. Paine, Jr., et al., "A Study of an Accidental Radiation Burst," Los Alamos Scientific Laboratory report LA-1289 (March 1951).
46. E. C. Mallary, G. E. Hansen, G. A. Linenberger, and D. P. Wood, "Neutron Burst from a Cylindrical Untamped Oy Assembly," Los Alamos Scientific Laboratory report LA-1477 (July 1952).
47. R. E. Peterson and G. A. Newby, "An Unreflected U-235 Critical Assembly," *Nuclear Science and Engineering* **1** (2), 112–125 (May 1956).
48. T. F. Wimett, et al., "Time Behavior of Godiva Through Prompt Critical," Los Alamos Scientific Laboratory report LA-2029 (April 1956).
49. H. C. Paxton, "Godiva, Topsy, Jezebel — Critical Assemblies at Los Alamos," *Nucleonics* **13** (10), 48–50 (October 1955).
50. A. M. Voinov, S. V. Vorontsov, V. T. Punin, and I. G. Smirnov, "Criticality accidents at VNIIEF," in *Proceedings of the Sixth International Conference on Nuclear Criticality Safety, Versailles*, Vol. 2, pp. 874–887 (September 1999).
51. А. М. Воинов и др., "Стенд для исследования нейтронно-физических характеристик простых критических сборок", ВАНТ, серия *Физика ядерных реакторов*, вып. 2, с. 21–29, 1992 г.
52. H. C. Paxton, "Godiva Wrecked at Los Alamos," *Nucleonics* **15** (4), 104 (April 1957).
53. W. R. Stratton, T. H. Colvin, and R. B. Lazarus, "Analysis of Prompt Excursions in Simple Systems and Idealized Fast Reactors," in *Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva*, Vol. 12, pp. 196–206 (September 1958).
54. T. F. Wimett, and J. D. Orndoff, "Applications of Godiva II Neutron Pulses," in *Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva*, Vol. 10, pp. 449–460 (September 1958).
55. A. D. Callihan, "Criticality Excursion of November 10, 1961," Oak Ridge National Laboratory report ORNL-TM-139 (February 1962).
56. М. И. Кувшинов и др., "Экспериментальные исследования связанных систем, содержащих импульсный реактор БИР и подкритическую сборку", ВАНТ, серия *Импульсные реакторы и простые критические сборки*, № 2, с. 3–15, 1988 г.
57. R. L. Kathren, W. C. Day, D. H. Denham, and J. L. Brown, "Health Physics Following a Nuclear Excursion: The LRL Incident of 26 March, 1963," Lawrence Radiation Laboratory report UCRL-7345, Rev. 1 (June 1963).
58. P. D. O'Brien, "Fast Burst Reactor Operational Incidents," in *Proceedings of the National Topical Meeting on Fast Burst Reactors, Albuquerque, NM*, (U. S. Atomic Energy Commission), pp. 373–384 (January 1969).

59. V. A. Teryokhin, V. D. Perezhogin, and Yu. A. Sokolov, "Criticality Measurements at VNIITF – Review," in *Proceedings of the Fifth International Conference on Nuclear Criticality Safety, Albuquerque, NM*, Vol. 1, pp. 4.44–4.47 (September 1995).
60. N. P. Voloshin, I. S. Pogrebov, and V. A. Teryokhin, "RFNC-VNIITF Physical Experimental Division and a Short Historical Sketch of Critical Mass Measurements," in *Proceedings of the Fifth International Conference on Nuclear Criticality Safety, Albuquerque, NM*, Vol. 1, pp. P.31–P.36 (September 1995).
61. A. H. Kazi, H. G. Dubyoski, and R. W. Dickinson, "Preoperational Test Experience with the Army Pulse Radiation Facility Reactor," in *Proceedings of the National Topical Meeting on Fast Burst Reactors, Albuquerque, NM* (U. S. Atomic Energy Commission), pp. 353–371 (January 1969).
62. Н. П. Волошин, "По материалам заключения комиссии о причинах ядерной аварии в РФЯЦ-ВНИИЭФ в г. Сарове", *Атомпресса*, № 26 (262), июль 1997 г.
63. В. Т. Пунин, И. Г. Смирнов, С. А. Зыков, "Авария на стенде критических сборок в РФЯЦ-ВНИИЭФ", *Атомная энергия*, том 83, вып. 2, с. 154–156, август 1997 г.
64. Г. Ф. Ходалев и др., "Доза облучения экспериментатора при аварии на критической сборке в РФЯЦ-ВНИИЭФ", *Атомная энергия*, том 85, вып. 2, с. 153–158, август 1998 г.
65. H. F. McFarland, *Controlled Nuclear Chain Reaction: The First 50 Years* (American Nuclear Society, La Grange Park, IL), pp. 52–54 (1992).
66. D. G. Hurst and A. G. Ward, "Canadian Research Reactors," in *Progress in Nuclear Energy, Series II, REACTORS* (Pergamon Press, London), Vol. 1, pp. 1–48 (1956).
67. R. O. Brittan, R. J. Hasterlik, L. D. Marinelli, and F. W. Thalgott, "Technical Review of ZPR-1 Accidental Transient — The Power Excursion, Exposures, and Clinical Data," Argonne National Laboratory report ANL-4971 (January 1953).
68. W. B. Lewis, "The Accident to the NRX Reactor on December 12, 1952," Atomic Energy of Canada Ltd. report DR-32 (July 1953).
69. W. J. Henderson, A. C. Johnson, and P. R. Tunnicliffe, "An Investigation of Some of the Circumstances Pertinent to the Accident to the NRX Reactor of December 12, 1952," Atomic Energy of Canada Ltd. report NEI-26 (March 1953).
70. J. R. Dietrich, et al., "Experimental Investigation of the Self-limitation of Power During Reactivity Transients in a Subcooled, Water-moderated Reactor, Borax-I Experiments, 1954," Argonne National Laboratory report ANL-5323 (1954).
71. "Reactors, Operational Power Reactors," *Nucleonics* **13** (9), 40–45 (September 1955).
72. J. R. Dietrich, "Experimental Determinations of the Self-regulation and Safety of Operating Water-moderated Reactors," in *Proceedings of the United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva*, Vol. 13, pp. 88–101 (August 1955).
73. J. R. Dietrich and D. C. Layman, "Transient and Steady State Characteristics of a Boiling Reactor, The Borax Experiments, 1953," Argonne National Laboratory report AECD-3840 (February 1954).
74. T. J. Thompson, "Chapter 11 – Accidents and Destructive Tests," *The Technology of Nuclear Reactor Safety* (The M. I. T. Press, Cambridge, MA), Vol. 1, pp. 609–610, 699 (1964).
75. "Yugoslavian Criticality Accident, October 15, 1958," *Nucleonics*, **17** (4), 106, 154–156 (April 1959).
76. C. C. Lushbaugh, "Reflections on Some Recent Progress in Human Radiobiology," in *Advances in Radiation Biology* (Academic Press Inc., New York), Vol. 3, pp. 292–293 (1969).
77. A. N. Tardiff, "Some Aspects of the WTR and SL-1 Accidents," in *Proceedings of the IAEA Symposium on Reactor Safety and Hazards Evaluation Techniques, Vienna*, Vol. 1, pp. 43–88 (May 1962).

78. W. E. Nyer, G. O. Bright, and R. J. McWhorter, "Reactor Excursion Behavior," in *Proceedings of the Third United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva*, Vol. 13, pp. 13–25 (August 1964).
79. R. W. Miller, A. Sola, and R. K. McCardell, "Report of the SPERT I Destructive Test Program on an Aluminum, Plate-type, Water-moderated Reactor," Phillips Petroleum Company report IDO-16883 (June 1964).
80. D. M. Parfanovich, "Summary of Two Criticality Accidents at the Russian Research Center Kurchatov Institute," Idaho National Engineering and Environmental Laboratory report INEEL/EXT-98-00409 (August 1998).
81. A. Yu. Gagarinski and V. D. Pavlov, "Water-moderated Hexagonally Pitched Lattices of U(90%)O<sub>2</sub> + Cu Fuel Rods with GD or SM Rods," HEU-COMP-THERM-004 in *International Handbook of Evaluated Criticality Safety Benchmark Experiments*, NEA/NSC/DOC(95)-03, Vol. II (September 2002).
82. D. Beninson, "Report of the Accident that Occurred to the Critical Assembly RA-2 Reactor on September 23, 1984," [The accident actually took place September 23, 1983], US NRC Information Notice No. 83-66, Supplement 1 (May 1984).
83. F. Seghers, "Questions Revolve Around Death in Argentine Research Reactor," *Nucleonics Week* **24** (40), 1 (October 1983).
84. O. R. Frisch, et al., "Controlled Production of an Explosive Nuclear Chain Reaction," Los Alamos Scientific Laboratory report LA-397 (September 1945).
85. F. De Hoffmann, B. T. Feld, and P. R. Stein, "Delayed Neutrons from U<sup>235</sup> After Short Irradiation," *Physical Review* **74** (10), 1330–1337 (November 1948).
86. R. O. Brittan, "Analysis of the EBR-1 Core Meltdown," in *Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva*, Vol. 12, pp. 267–272 (September 1958).
87. J. H. Kittel, M. Novick, and R. F. Buchanan, "The EBR-1 Meltdown — Physical and Metallurgical Changes in the Core," Argonne National Laboratory report ANL-5731 (November 1957).
88. "Summary Report of HTRE No. 3 Nuclear Excursion," General Electric Company report APEX-509 (August 1959).
89. M. E. Remley, et al., "Experimental Studies on the Kinetic Behavior of Water Boiler Type Reactors," in *Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva*, Vol. 11, pp. 447–456 (September 1958).
90. R. K. Stitt, "A Summary of Experimental Results of the Spherical Core Investigations in the KEWB Program," *Transactions of the American Nuclear Society* **2** (1), A Supplement to *Nuclear Science and Engineering*, pp. 212–213 (June 1959).
91. D. L. Hetrick, et al., "Preliminary Results on the Kinetic Behavior of Water Boiler Reactors," North American Aviation Company report NAA-SR-1896 (April 1957).
92. R. E. Malenfant, H. M. Forehand, and J. J. Koelling, "Sheba: A Solution Critical Assembly," *Transactions of the American Nuclear Society* **35**, pp. 279–280 (November 1980).
93. S. G. Forbes, et al., "Analysis of Self-shutdown Behavior in the SPERT I Reactor," Phillips Petroleum Company report IDO-16528 (July 1959).
94. W. E. Nyer and S. G. Forbes, "SPERT I Reactor Safety Studies," in *Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva*, Vol. 11, pp. 470–480 (September 1958).
95. F. Schroeder, et al., "Experimental Study of Transient Behavior in a Subcooled, Water-moderated Reactor," *Nuclear Science and Engineering* **2** (1), 96–115 (February 1957).

96. R. S. Stone, H. P. Sleeper, Jr., R. H. Stahl, and G. West, "Transient Behavior of TRIGA, a Zirconium-hydride, Water-moderated Reactor," *Nuclear Science and Engineering* **6** (4), 255–259 (October 1959).
97. S. L. Koutz, et al., "Design of a 10-kw Reactor for Isotope Production, Research and Training Purposes," in *Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva*, Vol. 10, pp. 282–286 (September 1958).
98. И. Х. Ганев, *Физика и расчет ядерных реакторов* (Энергоиздат, Москва), с. 273–277, 1981 г.
99. G. E. Hansen, "Burst Characteristics Associated with the Slow Assembly of Fissionable Materials," Los Alamos Scientific Laboratory report LA-1441 (July 1952).
100. K. Fuchs, "Efficiency for Very Slow Assembly," Los Alamos Scientific Laboratory report LA-596 (August 1946).
101. G. E. Hansen, "Assembly of Fissionable Material in the Presence of a Weak Neutron Source," *Nuclear Science and Engineering* **8** (6), 709–719 (December 1960).
102. G. R. Keepin, "Integral Solution of Reactor Kinetic Equations," *Physics of Nuclear Kinetics* (Addison-Wesley Publishing Company Inc., Reading, MA), p. 287 (1965).
103. G. R. Keepin and C. W. Cox, "General Solution of the Reactor Kinetic Equations," *Nuclear Science and Engineering* **8** (6), 670–690 (December 1960).
104. D. P. Gamble, "A Proposed Model of Bubble Growth During Fast Transients in the KEWB Reactor," *Transactions of the American Nuclear Society 2 (1), A Supplement to Nuclear Science and Engineering*, pp. 213–214 (June 1959).
105. D. P. Gamble, "A Proposed Model of Bubble Growth During Fast Transients in the KEWB Reactor," supplemental material presented at the 1959 Annual Meeting of the American Nuclear Society (June 1959).

# Приложение А

## Глоссарий терминов по авариям с возникновением СЦР

Несколько лет назад был составлен авторитетный глоссарий терминов по критичности, употребляемых в ядерной науке и технике. Мы решили включить его в данный отчет целиком как приложение, а не только ту часть, которая относится непосредственно к авариям с возникновением критичности. Таким образом, мы надеемся, что настоящий отчет в будущем найдет еще одно практическое применение как своеобразный стандарт для определений и терминов.

Предлагаемый ниже Глоссарий терминов по критичности ядерных устройств составлен Хью Пакстоном (LA-11627-MS)<sup>3</sup>. Данный глоссарий содержит термины, используемые в литературе по критичности ядерных устройств и по безопасности при возникновении СЦР.

Нижеследующая пара терминов является настолько значимой и часто употребляемой, что мы решили рассмотреть ее отдельно и предоставили ей вводное место.

**critical, criticality [критический, критичность]:** правильное использование обычно соответствует следующему определению, приводимому в Международном словаре Вебстера, издание второе, полное:

**-ity [-сть]:** суффикс, обозначающий состояние, условие, качество, степень, используемый для образования абстрактных существительных от прилагательных, например, кислотность (acidity), несчастье (calamity).

Таким образом, выражения “delayed criticality” (критичность на запаздывающих нейтронах) и “delayed critical state” (критическое состояние на запаздывающих нейтронах) являются эквивалентными. Слово “critical” не используется как существительное, но может употребляться в этой роли в обозначениях, на схемах и графиках, там, где имеется дефицит места, означая “critical state”. В случаях, когда значение прилагательного “critical” может быть неправильно истолковано, например, “critical terms”, “critical accidents”, его можно заменить для ясности существительным “criticality”. Использование термина “criticality” для обозначения “critical condition”, как мы можем часто это слышать, является неприемлемым. Смотри: *критичность на запаздывающих нейтронах, критичность на мгновенных нейтронах.*

**Albedo, neutron [альбедро нейтронов]:** вероятность того, что при определенных условиях нейтрон, входящий в некую область через некую поверхность, вернется обратно через эту же поверхность.

**absorbed dose [поглощенная доза]:** энергия, переданная веществу прямо или косвенно через воздействие ионизирующего излучения, на единицу массы облученного материала в данной конкретной точке; единицей поглощенной дозы является *рад*; в настоящее время в Международной системе единиц (СИ) используется *грей (Гр)*.  $100 \text{ рад} = 1 \text{ грей}$ . Смотри: *рад, грей.*

**absorption, neutron [поглощение нейтронов]:** реакция, инициируемая нейтронами, включая деление, в результате которой нейтрон перестает существовать как свободная частица. Сечение реакции поглощения обозначается как  $\sigma_a$ . Смотри: *захват нейтронный, сечение реакции нейтронов*.

**alarm system, criticality accident [система аварийной сигнализации, авария с возникновением критичности]:** система, способная подавать звуковой сигнал при обнаружении нейтронного или гамма-излучения во время аварии с возникновением критичности. Смотри: *авария с возникновением СЦР*.

**alpha particle [альфа частица]:** ядро гелия-4, испускаемое в процессе превращения ядра.

**beta particle [бета-частица]:** электрон или позитрон, испускаемый в процессе превращения ядра.

**buckling [лапласиан, оператор Лапласа]:** в нашем случае это – алгебраические выражения, устанавливающие соотношение между критическими размерами простых форм (сфера, цилиндр, куб) активной зоны одного состава и такими же отражателями. Например, известный радиус критической сферы можно использовать для определения радиуса и длины соответствующего критического цилиндра. Смотри: *активная зона, отражатель*.

**burst, prompt [импульс на мгновенных нейтронах]:** обычно имеет отношение к импульсу энергии при делении в реакторе импульсного типа. Смотри *импульсный реактор на мгновенных нейтронах, всплеск (мгновенный всплеск мощности)*.

**capture, neutron [захват нейтронный]:** поглощение нейтрона, не приводящее к делению или образованию другого нейтрона. Сечение захвата обозначается как  $\sigma_c$ . Смотри: *поглощение нейтронов, сечение реакции нейтронов*.

**cent [цент]:** единица реактивности, равная одной сотой доли приращения между критичностью на запаздывающих нейтронах и критичностью на мгновенных нейтронах ( $\beta$ ). Смотри: *бета, реактивность*.

**chain reaction, fission [цепная реакция деления]:** последовательность реакций деления ядра, в которых процесс деления инициируется нейтронами, образованными в предыдущем акте деления. В зависимости от того, является ли число делений, непосредственно инициированных нейтронами одного деления, в среднем меньшим, равным или большим единицы, различают цепные реакции сходящиеся (подкритические), самоподдерживающиеся (критические) и расходящиеся (надкритические).

**core [активная зона]:** часть делящейся системы, содержащая наибольшее количество делящегося материала, отделяемая от внешнего отражателя. Смотри: *система с делящимся материалом, отражатель*.

**critical infinite cylinder [бесконечный критический цилиндр]:** для определенной делящейся среды и окружающего отражателя бесконечно длинный цилиндр с диаметром, способствующим критическому состоянию.

**critical infinite slab [бесконечная критическая плита]:** для определенной делящейся среды и отражателя на каждой из поверхностей - плита с бесконечными боковыми размерами и толщиной, обеспечивающей ее критичность.

**criticality accident [авария с возникновением СЦР]:** выброс энергии в результате неожиданно возникшей самоподдерживающейся или неограниченно растущей цепной реакции.

**criticality safety [ядерная безопасность]:** комплекс мер и средств защиты от последствий аварии с возникновением СЦР, предпочтительно, путем предотвращения этой аварии. Включает методики, подготовку персонала и другие меры дополнительно к физической защите. Смотри: *авария с возникновением СЦР*.

**criticality safety standards [стандарты обеспечения ядерной безопасности]:** данные стандарты описывают методы обеспечения ядерной безопасности, общие для промышленности. Их согласование и принятие обеспечивается Американским национальным институтом стандартов.

**cross section  $\sigma$ , neutron [сечение реакции нейтронов]:** коэффициент пропорциональности, связывающий скорость данной конкретной реакции (например, захвата или деления) с произведением количества нейтронов в секунду, падающих перпендикулярно на единицу площади тонкой мишени, на количество ядер мишени на единице площади. Для каждого ядра мишени рассматривается малая площадь, выражаемая в барнах, т. е.  $10^{-24}$  см<sup>2</sup>. Смотри: *поглощение нейтронов, захват нейтронный, деление ядра*.

**decay, radioactive [распад радиоактивный]:** процесс спонтанного ядерного превращения, в ходе которого испускаются частицы или гамма-излучение, рентгеновское излучение как следствие захвата орбитального электрона, или в ходе которого происходит спонтанное деление ядра. Смотри: *деление ядра, гамма-излучение*.

**delayed criticality [критичность на запаздывающих нейтронах]:** состояние делящейся системы, при котором  $k_{\text{eff}} = 1$ , т. е. устойчивое состояние. Смотри: *коэффициент размножения*.

**delayed neutrons [запаздывающие нейтроны]:** нейтроны, испускаемые возбужденным ядром в результате бета-распада после деления в интервале времени от секунд до нескольких минут. Смотри: *мгновенные нейтроны*.

**dollar [бета]:** единица реактивности, равная разнице между критичностью на запаздывающих нейтронах и на быстрых нейтронах для фиксированной системы осуществления цепной реакции. Смотри: *реактивность*.

**dose equivalent [эквивалентная доза]:** поглощенная доза, умноженная на коэффициент качества и другие менее значимые преобразующие коэффициенты с целью сложения доз от различных излучений (альфа, бета, гамма, медленные нейтроны, быстрые нейтроны) для получения эффективной полной дозы в данной конкретной точке. Общепринятой единицей измерения является *бэр*; в настоящее время, согласно Международной системе единиц (СИ), это зиверт (Зв),  $100 \text{ бэр} = 1 \text{ Зв}$ . Смотри: *бэр, зиверт*.

**dose rate [мощность дозы]:** поглощенная доза в единицу времени. Смотри: *поглощенная доза*.

**excursion, nuclear [внезапное возрастание критичности]:** резкое, в виде пика, возрастание скорости деления в надкритической системе с последующим снижением до низкого значения.

**excursion, prompt-power [мгновенное резкое увеличение мощности, разгон на мгновенных нейтронах]:** внезапное возрастание мощности, возникающее как результат создания критической конфигурации делящегося материала на мгновенных нейтронах. Как правило, это резкий всплеск мощности, за которым следует пологий участок кривой с возможным прерыванием ее небольшими пиками. Смотри: *внезапное возрастание критичности, всплеск (мгновенный всплеск мощности)*.



**excursion period (T) [период выбега (T)]:** характерное время, в течение которого мощность ядерного деления возрастает в  $e = 2,718$  раз при ее экспоненциальном росте ( $e^{t/T}$ ) в условиях ядерной критичности до начала действия механизма гашения. Смолри: *внезапное возрастание критичности, механизм гашения.*

**exponential column [экспоненциальная колонна]:** подкритический блок или цилиндр из делящегося материала с независимым нейтронным источником на конце. При соответствующих условиях отклик нейтронного детектора снижается экспоненциально с расстоянием от источника. По логарифму скорости снижения отклика и боковым размерам колонны можно определить размеры критической сборки из данного материала без отражателя.

**exposure [экспозиция/облучение]:** мера ионизации атмосферного воздуха под воздействием рентгеновского или гамма-излучений; сумма электрических зарядов всех ионов одного знака в малом объеме воздуха при полной остановке всех электронов, освобожденных фотонами, на единицу массы воздуха. Обратите внимание, что понятие экспозиция относится к среде, а не к поглощающему материалу. Единицей экспозиции является рентген. Смолри: *гамма-излучение, рентген.* Другими словами, экспозиция – это воздействие излучения на живые и неживые объекты.

**favorable geometry [безопасная геометрия]:** геометрические пределы делящегося материала, обеспечивающие его подкритичность в предполагаемых условиях. Примером могут быть ограниченные размеры диаметров труб, содержащих делящийся раствор, или ограниченные объемы контейнеров с делящимся раствором.

**fissile nucleus [делящееся ядро]:** ядро, делящееся тепловыми нейтронами, при условии, что эффективное сечение деления  $\bar{\nu}\sigma_f$  превышает эффективное сечение поглощения  $\bar{\sigma}_a$ . Общеизвестными делящимися ядрами являются ядра  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{233}\text{U}$ . Смолри: *поглощение нейтронов, деление ядра.*

**fissile system [система с делящимся материалом]:** система, содержащая ядра  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  или  $^{233}\text{U}$  и способная к значительному размножению нейтронов. Смолри: *деление ядра, размножение подкритическое.*

**fission, nuclear [деление ядра]:** расщепление ядра (обычно Th, U, Pu, или тяжелых ядер) на две (реже более) массы одного порядка величины, сопровождающееся выделением большого количества энергии и испусканием нейтронов. Хотя некоторые виды деления происходят спонтанно, деление под действием нейтронов представляет наибольший интерес в плане безопасности при возникновении СЦР. Сечение деления обозначается  $\sigma_f$ ,  $\nu$  – количество нейтронов, испускаемых в одном акте деления. Смолри: *сечение реакции нейтронов.*

**fission products [осколки деления]:** нуклиды, образовавшиеся в результате деления или в последующем радиоактивном распаде. Смолри: *деление ядра, нуклид.*

**fission yield, excursion [полный энерговыход]:** общее количество делений при внезапном возрастании критичности. Смолри: *внезапное возрастание критичности.*

**fissionable nucleus [способное к делению ядро]:** ядро, способное к делению нейтронами определенной энергии. К делимым ядрам относятся  $^{238}\text{U}$ ,  $^{240}\text{Pu}$ , делящиеся ядра и другие ядра, которые делятся нейтронами с энергией, превышающей некий порог. Смолри: *делящееся ядро.*

**gamma radiation [гамма-излучение]:** коротковолновое электромагнитное излучение, испускаемое в процессе ядерного превращения или аннигиляции частицы.

**gray (Gy) [грей, Гр]:** единица поглощенной дозы;  $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг} = 100 \text{ рад}$ . Принята в 1976 на Международной конференции по мерам и весам в качестве замены *рада*. Смотри: *рад*.

**hazard [опасность]:** потенциальная опасность. «Потенциально опасный» - это дублирующий термин. Обратите внимание, что опасный объект не обязательно является объектом повышенного риска. Смотри: *риск*.

**H/X:** общепринятое выражение для отношения числа атомов водорода к  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  или  $^{233}\text{U}$  в растворах или водородсодержащих смесях. Там, где присутствует несколько делящихся веществ, отношение определяется отдельно для каждого.

**inhour [обратный час]:** величина реактивности, которую нужно добавить в критическую систему на замедленных нейтронах, чтобы получить период реактора, равный одному часу; в настоящее время используется редко. Смотри: *реактивность*.

**ionizing radiation [ионизирующее излучение]:** любое излучение, прямо или косвенно состоящее из ионизирующих частиц, фотонов или их комбинации. Примером являются рентгеновское излучение и излучения, сопровождающие процесс радиоактивного распада. Смотри: *распад радиоактивный*.

**irradiation [облучение]:** попадание под воздействие ионизирующего излучения. Смотри: *экспозиция* (альтернативное определение).

**isotopic code [изотопный код]:** комбинация из последних цифр атомного номера и атомного веса; так, например, для  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$  и  $^{233}\text{U}$  – это "25", "49" и "23"; для  $^{240}\text{Pu}$  принят изотопный код "410"; встречается в литературе, но в настоящее время употребляется редко.

**linear energy transfer (LET) [линейная передача энергии (ЛПЭ)]:** средняя потеря энергии ионизирующего излучения на единицу расстояния при его прохождении в среде. Высокая ЛПЭ обычна притому, альфа-частицам и нейтронам, тогда как низкая – рентгеновскому излучению, электронам и гамма-излучению. Смотри: *ионизирующее излучение*.

**monitor, radiation [монитор радиационный]:** детектор для измерения уровня ионизирующего излучения. Одной из целей измерения может быть получение информации о величине дозы или мощности дозы. Смотри: *ионизирующее излучение*.

**multiplication, subcritical [размножение подкритическое]:** коэффициент равновесия в подкритической делящейся системе с нейтронным источником, определяющий отношение общего количества нейтронов деления и источника к числу нейтронов источника.

**multiplication factor ( $k_{\text{eff}}$ ) [коэффициент размножения ( $k_{\text{eff}}$ )]:** среднее число нейтронов деления цепной реакции, образованных нейтроном за период его жизни внутри системы. Отсюда следует, что  $k_{\text{eff}} = 1$ , если система критична;  $k_{\text{eff}} < 1$ , если система подкритична; и  $k_{\text{eff}} > 1$ , если система надкритична.

**neutron [нейтрон]:** элементарная частица, не имеющая электрического заряда, масса покоя которой равна  $1.67495 \times 10^{-24}$  граммов и среднее время жизни около 10 минут.

**neutron poison [нейтронный поглотитель]:** неделящийся поглотитель нейтронов, обычно используемый для управления критичностью системы. Смотри: *поглощение нейтронов, захват нейтронный*.

**neutrons, epithermal [нейтроны надтепловые]:** нейтроны, кинетическая энергия которых выше энергии тепловых нейтронов, часто ограничены значениями энергии, сопоставимыми с энергией химической связи.

**neutrons, fast [нейтроны быстрые]:** нейтроны, кинетическая энергия которых выше определенной конкретной величины; обычно выбирается значение 0,1 МэВ (МэВ = миллион электрон-вольт).

**neutrons, thermal [нейтроны тепловые]:** нейтроны, находящиеся в тепловом равновесии со средой существования. При комнатной температуре средняя энергия тепловых нейтронов равна 0.025 эВ (эВ = электрон-вольт).

**nonfavorable geometry [опасная геометрия]:** смотри: *безопасная геометрия*.

**nuclide [нуклид]:** вид атома, характеризующийся атомным номером, массовым числом и, возможно, возбужденным состоянием, если оно является долгоживущим.

**oralloy (Oy) [ораллой]:** термин был введен в Лос-Аламосе для использования в ранних документах для обозначения обогащенного урана (Окриджский сплав); в настоящее время используется редко, в основном, для высокообогащенного урана. Смотри: *тубалой*.

**personnel monitor (radiation) [индивидуальный дозиметр, радиационный]:** устройство для измерения экспозиционной дозы излучения. Информация об эквивалентной дозе воздействия ионизирующего излучения на биологическую ткань может быть получена из значения экспозиционной дозы, зарегистрированной пленочным дозиметром, ионизационными камерами и термомюлюминесцентными устройствами; из общего обсчета всего тела и анализа биологических образцов; а также путем мониторинга и специальных наблюдений.

**photon [фотон]:** квант электромагнитного излучения.

**prompt burst reactor [импульсный реактор на мгновенных нейтронах]:** устройство для осуществления неразрушающих сверхбыстрых ядерных импульсов на мгновенных нейтронах. Смотри: *импульс на мгновенных нейтронах, внезапное возрастание критичности*.

**prompt criticality [критичность на мгновенных нейтронах]:** состояние делящейся системы, при котором условие  $k_{\text{eff}} = 1$  обеспечивается мгновенными нейтронами. Смотри: *коэффициент размножения*.

**prompt neutrons [мгновенные нейтроны]:** нейтроны, испускаемые мгновенно в процессе деления. Смотри: *запаздывающие нейтроны*.

**quality factor (QF) [коэффициент качества]:** линейный, зависимый от передачи энергии коэффициент, с помощью которого, при умножении его на поглощенную дозу, можно получить количественное выражение биологической эффективности поглощенной дозы от различных источников. Необходим в контексте защиты от излучения. Примерно соответствует отношению эквивалентной дозы к поглощенной дозе. Смотри: *поглощенная доза, эквивалентная доза, линейная передача энергии*.

**quenching mechanism [механизм гашения]:** физический процесс, отличный от механического повреждения, ограничивающий величину пика мощности при вспышке. Примерами являются тепловое расширение или формирование в растворе микропузырьков за счет радиолиза. Смотри: *всплеск (мгновенный всплеск мощности)*.

**rad [рад]:** единица измерения поглощенной дозы;  $1 \text{ рад} = 10^{-2} \text{ Дж/кг}$  среды. В 1976 году на Международной конференции по мерам и весам было принято решение о переходе на использование *грея* в качестве единицы измерения поглощенной дозы ( $1 \text{ Гр} = 1 \text{ Дж/кг}$ ), но *грей* не использовался в литературе, описывающей аварии с возникновением критичности, так как все они произошли до введения этой единицы в употребление. Смори: *поглощенная доза, грей, индивидуальный дозиметр*.

**radiation [излучение]:** в контексте безопасности при возникновении критичности данное понятие объединяет альфа-частицы, бета-частицы, нейтроны, гамма-лучи и различные их сочетания. Смори: *альфа-частицы, бета-частицы, нейтроны, рентгеновское излучение*.

**reactivity [реактивность]:** параметр делящейся системы, пропорциональный  $1 - 1/k_{\text{eff}}$ . Таким образом, реактивность равна нулю, когда система критична, положительна, когда система надкритична и отрицательна, когда система подкритична. Смори: *бета, цент и обратный час, т.е. различные единицы измерения реактивности; коэффициент размножения*.

**reflector [отражатель]:** материал, окружающий снаружи активную зону, обладающий способностью обратного рассеивания, что позволяет возвращать в активную зону нейтроны, которые иначе бы из нее безвозвратно исчезли. Смори: *активная зона, система с делящимся материалом*.

**reflector savings [экономия отражателя]:** абсолютная разница между размером АЗ критической системы с отражателем и соответствующим размером той же по составу АЗ в критическом состоянии, но без отражателя. Смори: *активная зона, система с делящимся материалом, отражатель*.

**relative biological effectiveness (RBE) [относительная биологическая эффективность]:** коэффициент, употребляемый для сравнения биологической эффективности поглощенной дозы (в *радах* или *греях*) от различных типов источников ионизирующих излучений; точнее, это экспериментально определенное отношение поглощенной дозы данного излучения к поглощенной дозе эталонного излучения, потребной для оказания идентичного биологического эффекта на конкретный экспериментальный организм или ткань. Данный термин применяется только в радиобиологии, и его не следует применять в защите от излучений вместо коэффициента качества. Смори: *коэффициент качества*.

**rem [бэр]:** единица измерения эквивалентной дозы (биологический эквивалент рентгена), замененная на *зиверт*, принятый в качестве единицы измерения в 1980 Международной конференцией по мерам и весам. Однако в литературе по авариям с возникновением критичности *зиверт* не употребляется. Смори: *эквивалентная доза, зиверт*.

**rep [фэр]:** устаревший термин для выражения поглощенной дозы тканями человеческого организма, был впоследствии заменен на рад. Изначально образован как сокращение от выражения “физический эквивалент рентгена”.

**risk [риск]:** стоимость класса аварий за определенный период времени, обычно выраженная в денежном выражении или человеческих жертвах в год или за период ресурса объекта. При отсутствии возможности определения опытным путем риск оценивается как произведение вероятности возникновения на последствия аварии данного типа. Не путать с *опасностью*. Смори: *опасность*.

**roentgen (R) [рентген]:** единица измерения экспозиционной дозы;  $1 \text{ Р} = 2,58 \times 10^{-4} \text{ Кл/кг}$  в воздухе. Строго говоря, рентген применяется к рентгеновскому или гамма-излучению, хотя в одном из отчетов по авариям с возникновением критичности дозы бета-излучения были выражены в рентгенах. Смори: *экспозиция/облучение*.

**scram [быстрый останов]:** альтернативный термин, обозначающий мгновенное заглушение реактора.

**shutdown mechanism [механизм останова]:** механизм гашения и механического повреждения, если оно имеется, который может ограничить мгновенный всплеск мощности. Смотри: *разгон на мгновенных нейтронах, механизм гашения, всплеск (мгновенный всплеск мощности)*.

**sievert (Sv) [зиверт]:** единица измерения эквивалентной дозы;  $1 \text{ Зв} = 1 \text{ Дж/кг} = 100 \text{ бэр}$ . Принят в 1980 на Международной конференции по мерам и весам вместо *бэра*. Смотри: *эквивалентная доза, бэр*.

**spike (in a prompt-power excursion) [пик (мгновенный всплеск мощности)]** начальный импульс при мгновенном всплеске мощности, ограниченный механизмом останова. Смотри: *разгон на мгновенных нейтронах, механизм останова*.

**tuballoy (Tu) [тубалой]:** термин, который использовался во время второй мировой войны для обозначения урана. Пришел из Англии, в настоящее время считается устаревшим. Смотри: *оралой*.

**uranium enrichment (enrichment) [обогащение урана (обогащение)]:** весовой процент урана  $^{235}\text{U}$  в уране при условии, что процентное содержание превышает его естественное значение. Если говорится о “повышенном содержании  $^{233}\text{U}$ ”, то должно быть указано обогащение  $^{233}\text{U}$ .

**x-ray [рентгеновское излучение]:** электромагнитное излучение с длиной волны в интервале от  $10^{-10}$  до  $10^{-6}$  см.

# Приложение В

## Схемы оборудования, табулированные физические данные и данные о выходе числа делений для 22 технологических аварий

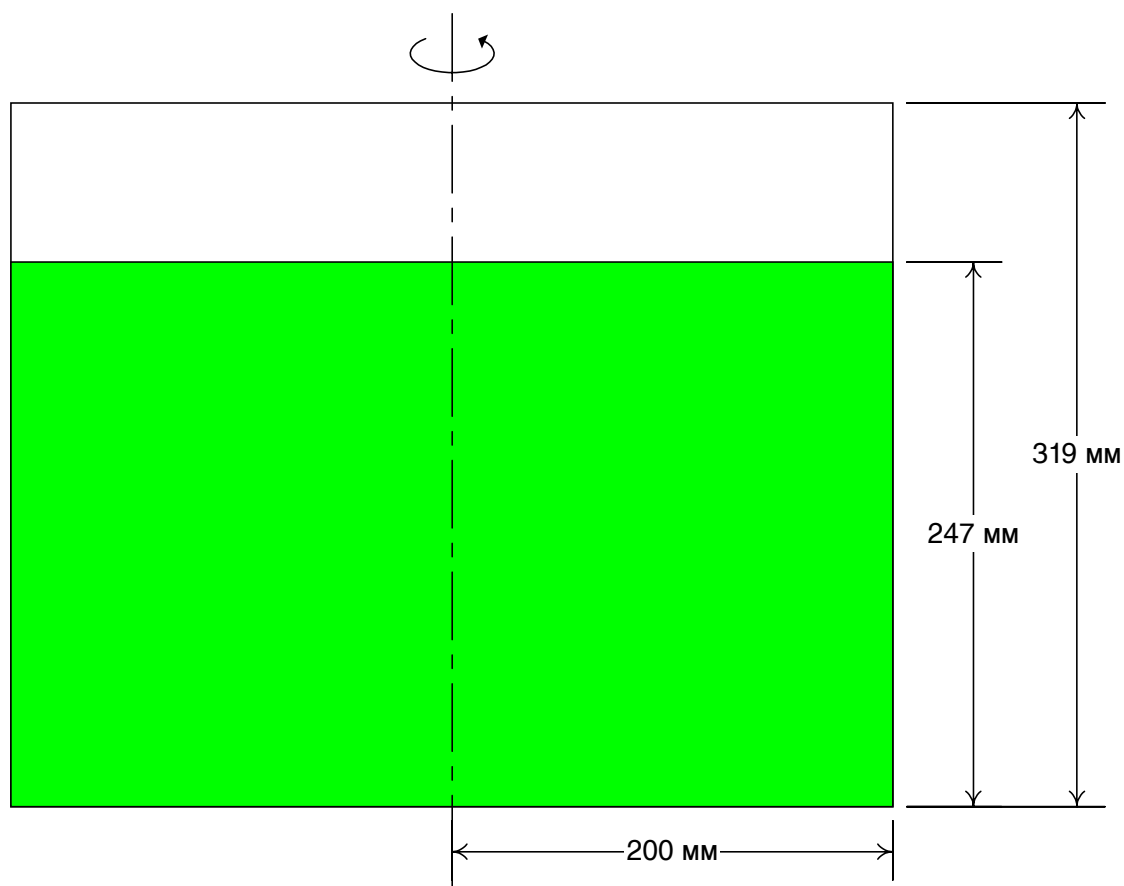
Часть 1 содержит раздел, следующий сразу за описанием 22-ой аварии и озаглавленный как «Физические и нейтронные характеристики аварий с возникновением критичности на технологических установках». В этом разделе описывается большое число неизвестных величин, приближений и неопределенностей, связанных с упрощенным воссозданием картин аварий и табулированием данных. Выход и удельный выход в таблицах этого приложения приводятся в единицах «число делений» и «число делений на литр», соответственно.

Та же самая информация представлена здесь в новом формате для облегчения понимания приблизительной геометрии и данных о выходе, связанных с каждой технологической аварией. Хотя эти данные никогда не будут квалифицироваться как «реперные» (можно было бы провести расчеты, но результаты были бы в большой степени спорными), они могут оказаться полезными для студентов и преподавателей университетов и для специалистов по критичности при чтении лекций оперативному персоналу с целью его обучения.

Для каждой из двадцати двух промышленных аварий, описанных в Части I, в этом Приложении дается схематическое изображение геометрии емкостей, в которых произошла авария. В подавляющем большинстве случаев эти емкости были заполнены делящимся материалом лишь частично. На всех схемах делящийся материал, содержащий плутоний, изображен зеленым цветом, а содержащий уран материал изображен красным цветом. В некоторых случаях объем с делящимся материалом реально состоял из двух частей, в одной из которых плотность делящегося материала была ниже, чем в другой. На соответствующих схемах на более низкую плотность плутония указывает светло-зеленый цвет, а на более низкую плотность урана указывает светло-красный цвет.

# 1. ПО «Маяк», г. Озерск, 15 марта 1953 г.

*Раствор нитрата плутония в контейнере для временного хранения; одна вспышка; один оператор перенес острую лучевую болезнь, другой серьезно переоблучился.*

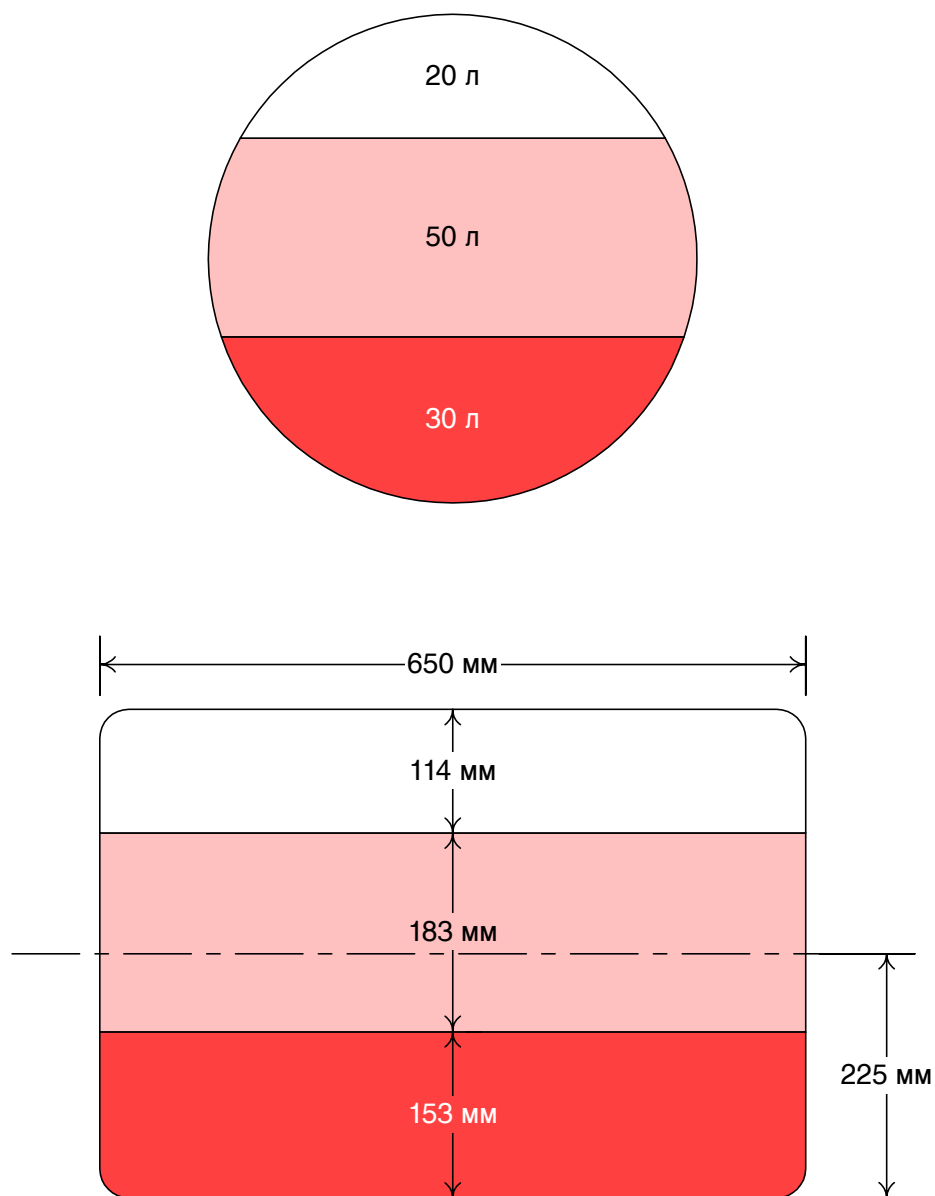


Объем емкости	40,0 л
Объем делящегося материала	31,0 л
Масса делящегося материала	0,81 кг
Концентрация делящегося материала	26,1 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	0,67 кг
Энерговыделение в первом пике	неизвестно
Удельное энерговыделение	неизвестно
Полное энерговыделение	$\sim 2,0 \times 10^{17}$

## 2. ПО «Маяк», г. Озерск, 21 апреля 1957 г.

Накопление осадка с высокообогащенным (90%) ураном в монжюсе опасной геометрии; один летальный исход, пятеро серьезно облученных.



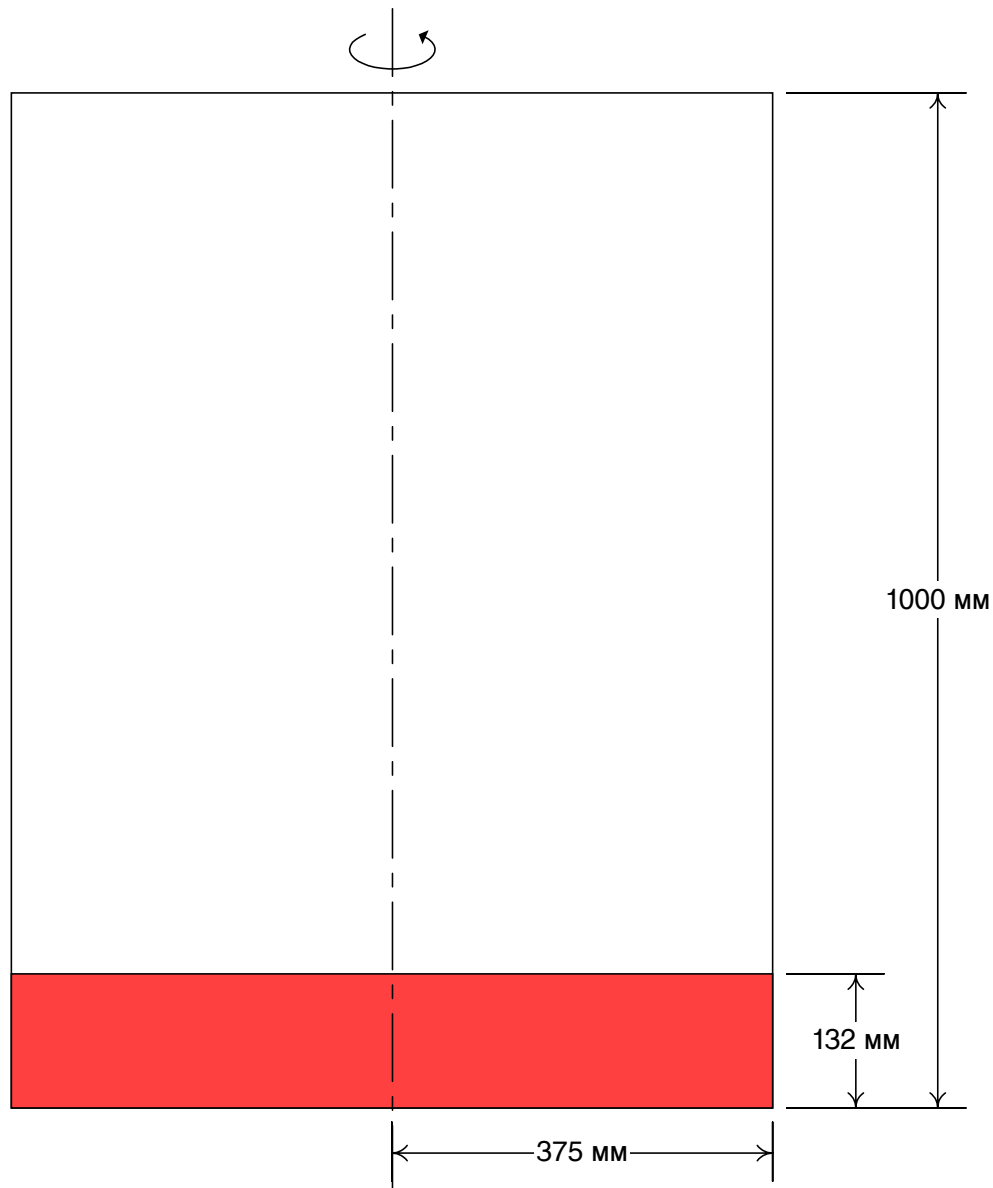
Объем емкости	100,0 л
Объем делящегося материала	30,0 л
Масса делящегося материала	3,06 кг
Концентрация делящегося материала	102,0 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	1,09 кг
Энерговыведение в первом пике	неизвестно
Удельное энерговыведение	неизвестно
Полное энерговыведение	$\sim 1,0 \times 10^{17}$



### 3. ПО «Маяк», г. Озерск, 2 января 1958 г.

*Раствор уранилнитрата, U(90%), в экспериментальной емкости; одна вспышка; три летальных исхода, один случай значительного облучения.*

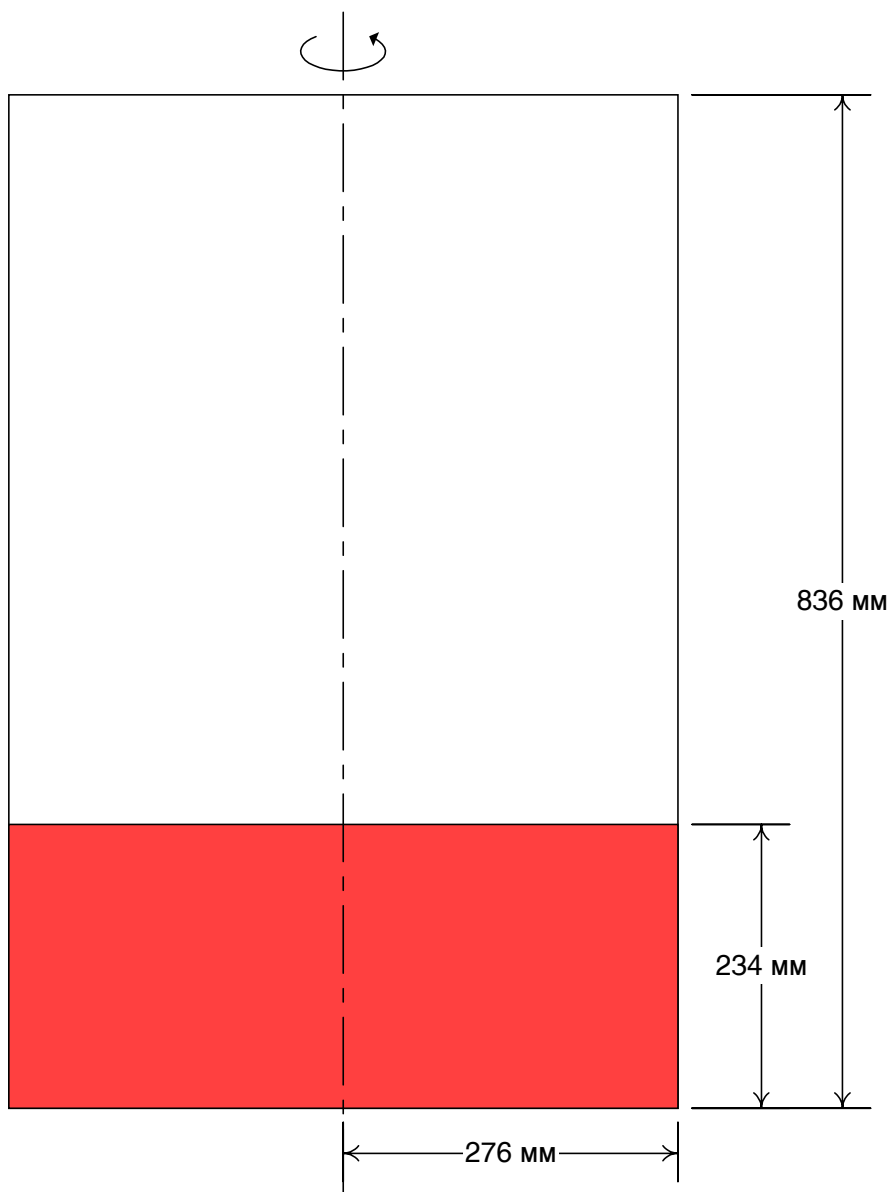


Объем емкости	442,0 л
Объем делящегося материала	58,4 л
Масса делящегося материала	22,0 кг
Концентрация делящегося материала	376,7 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	5,24 кг
Энерговыделение в первом пике	$\sim 2,0 \times 10^{17}$
Удельное энерговыделение	$\sim 3,4 \times 10^{15}$
Полное энерговыделение	$\sim 2,0 \times 10^{17}$

#### 4. Радиохимический завод У-12, Окридж, 16 июня 1958 г.

*Раствор уранилнитрата, U(93%), в сборнике воды; многочисленные осцилляции мощности; существенные дозы получили восемь человек.*

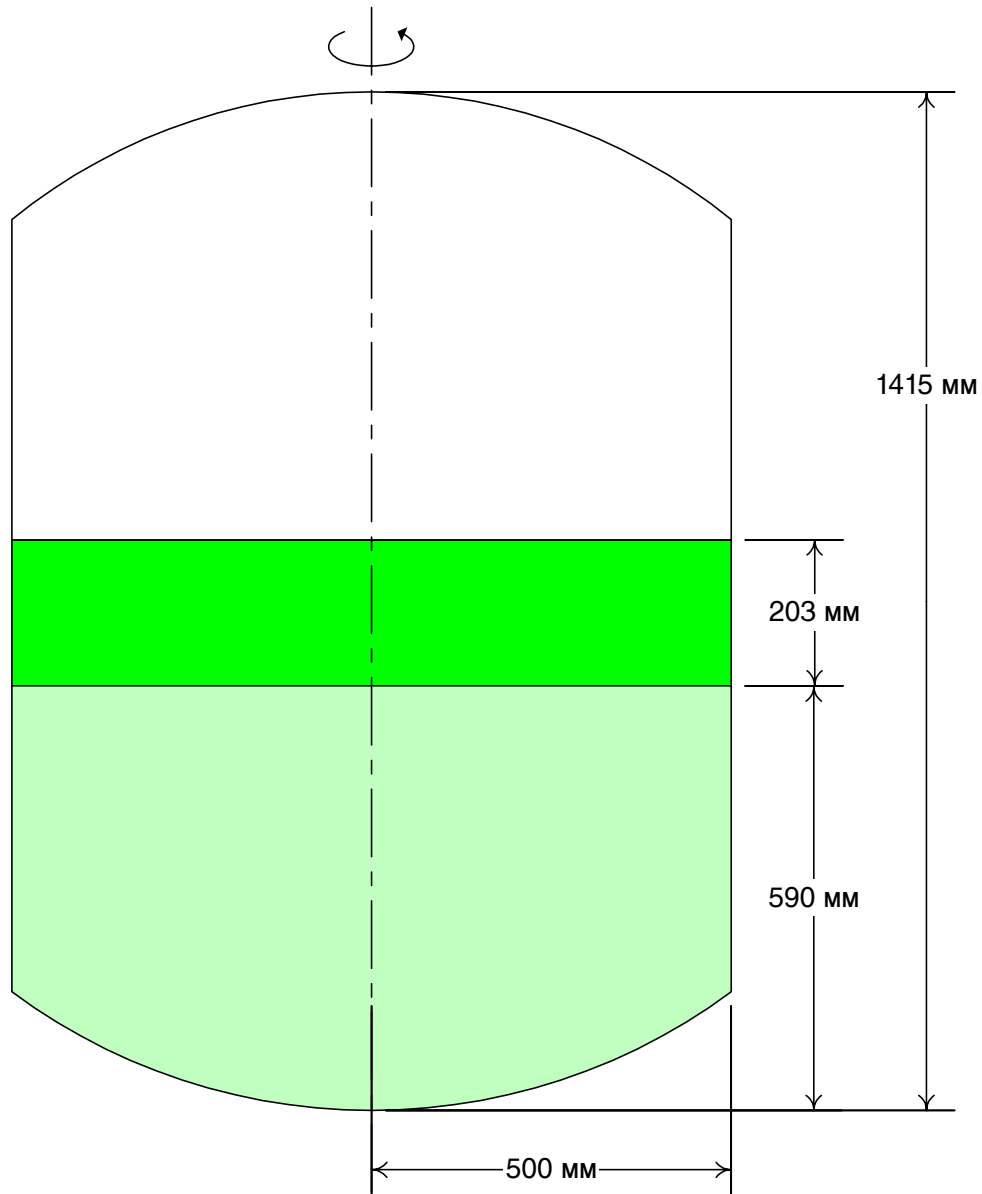


Объем емкости	208,0 л
Объем делящегося материала	56,0 л
Масса делящегося материала	2,10 кг
Концентрация делящегося материала	37,5 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	1,50 кг
Энерговыведение в первом пике	$\sim 0,1 \times 10^{17}$
Удельное энерговыведение	$\sim 0,2 \times 10^{15}$
Полное энерговыведение	$13,0 \times 10^{17}$

## 5. Лос-Аламосская национальная лаборатория, 30 декабря 1958 г.

*Растворы плутония в емкости для работы с органическими веществами; единичный всплеск мощности; один погибший; два человека получили значительные дозы облучения.*

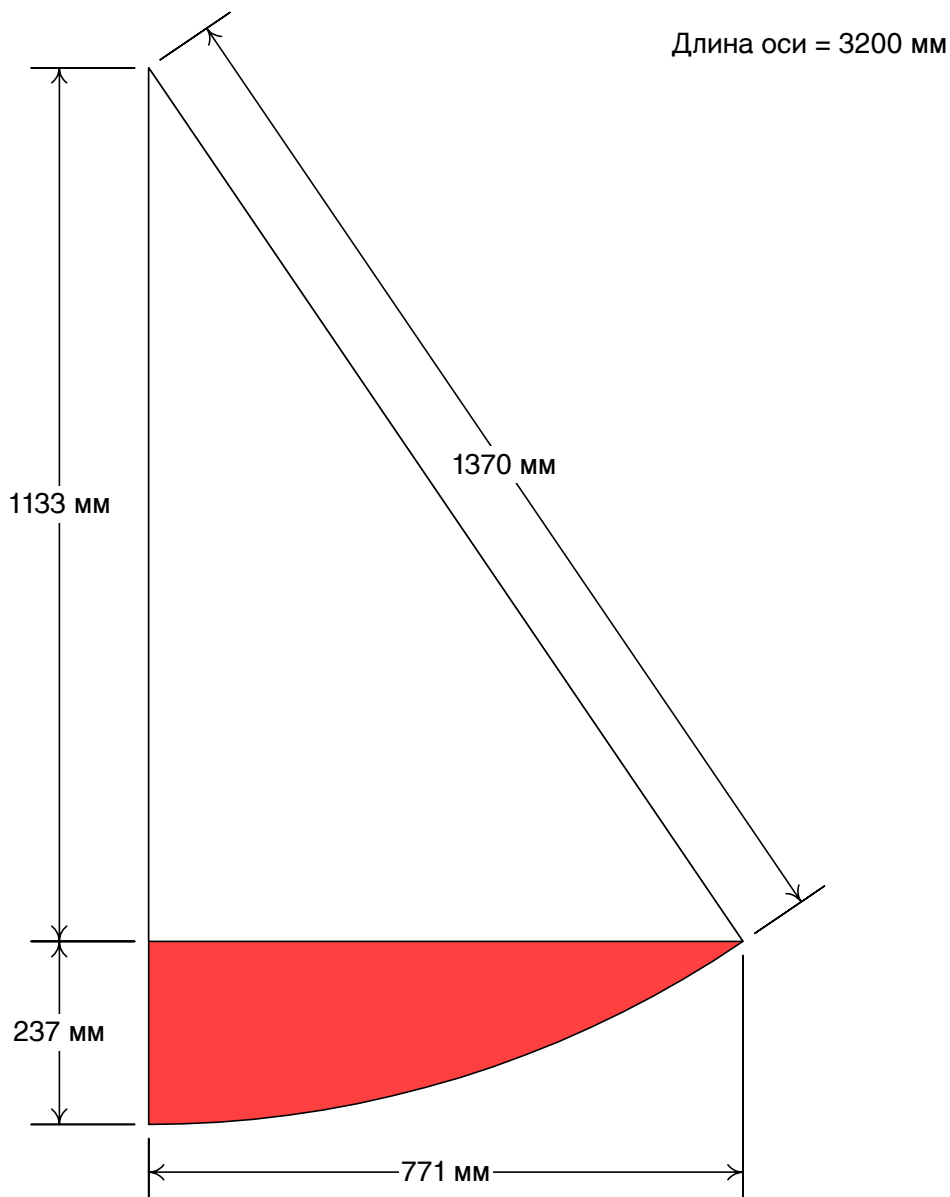


Объем емкости	982,0 л
Объем делящегося материала	160,0 л
Масса делящегося материала	2,94 кг
Концентрация делящегося материала	18,4 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	0,84 кг
Энерговыведение в первом пике	$1,5 \times 10^{17}$
Удельное энерговыведение	$0,9 \times 10^{15}$
Полное энерговыведение	$1,5 \times 10^{17}$

## 6. Радиохимический завод, шт. Айдахо, 16 октября 1959 г.

Раствор уранилнитрата, U(91%), в емкости для сбора жидких отходов; многократные всплески мощности; два человека получили значительные дозы облучения.

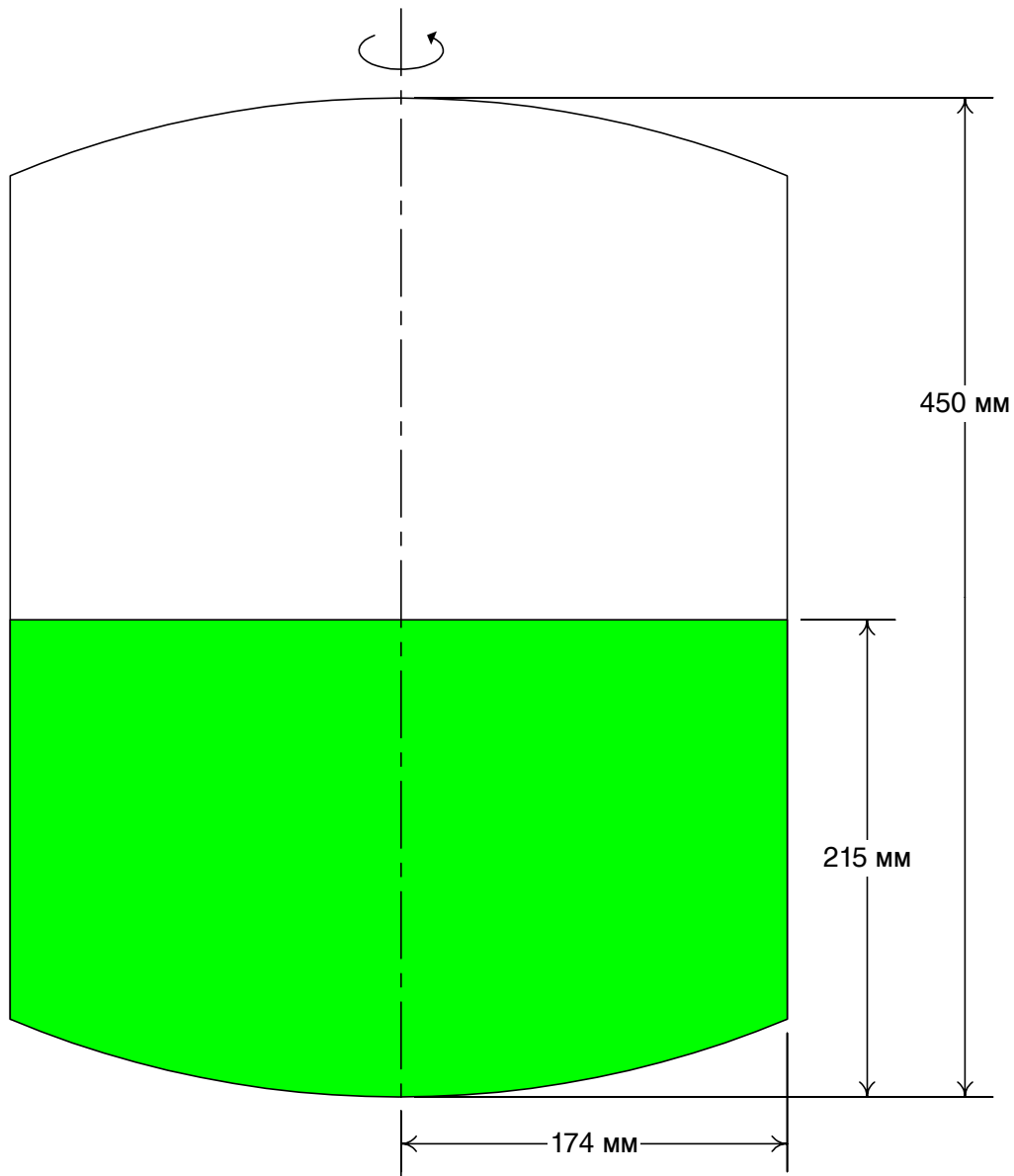


Объем емкости	18 900 л
Объем делящегося материала	800,0 л
Масса делящегося материала	30,9 кг
Концентрация делящегося материала	38,6 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	1,24 кг
Энерговыведение в первом пике	$\sim 1,0 \times 10^{17}$
Удельное энерговыведение	$\sim 0,1 \times 10^{15}$
Полное энерговыведение	$400 \times 10^{17}$

## 7. ПО «Маяк», г. Озерск, 5 декабря 1960 г.

*Раствор карбоната плутония в монжюсе; многократные вспышки мощности; незначительное облучение.*

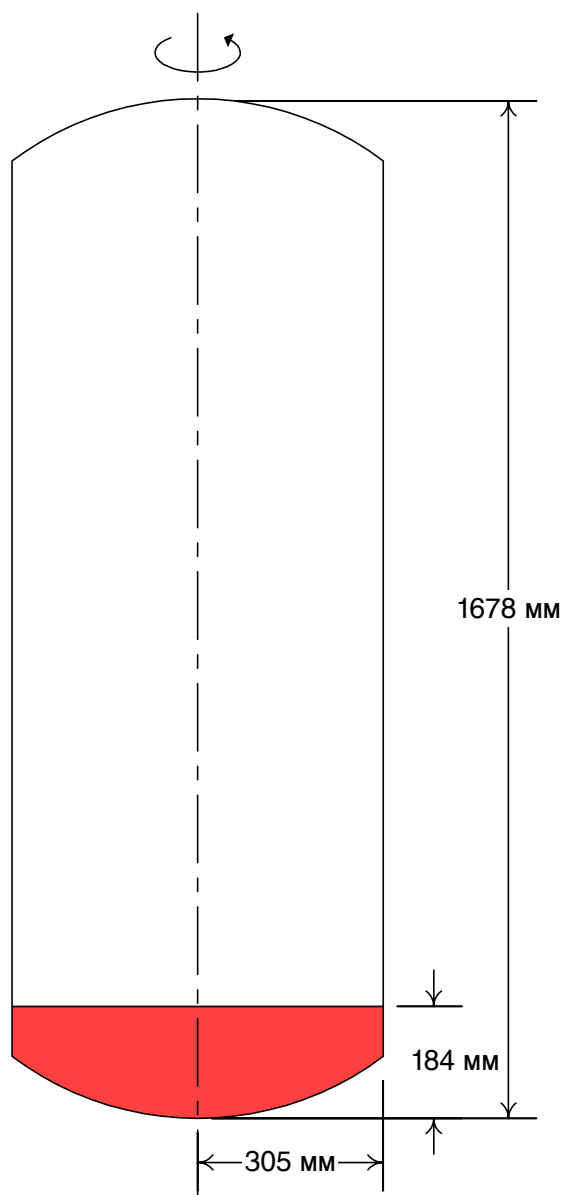


Объем емкости	40,0 л
Объем делящегося материала	19,0 л
Масса делящегося материала	0,85 кг
Концентрация делящегося материала	44,7 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	0,71 кг
Энерговыведение в первом пике	неизвестно
Удельное энерговыведение	неизвестно
Полное энерговыведение	$\sim 2,5 \times 10^{17}$

## 8. Радиохимический завод, шт. Айдахо, 25 января 1961 г.

*Раствор уранилнитрата, U(90%), в конденсаторе; многочисленные всплески мощности; незначительные дозы облучения.*

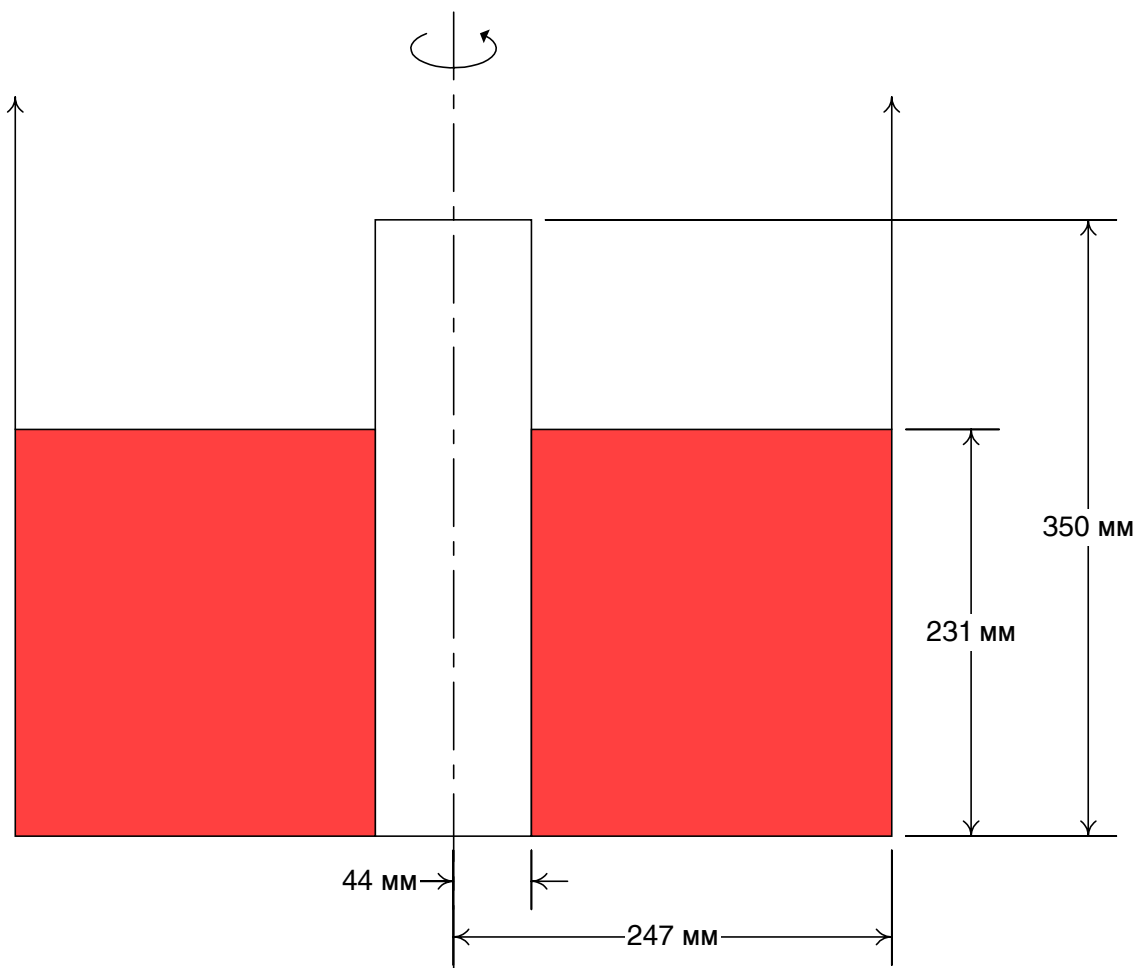


Объем емкости	461,0 л
Объем делящегося материала	40,0 л
Масса делящегося материала	7,20 кг
Концентрация делящегося материала	180,0 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	2,48 кг
Энерговыведение в первом пике	$\sim 0,6 \times 10^{17}$
Удельное энерговыведение	$\sim 1,5 \times 10^{15}$
Полное энерговыведение	$6,0 \times 10^{17}$

## 9. Сибирский химический комбинат (СХК), Завод разделения изотопов, г. Северск, 14 июля 1961 г.

*Накопление обогащенного урана (22,6%) в расширительном баке вакуумного насоса; два разгона мощности; один случай значительного облучения.*

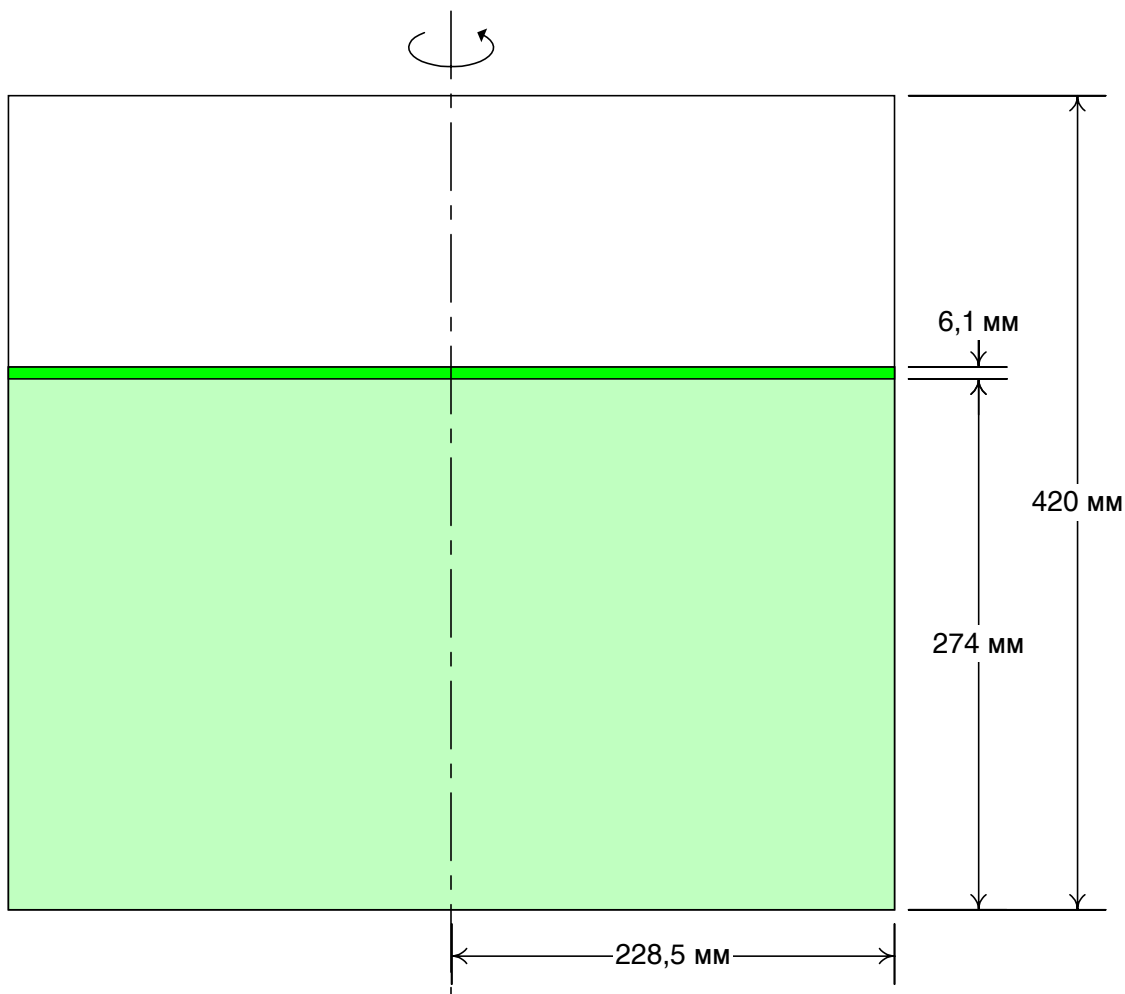


Объем емкости	65,0 л
Объем делящегося материала	42,9 л
Масса делящегося материала	1,68 кг
Концентрация делящегося материала	39,2 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	0,9 кг
Энерговыведение в первом пике	нет
Удельное энерговыведение	нет
Полное энерговыведение	$0,012 \times 10^{17}$

## 10. Завод в Ханфорде, шт. Вашингтон, 7 апреля 1962 г.

*Раствор плутония в передаточной емкости; многократные всплески мощности; три человека получили значительные дозы облучения.*



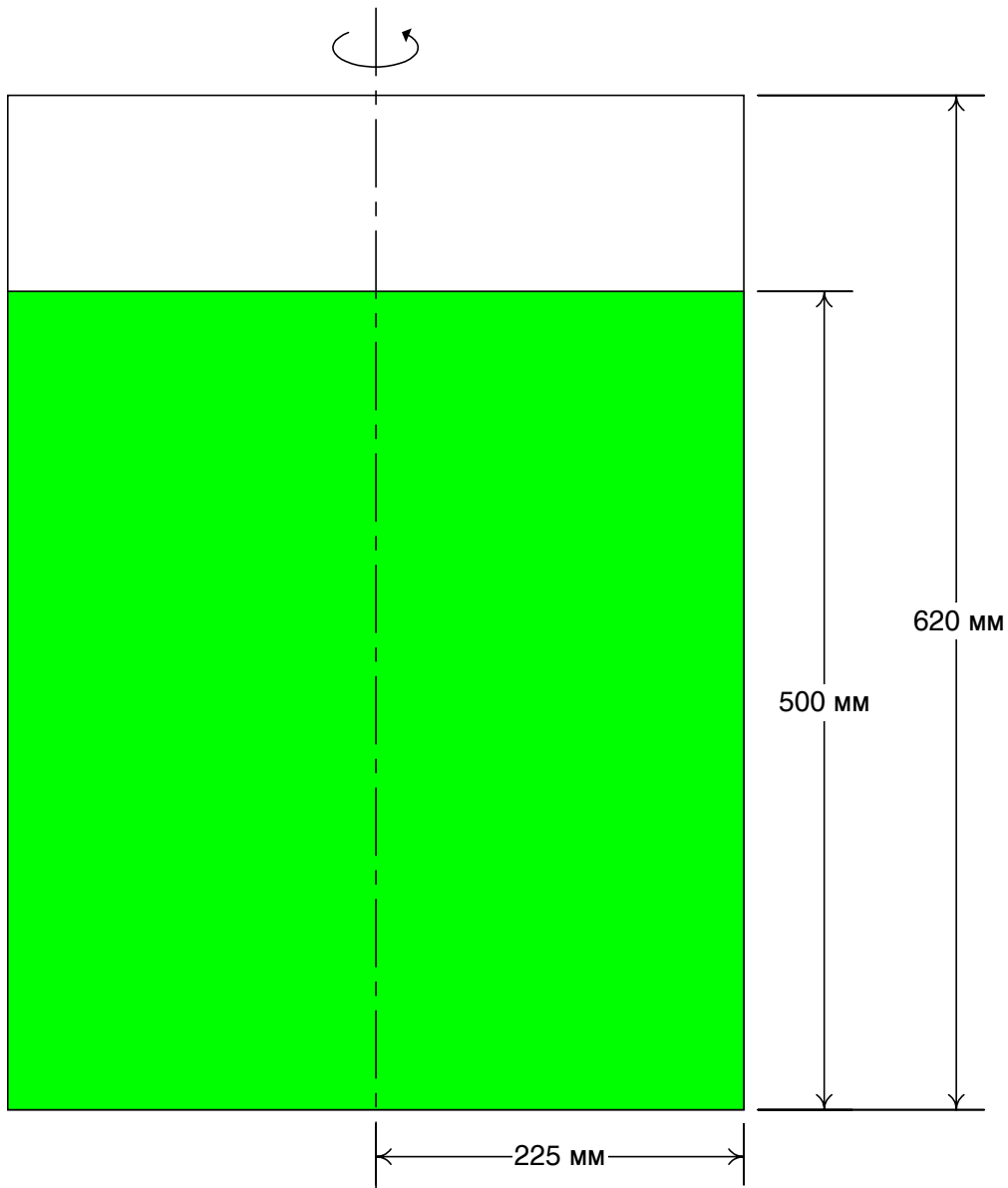
Объем емкости	69,0 л
Объем делящегося материала	45,0 л
Масса делящегося материала	1,29 кг
Концентрация делящегося материала	28,7 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	1,07 кг
Энерговыделение в первом пике	$\sim 0,1 \times 10^{17}$
Удельное энерговыделение	$\sim 0,2 \times 10^{15}$
Полное энерговыделение	$8,0 \times 10^{17}$



# 11. ПО «Маяк», г. Озерск, 7 сентября 1962 г.

*Раствор нитрата плутония в реакторе-растворителе; три вспышки; незначительное облучение.*

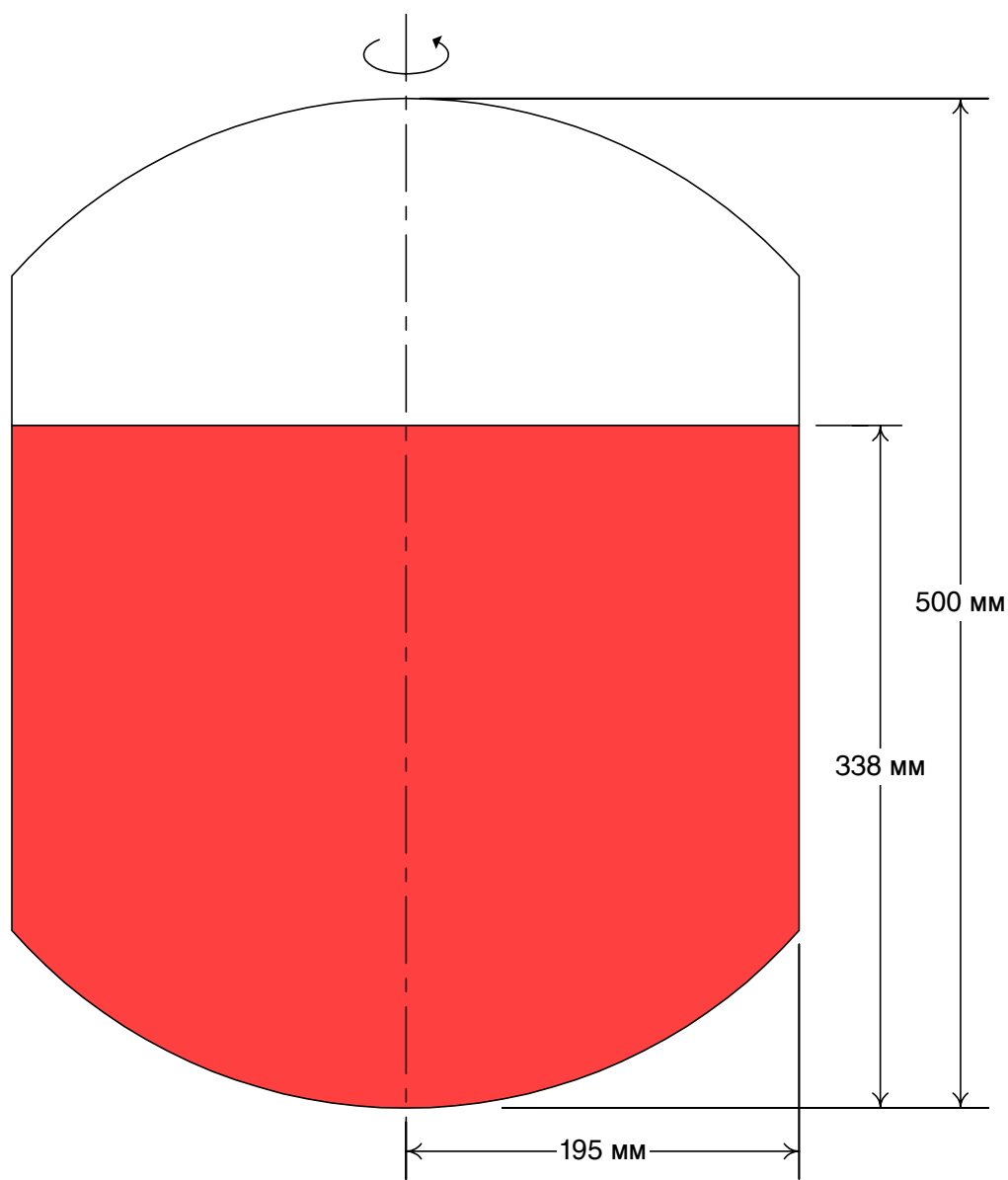


Объем емкости	100,0 л
Объем делящегося материала	80,0 л
Масса делящегося материала	1,26 кг
Концентрация делящегося материала	15,8 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	1,05 кг
Энерговыведение в первом пике	нет
Удельное энерговыведение	нет
Полное энерговыведение	$\sim 2,0 \times 10^{17}$

## 12. Сибирский химический комбинат, г. Северск, Химико-металлургический завод, 30 января 1963 г.

*Установка для растворения отходов, содержащих уран с обогащением 90%; многочисленные всплески мощности; незначительные дозы облучения.*

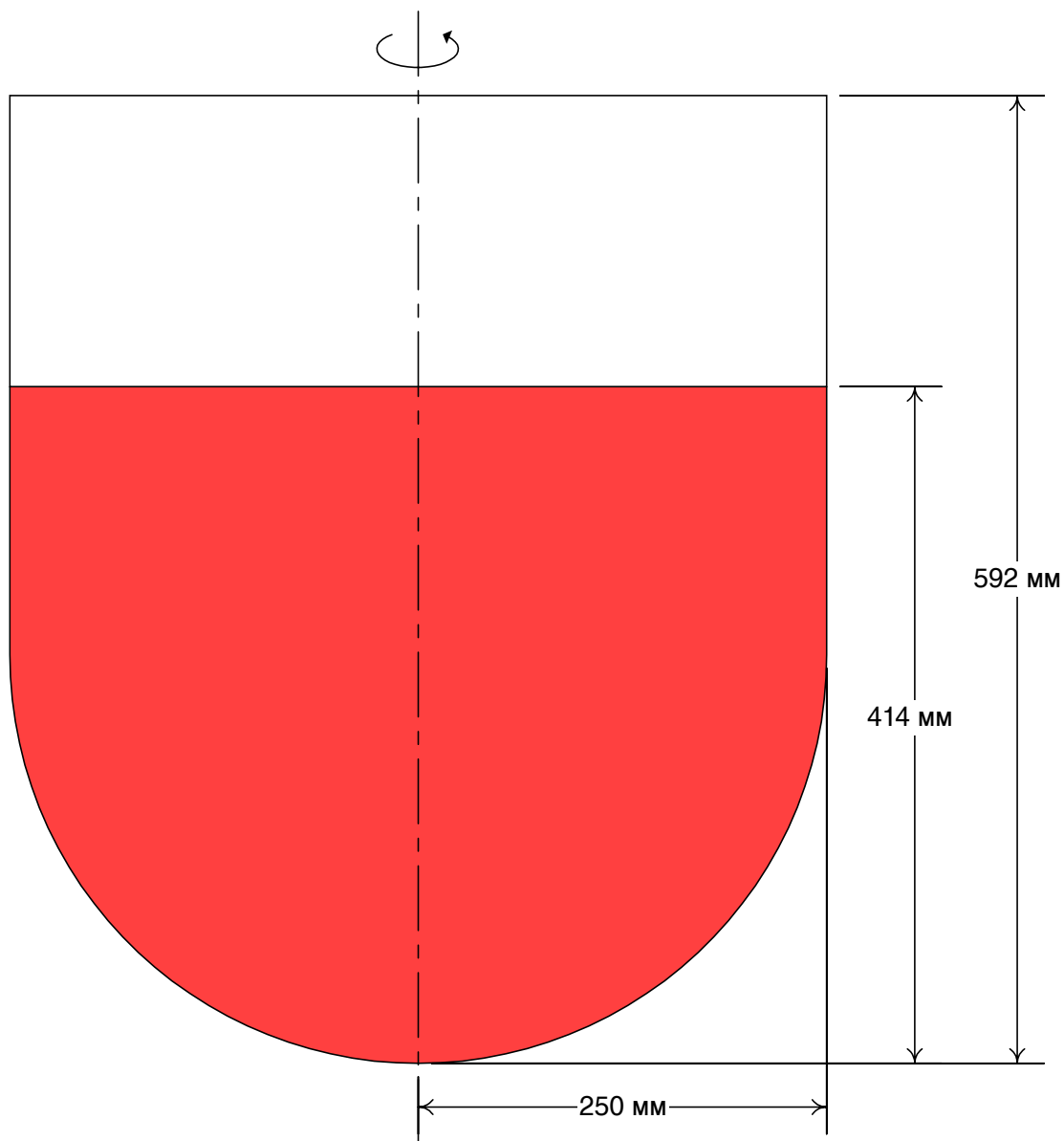


Объем емкости	49,9 л
Объем делящегося материала	35,5 л
Масса делящегося материала	2,27 кг
Концентрация делящегося материала	63,9 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	2,06 кг
Энерговыделение в первом пике	неизвестно
Удельное энерговыделение	неизвестно
Полное энерговыделение	$7,9 \times 10^{17}$

### 13. Сибирский химический комбинат, г. Северск, 2 декабря 1963 г.

Высокообогащённый уран, U(90%); накопление органики в вакуумной ловушке опасной геометрии; 16 слабых всплесков мощности в течение 16 часов; незначительное облучение.

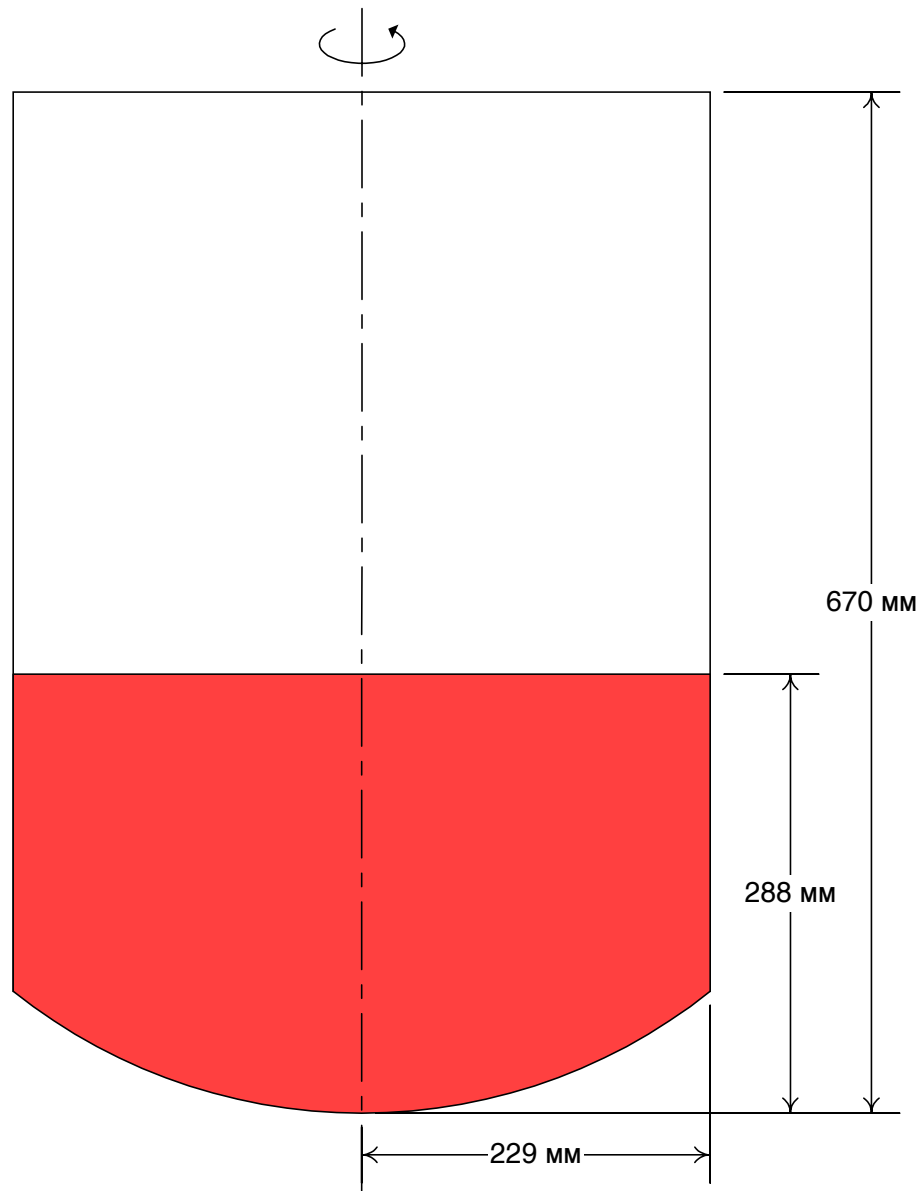


Объем емкости	100,0 л
Объем делящегося материала	64,8 л
Масса делящегося материала	1,93 кг
Концентрация делящегося материала	29,8 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	1,38 кг
Энерговыведение в первом пике	нет
Удельное энерговыведение	нет
Полное энерговыведение	$0,16 \times 10^{17}$

## 14. Завод по химпереработке топлива компании «Юнайтед Нуклеар Фьюелз», шт. Род-Айленд, 24 июля 1964 г.

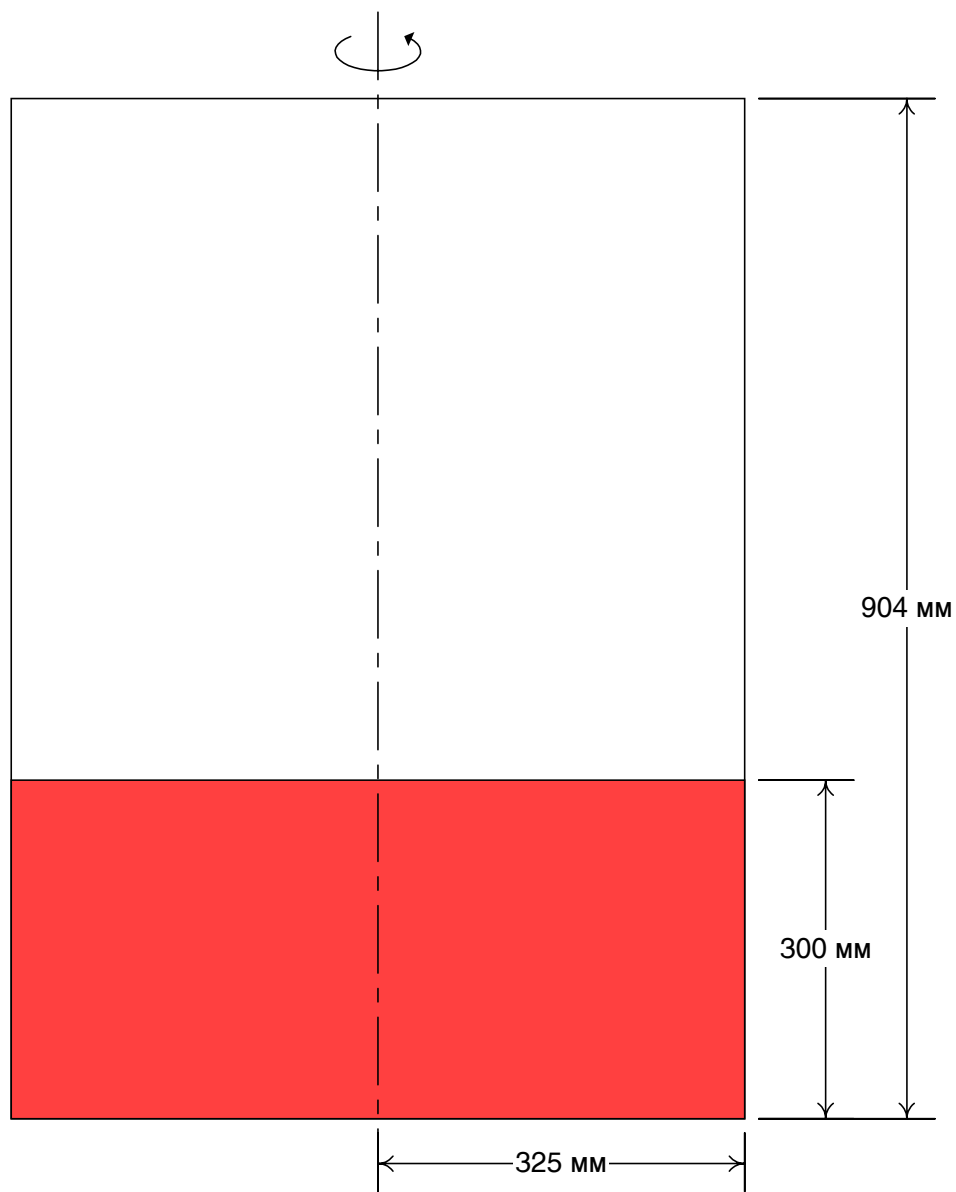
Раствор уранилнитрата, U(93%), в емкости для раствора карбоната натрия; два всплеска мощности; один смертельный исход; два человека получили значительные дозы облучения.



Объем емкости	103,7 л	Расчетная критическая масса в сфере	1,72 кг
Объем делящегося материала	41,0 л	Энерговыделение в первом пике	$\sim 1,0 \times 10^{17}$
Масса делящегося материала	2,07 кг	Удельное энерговыделение	$\sim 2,4 \times 10^{15}$
Концентрация делящегося материала	50,5 г/л	Полное энерговыделение	$\sim 1,3 \times 10^{17}$

## 15. Машиностроительный завод, г. Электросталь, 3 ноября 1965 г.

*Смесь с водой диоксида урана, U(6,5%), в водяном баке вакуумного насоса;  
одна вспышка; незначительные дозы облучения.*

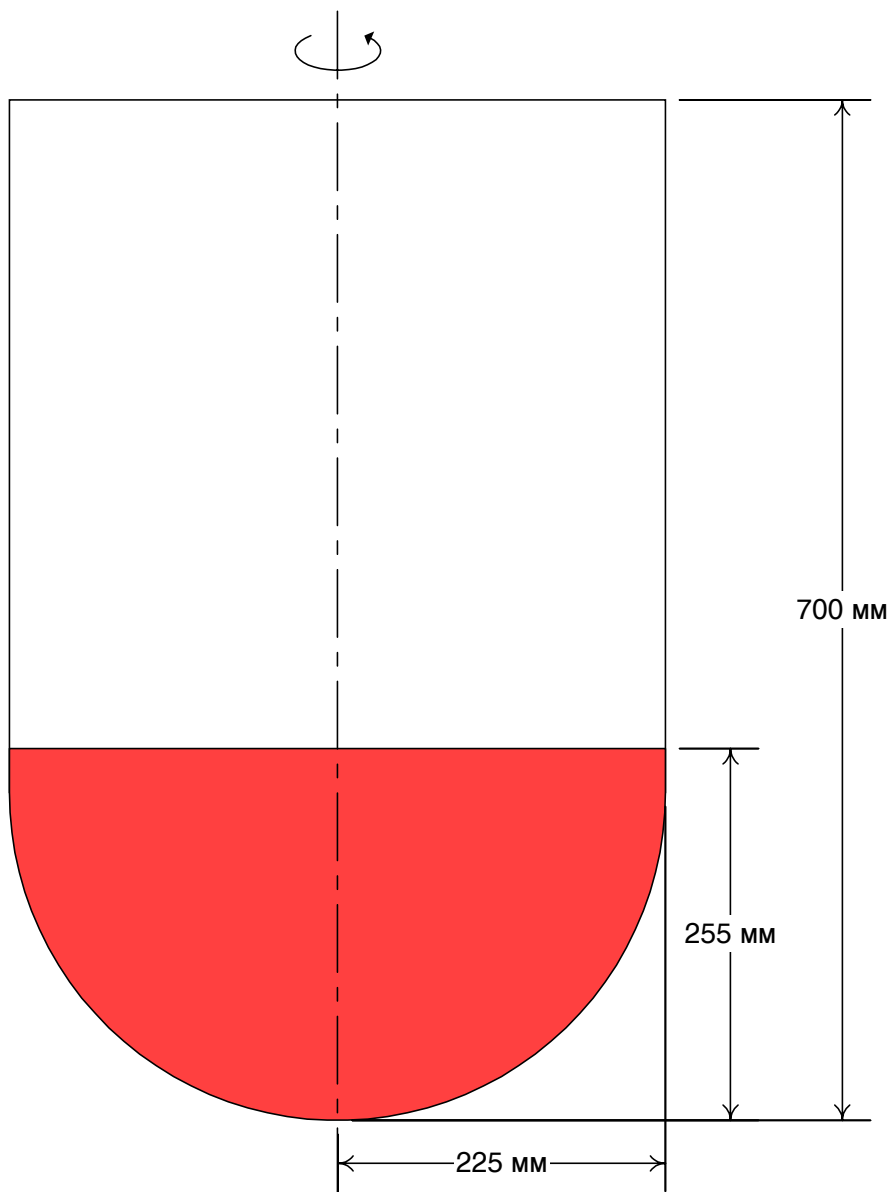


Объем емкости	300,0 л
Объем делящегося материала	100,0 л
Масса делящегося материала	3,65 кг
Концентрация делящегося материала	36,5 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	1,6 кг
Энерговыведение в первом пике	нет
Удельное энерговыведение	нет
Полное энерговыведение	$\sim 0,08 \times 10^{17}$

## 16. ПО «Маяк», г. Озерск, 16 декабря 1965 г.

*Раствор уранилнитрата, U(90%), в реакторе-растворителе; многократные вспышки; незначительные дозы облучения персонала.*

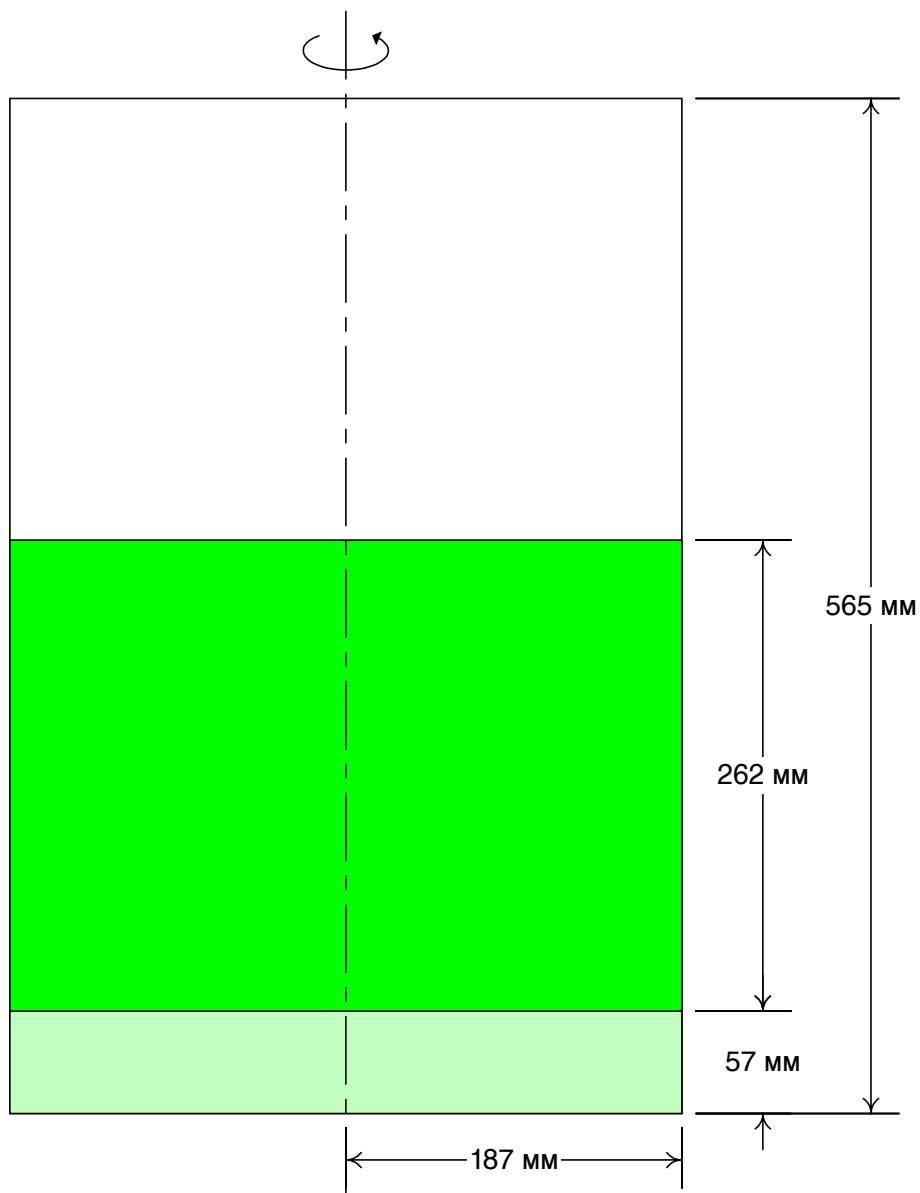


Объем емкости	100,0 л
Объем делящегося материала	28,6 л
Масса делящегося материала	1,98 кг
Концентрация делящегося материала	69,2 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	1,65 кг
Энерговыведение в первом пике	нет
Удельное энерговыведение	нет
Полное энерговыведение	$\sim 5,5 \times 10^{17}$

## 17. ПО «Маяк», г. Озерск, 10 декабря 1968 г.

*Растворы плутония в 60-литровых емкостях; три вспышки; один человек погиб, один сильно облучен.*

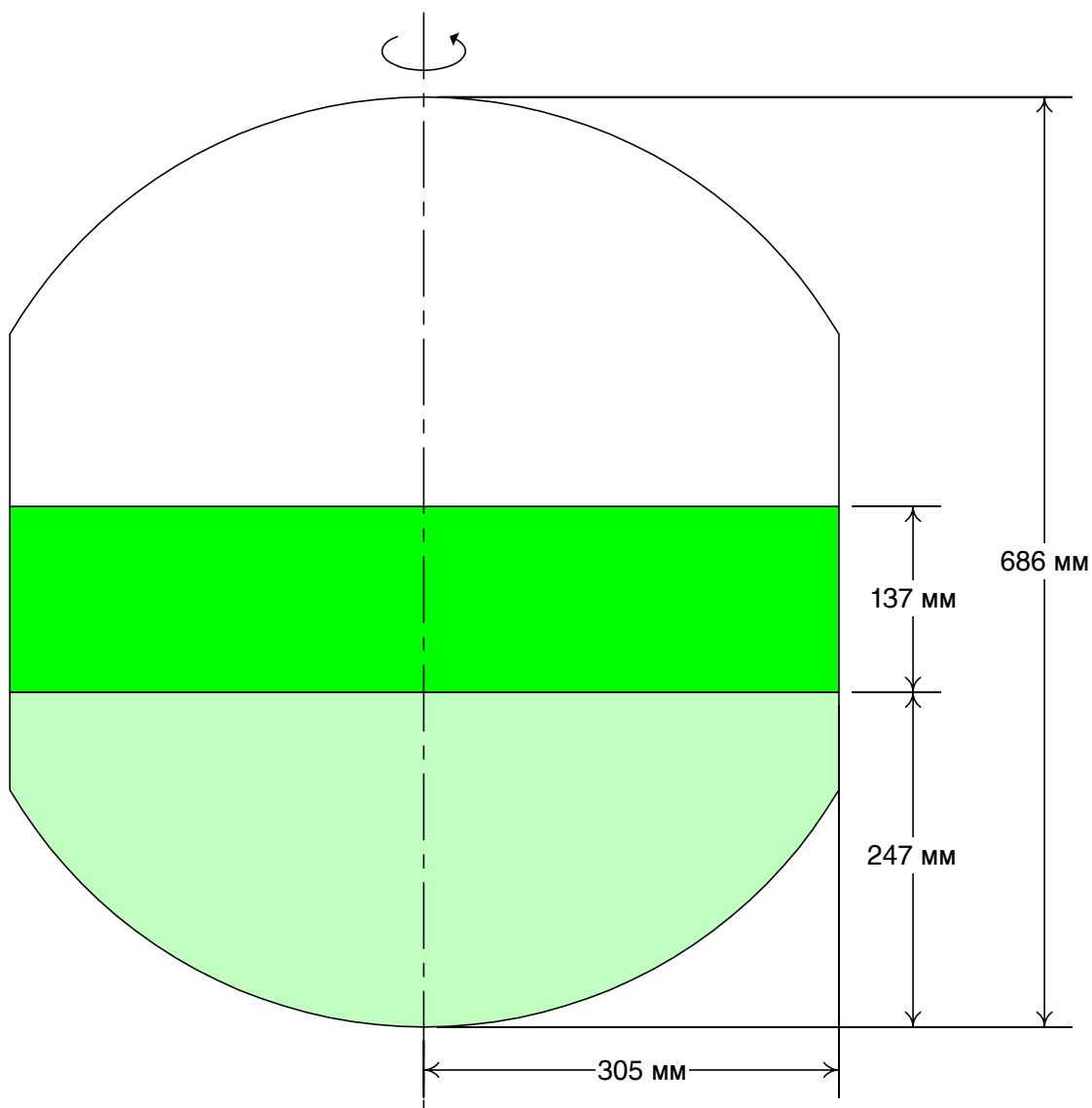


Объем емкости	62,1 л
Объем делящегося материала	28,8 л
Масса делящегося материала	1,50 кг
Концентрация делящегося материала	52,1 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	1,36 кг
Энерговыделение в первом пике	$0,3 \times 10^{17}$
Удельное энерговыделение	$1,0 \times 10^{15}$
Полное энерговыделение	$\sim 1,3 \times 10^{17}$

## 18. Завод в Виндскэйле, Великобритания, 24 августа 1970 г.

*Органика, насыщенная плутонием, в передаточной емкости; единственный всплеск мощности; незначительные дозы облучения.*



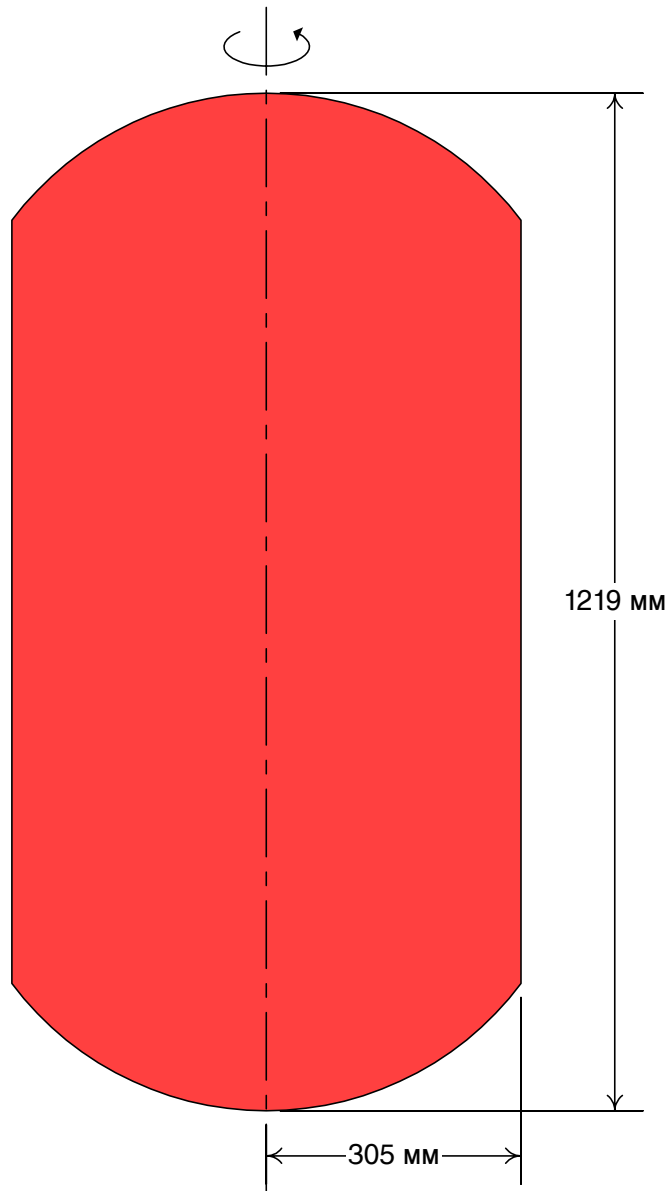
Объем емкости	156,0 л
Объем делящегося материала	40,0 л
Масса делящегося материала	2,07 кг
Концентрация делящегося материала	51,8 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	0,69 кг
Энерговыведение в первом пике	нет
Удельное энерговыведение	нет
Полное энерговыведение	$\sim 0,01 \times 10^{17}$



## 19. Радиохимический завод, шт. Айдахо, 17 октября 1978 г.

*Раствор уранилнитрата, U(82%), нижняя секция промывочной колонны;  
картина энерговыделения неизвестна; незначительные дозы облучения.*

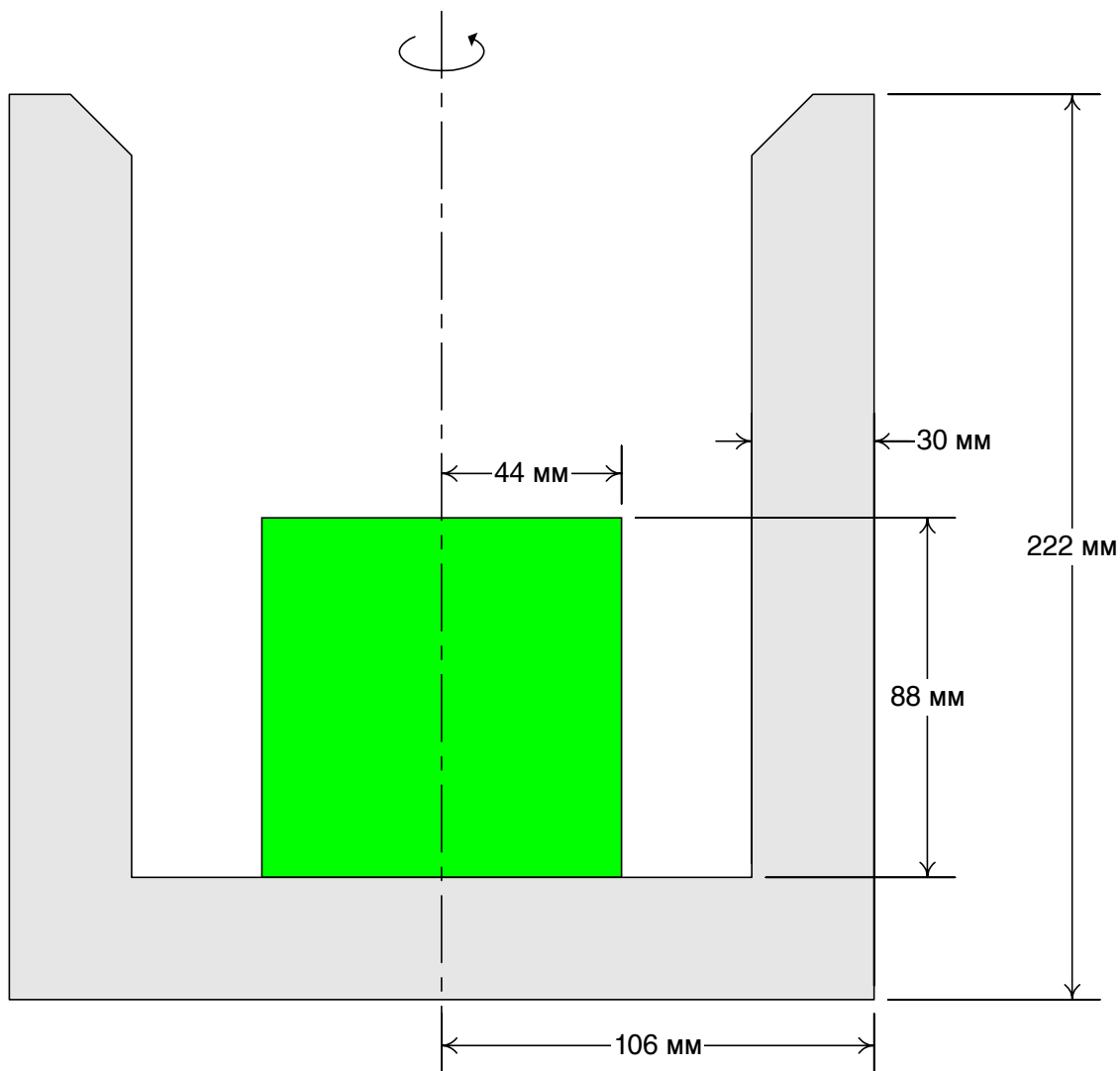


Объем емкости	315,5 л
Объем делящегося материала	315,5 л
Масса делящегося материала	6,08 кг
Концентрация делящегося материала	19,3 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	4,34 кг
Энерговыделение в первом пике	неизвестно
Удельное энерговыделение	неизвестно
Полное энерговыделение	$27,0 \times 10^{17}$

## 20. Сибирский химический комбинат, г. Северск, 13 декабря 1978 г.

*Слитки металлического плутония в контейнере для хранения; один пик мощности; один случай серьезного облучения.*

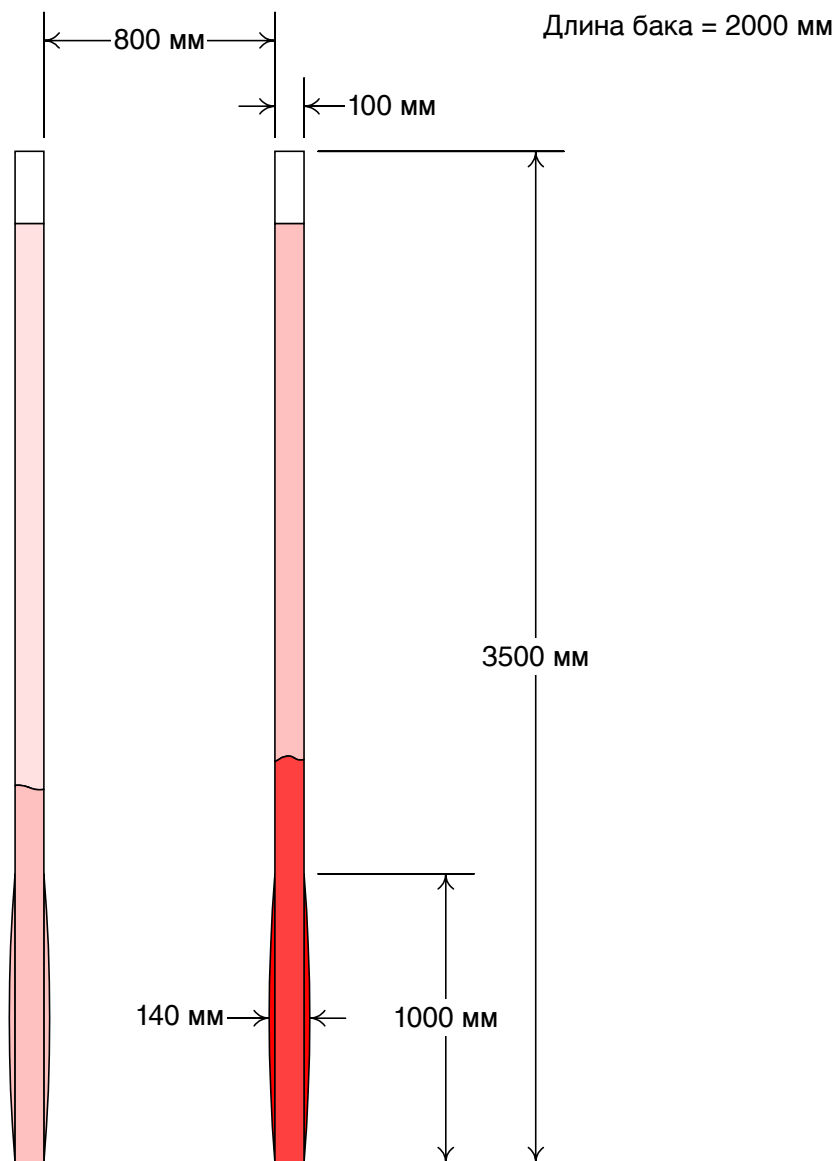


Объем емкости	3,2 л
Объем делящегося материала	0,54 л
Масса делящегося материала	10,1 кг
Концентрация делящегося материала	18 700 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	9,18 кг
Энерговыведение в первом пике	$0,03 \times 10^{17}$
Удельное энерговыведение	$5,6 \times 10^{15}$
Полное энерговыведение	$0,03 \times 10^{17}$

## 21. Новосибирский завод химических концентратов, 15 мая 1997 г.

*Накопление осадка обогащенного урана (90%) в донных областях двух параллельных емкостей плоской геометрии; многократные разгоны мощности; незначительное облучение персонала.*

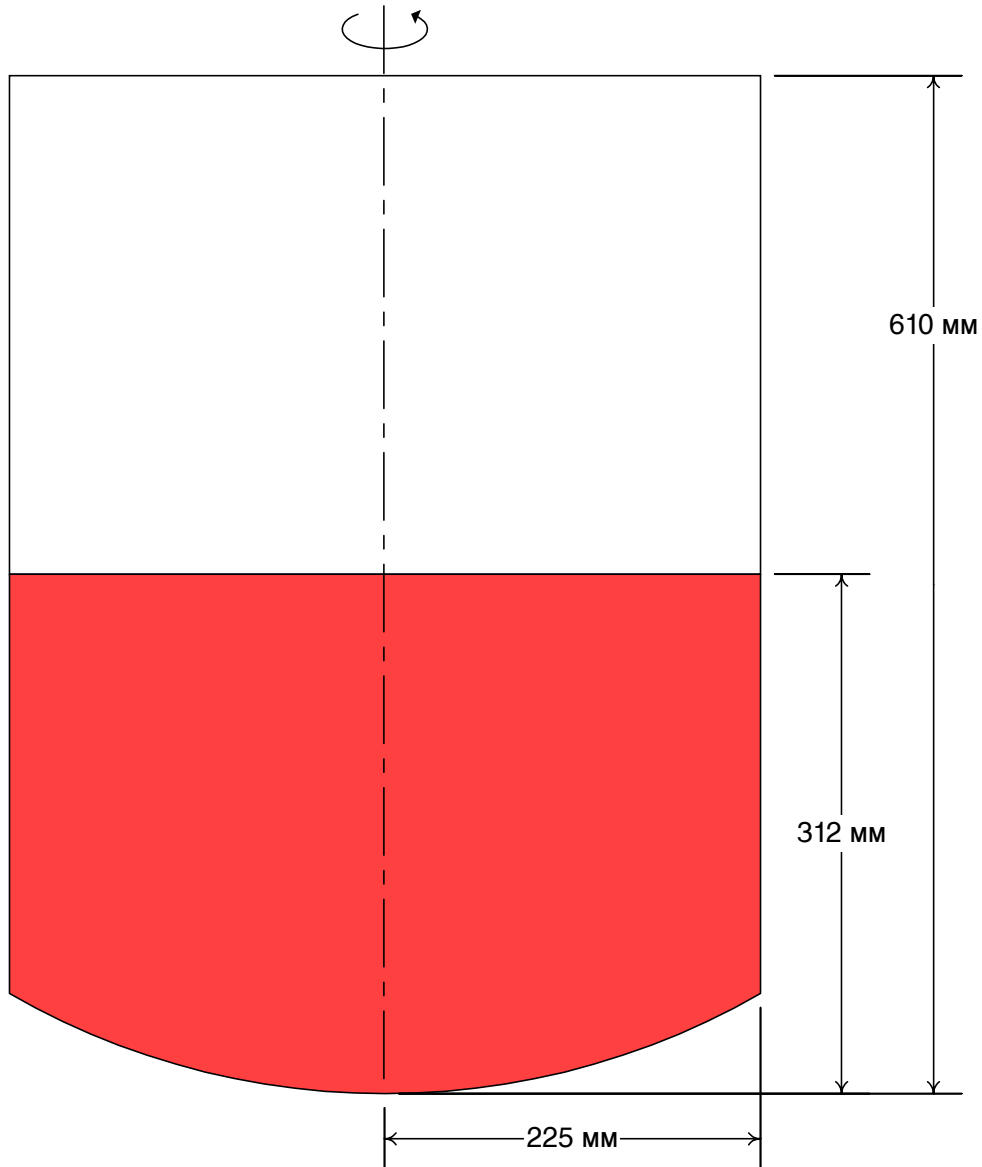


Объем емкости	700,0 л на емкость
Объем делящегося материала	145,0 л
Масса делящегося материала	24,4 кг
Концентрация делящегося материала	168,0 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	2,71 кг
Энерговыведение в первом пике	$0,043 \times 10^{17}$
Удельное энерговыведение	$0,03 \times 10^{15}$
Полное энерговыведение	$0,055 \times 10^{17}$

## 22. Завод по изготовлению топлива компании JCO, г. Токай-мура, 30 сентября 1999 г.

*Раствор уранилнитрата, U(18,8%), в отстойнике; многократные всплески мощности; двое погибших; один человек получил значительную дозу облучения.*



Объем емкости	100,0 л
Объем делящегося материала	45,0 л
Масса делящегося материала	3,12 кг
Концентрация делящегося материала	69,3 г/л

Расчетная критическая масса в сфере	1,9 кг
Энерговыведение в первом пике	$\sim 0,5 \times 10^{17}$
Удельное энерговыведение	$\sim 1,1 \times 10^{15}$
Полное энерговыведение	$25,0 \times 10^{17}$



# **Лос-Аламосская**

## **НАЦИОНАЛЬНАЯ ЛАБОРАТОРИЯ**

---

Лос-Аламос, Нью-Мексико 87545