

серия изданий по безопасности

INSAG-7

**Чернобыльская авария:
дополнение к INSAG-1**

ДОКЛАД
МЕЖДУНАРОДНОЙ КОНСУЛЬТАТИВНОЙ
ГРУППЫ ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ



КАТЕГОРИИ ПУБЛИКАЦИЙ СЕРИИ ИЗДАНИЙ МАГАТЭ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

В соответствии с новой иерархической схемой различные публикации в рамках серии изданий МАГАТЭ по безопасности сгруппированы по следующим категориям:

Основы безопасности (обложка серебристого цвета)

Основные цели, концепции и принципы обеспечения безопасности.

Нормы безопасности (обложка красного цвета)

Основные требования, которые необходимо выполнять для обеспечения безопасности в процессе различных видов деятельности или в областях применения.

Руководства по безопасности (обложка зеленого цвета)

Рекомендации на основе международного опыта, относящиеся к выполнению основных требований.

Практика обеспечения безопасности (обложка синего цвета)

Практические примеры и подробные описания методов, которые могут использоваться для применения “Норм безопасности” или “Руководств по безопасности”.

Публикации, относящиеся к категориям “Основы безопасности” и “Нормы безопасности”, выпускаются после утверждения Советом управляющих МАГАТЭ; публикации категорий “Руководства по безопасности” и “Практика обеспечения безопасности” выпускаются на основании решения Генерального директора МАГАТЭ.

Дополнительная категория “Доклады по безопасности” (обложка фиолетового цвета) состоит из самостоятельных докладов групп экспертов по вопросам безопасности, включая разработку новых принципов, усовершенствованных концепций, а также основные проблемы и события. Эти доклады выпускаются на основании решения Генерального директора МАГАТЭ.

Имеются другие публикации МАГАТЭ, которые также содержат важную с точки зрения безопасности информацию, в частности, в серии публикаций “Труды совещаний” (доклады, представленные на симпозиумах и конференциях), серии “Технические доклады” (с техническим уклоном) и серии “IAEA-TECDOC” (как правило, информация, изданная в предварительном виде).

**ЧЕРНОБЫЛЬСКАЯ АВАРИЯ: ДОПОЛНЕНИЕ К INSAG-1
INSAG-7**

**Доклад Международной консультативной
группы по ядерной безопасности**

Членами Международного агентства по атомной энергии являются следующие страны:

АВСТРАЛИЯ	КАТАР	ПАРАГВАЙ
АВСТРИЯ	КЕНИЯ	ПЕРУ
АЛБАНИЯ	КИПР	ПОЛЬША
АЛЖИР	КИТАЙ	ПОРТУГАЛИЯ
АРГЕНТИНА	КОЛУМБИЯ	РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ
АФГАНИСТАН	КОРЕЙСКАЯ НАРОДНО- ДЕМОКРАТИЧЕСКАЯ РЕСПУБЛИКА	РУМЫНИЯ
БАНГЛАДЕШ	КОРЕЯ, РЕСПУБЛИКА	САЛЬВАДОР
БЕЛАРУСЬ	КОСТА-РИКА	САУДОВСКАЯ АРАВИЯ
БЕЛЬГИЯ	КОТ-Д'ИВУАР	СЕНЕГАЛ
БОЛГАРИЯ	КУБА	СИНГАПУР
БОЛИВИЯ	КУВЕЙТ	СИРИЙСКАЯ АРАБСКАЯ РЕСПУБЛИКА
БРАЗИЛИЯ	ЛИБЕРИЯ	СЛОВЕНИЯ
ВАТИКАН	ЛИВАН	СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО
ВЕНГРИЯ	ЛИВИЙСКАЯ АРАБСКАЯ ДЖАМАХИРИЯ	ВЕЛИКОБРИТАНИИ И СЕВЕРНОЙ ИРЛАНДИИ
ВЕНЕСУЭЛА	ЛИХТЕНШТЕЙН	СОЕДИНЕННЫЕ ШТАТЫ АМЕРИКИ
ВЬЕТНАМ	ЛЮКСЕМБУРГ	СУДАН
ГАБОН	МАВРИКИЙ	СЬЕРРА-ЛЕОНЕ
ГАИТИ	МАДАГАСКАР	ТАИЛАНД
ГАНА	МАЛАЙЗИЯ	ТУНИС
ГВАТЕМАЛА	МАЛИ	ТУРЦИЯ
ГЕРМАНИЯ	МАРОККО	УГАНДА
ГРЕЦИЯ	МЕКСИКА	УКРАИНА
ДАНИЯ	МОНАКО	УРУГВАЙ
ДОМИНИКАНСКАЯ РЕСПУБЛИКА	МОНГОЛИЯ	ФИЛИППИНЫ
ЕГИПЕТ	МЬЯНМА	ФИНЛЯНДИЯ
ЗАИР	НАМИБИЯ	ФРАНЦИЯ
ЗАМБИЯ	НИГЕР	ХОРВАТИЯ
ЗИМБАБВЕ	НИГЕРИЯ	ЧИЛИ
ИЗРАИЛЬ	НИДЕРЛАНДЫ	ШВЕЙЦАРИЯ
ИНДИЯ	НИКАРАГУА	ШВЕЦИЯ
ИНДОНЕЗИЯ	НОВАЯ ЗЕЛАНДИЯ	ШРИ-ЛАНКА
ИОРДАНИЯ	НОРВЕГИЯ	ЭКВАДОР
ИРАК	ОБЪЕДИНЕННАЯ РЕСПУБЛИКА	ЭСТОНИЯ
ИРАН, ИСЛАМСКАЯ РЕСПУБЛИКА	ТАНЗАНИЯ	ЭФИОПИЯ
ИРЛАНДИЯ	ОБЪЕДИНЕННЫЕ АРАБСКИЕ ЭМИРАТЫ	ЮГОСЛАВИЯ
ИСЛАНДИЯ	ПАКИСТАН	ЮЖНАЯ АФРИКА
ИСПАНИЯ	ПАНАМА	ЯМАЙКА
ИТАЛИЯ		ЯПОНИЯ
КАМБОДЖА		
КАМЕРУН		
КАНАДА		

Устав Агентства был утвержден 23 октября 1956 года на Конференции по выработке Устава МАГАТЭ, которая состоялась в Центральных учреждениях Организации Объединенных Наций в Нью-Йорке. Устав вступил в силу 29 июля 1957 года. Центральные учреждения Агентства находятся в Вене. Главной целью Агентства является достижение "более скорого и широкого использования атомной энергии для поддержания мира, здоровья и благосостояния во всем мире".

© МАГАТЭ, 1993

Запросы о разрешении на переиздание или перевод информации, содержащейся в данной публикации, направлять в письменном виде по адресу: International Atomic Energy Agency, Wagramerstrasse 5, P.O.Box 100, A-1400 Vienna, Austria.

Напечатано МАГАТЭ в Австрии
Октябрь 1993

СЕРИЯ ИЗДАНИЙ ПО БЕЗОПАСНОСТИ №. 75-INSAG-7

**ЧЕРНОБЫЛЬСКАЯ АВАРИЯ:
ДОПОЛНЕНИЕ К INSAG-1**

INSAG-7

**Доклад
Международной консультативной
группы по ядерной безопасности**

**МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ
ВЕНА, 1993**

Международная консультативная группа по ядерной безопасности (ИНСАГ) является консультативной группой при Генеральном директоре Международного агентства по атомной энергии, основные функции которой заключаются в следующем:

- (1) обеспечивать форум для обмена информацией по общим вопросам ядерной безопасности, имеющим международное значение;
- (2) выявлять важные современные вопросы ядерной безопасности и формулировать выводы на основе результатов деятельности в области ядерной безопасности в рамках МАГАТЭ и на основе другой информации;
- (3) консультировать по вопросам ядерной безопасности, в отношении которых может потребоваться обмен информацией и(или) дополнительная деятельность;
- (4) формулировать, где это возможно, общепринятые концепции безопасности.

ЭТА СЕРИЯ ИЗДАНИЙ ПО БЕЗОПАСНОСТИ
ОПУБЛИКОВАНА ТАКЖЕ НА АНГЛИЙСКОМ,
ИСПАНСКОМ И ФРАНЦУЗСКОМ ЯЗЫКАХ

ЧЕРНОБЫЛЬСКАЯ АВАРИЯ: ДОПОЛНЕНИЕ К INSAG-1: INSAG-7:
ДОКЛАД МЕЖДУНАРОДНОЙ КОНСУЛЬТАТИВНОЙ ГРУППЫ
ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ
МАГАТЭ, ВЕНА, 1993
STI/PUB/913
ISBN 92-0-400593-9
ISSN 1011-3193

ПРЕДИСЛОВИЕ

Генерального директора

Новая информация, появившаяся со времени проведения Совещания по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле (проходившего в Вене с 25 по 29 августа 1986 года), касается общих вопросов эксплуатационной безопасности атомных электростанций в бывшем Союзе Советских Социалистических Республик, а также конкретных вопросов, относящихся к конструкции легководных реакторов с графитовым замедлителем чернобыльского типа (РБМК).

Что касается общих вопросов, то новая информация выявила отсутствие учета опыта эксплуатации и недостаточность связи между проектировщиками, инженерами, изготовителями, конструкторами, операторами и представителями органов регулирования. Эти недостатки в сочетании с отсутствием четкого разделения ответственности явились критическими факторами в событиях, приведших к чернобыльской аварии. Указанные недостатки явились предметом обсуждения на национальном уровне, и были внесены некоторые улучшения.

Из инцидентов и аварий можно извлечь ценные уроки, примером чему явилась авария на АЭС Тримайл Айленд в Соединенных Штатах Америки в 1979 году, после которой в целях сведения к минимуму риска повторения и совершенствования процедур управления авариями были осуществлены широкие последующие мероприятия. Авария в Чернобыле показала, что в СССР не были извлечены уроки из аварии на АЭС Тримайл Айленд; это особенно касается важности систематической оценки опыта эксплуатации, необходимости укрепить возможности осуществления технических и административных мероприятий на площадке, включая совершенствование подготовки персонала, а также важности взаимодействия человека и машины.

После 1986 года в СССР активно изучались конкретные вопросы, относящиеся к конструкции реакторов РБМК, и с тех пор в эти реакторы и в их режимы эксплуатации были внесены определенные изменения. Недавно на международном уровне были обсуждены вопросы безопасности атомных электростанций с реакторами РБМК. В последние месяцы возросла интенсивность международных усилий по оказанию помощи в оценке безопасности реакторов РБМК.

Усилия, направленные на повышение безопасности реакторов РБМК, будут продолжены; однако с международной помощью можно добиться лишь доли того, что может быть сделано на национальном

уровне. Кроме того, прежде чем удастся внедрить культуру безопасности на всех уровнях и во всех соответствующих организациях, потребуются постоянные усилия по модернизации национального режима ядерной безопасности в целях решения упомянутых выше общих вопросов.

Появление новой информации побудило Международную консультативную группу по ядерной безопасности МАГАТЭ (ИНСАГ) пересмотреть свои прежние выводы относительно причин чернобыльской аварии в апреле 1986 года. Настоящий доклад INSAG-7 дополняет Итоговый доклад о Совещании по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле (Серия изданий по безопасности МАГАТЭ № 75-INSAG-1), опубликованный в сентябре 1986 года. Выводы, сформулированные в настоящем докладе, расширят основу для международных консультаций по повышению безопасности реакторов РБМК.

Подготовив настоящий доклад, ИНСАГ внесла ценный вклад в решение стоящей перед ней задачи.

РЕДАКЦИОННОЕ ПРИМЕЧАНИЕ

Хотя сохранению точности информации, содержащейся в настоящей публикации, было уделено большое внимание, ни МАГАТЭ, ни его государства-члены не берут на себя какой-либо ответственности за последствия, которые могут возникнуть в результате ее использования.

Использование конкретных названий стран или территорий не подразумевает какого-либо суждения издателя, МАГАТЭ, в отношении правового статуса таких стран или территорий, их компетентных органов и учреждений, или определения их границ.

В обязанность авторов входит получение необходимого разрешения для МАГАТЭ в целях воспроизведения, перевода или использования материала из источников, уже защищенных авторскими правами.

МАГАТЭ как издатель обладает авторскими правами на материал, подготовленный авторами, имеющими контрактные взаимоотношения с правительствами, лишь в той степени, насколько это допускается соответствующими национальными правилами.

СОДЕРЖАНИЕ

1.	ВВЕДЕНИЕ	1
2.	ОСОБЕННОСТИ РЕАКТОРА	3
2.1.	Паровой коэффициент реактивности	3
2.2.	Конструкция стержней СУЗ	4
2.3.	Скорость ввода стержней аварийной защиты	5
2.4.	Регулирование мощности	5
2.5.	Контрольно-измерительная аппаратура регистрации запаса реактивности	6
2.6.	Размеры активной зоны реактора	7
2.7.	Возможность внесения изменений в системы обеспечения безопасности, останова и сигнализации на станции	7
2.8.	Недогрев теплоносителя на входе	8
2.9.	Система контура первичного теплоносителя	8
2.10.	Защитная оболочка	10
3.	АВАРИЯ	12
4.	АНАЛИЗЫ СЦЕНАРИЯ ОТКАЗОВ, ПРОВЕДЕННЫЕ В ПОСЛЕДНЕЕ ВРЕМЯ	16
4.1.	Сценарий	16
4.2.	Оперативный запас реактивности	18
5.	ВЗГЛЯДЫ ИНСАГ	20
5.1.	Конструкция	20
5.2.	Действия персонала	22
5.3.	Система мероприятий по обеспечению безопасности	25
5.4.	Последствия игнорирования недостатков	26
5.5.	Важность компетентного анализа безопасности	26
5.6.	Недостатки режима регулирования	26
5.7.	Общие замечания о недостаточном уровне культуры безопасности	27
5.8.	Итоговая оценка	28

6. ВЫВОДЫ В ОТНОШЕНИИ ФАКТОРОВ, СПОСОБСТВОВАВШИХ РАЗВИТИЮ АВАРИИ	29
--	----

ДОПОЛНЕНИЕ: МЕРЫ ПО ПОВЫШЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С РЕАКТОРАМИ РБМК	33
--	----

ПРИЛОЖЕНИЕ I: ДОКЛАД КОМИССИИ ГОСУДАРСТВЕННОГО КОМИТЕТА СССР ПО НАДЗОРУ ЗА БЕЗОПАСНЫМ ВЕДЕНИЕМ РАБОТ В ПРОМЫШЛЕННОСТИ И АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ	35
--	----

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ.....	35
------------------------	----

I-1. Введение	38
I-2. Краткая справка о проектировании 4 блока ЧАЭС	40
I-3. О некоторых несоответствиях проекта 4 блока ЧАЭС требованиям правил и норм по безопасности	42
I-4. Причины и обстоятельства аварии	62
I-5. Заключение	99
Литература к Приложению I	105
Библиография к Приложению I	109

ПРИЛОЖЕНИЕ II: ДОКЛАД РАБОЧЕЙ ГРУППЫ ЭКСПЕРТОВ СССР	111
---	-----

II-1. Краткое описание и особенности реакторной установки РБМК-1000 4 блока ЧАЭС	112
II-2. Современные представления о возникновении и развитии аварии на ЧАЭС	119
II-3. Мероприятия по повышению безопасности АЭС с РБМК	135
II-4. Заключение	144

ЧЛЕНЫ МЕЖДУНАРОДНОЙ КОНСУЛЬТАТИВНОЙ ГРУППЫ ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ, ЧЛЕНЫ РАБОЧЕЙ ГРУППЫ И АССОЦИИРОВАННЫЕ ЭКСПЕРТЫ	145
---	-----

1. ВВЕДЕНИЕ

Публикация № 75-INSAG-1 (INSAG-1) Серии изданий по безопасности МАГАТЭ была подготовлена Международной консультативной группой по ядерной безопасности (ИНСАГ) по просьбе Генерального директора МАГАТЭ после Совещания по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле, проходившего в Вене в период с 25 по 29 августа 1986 года. На этом совещании ведущие советские ученые и инженеры, наряду с обсуждением причин аварии, представили первый опубликованный доклад об аварии на 4 энергоблоке Чернобыльской атомной электростанции в Украинской Республике Союза Советских Социалистических Республик, произошедшей 26 апреля 1986 года. Они представили свой доклад большому числу экспертов из государств-членов МАГАТЭ и международных организаций. Публикация № 75-INSAG-1 Серии изданий МАГАТЭ по безопасности основывалась на этих сведениях, на дополнительном материале, представленном советскими экспертами в ходе Совещания, и на обсуждениях в рабочих группах с участием советских экспертов, членов ИНСАГ и других экспертов, помогавших им.

Перед Венским совещанием во всем мире строились предположения о причинах чернобыльской аварии. В связи с этими предположениями во многих местах были проведены аналитические исследования, которые основывались на неполной информации о проектных характеристиках реакторов РБМК, опубликованной в открытой литературе. Представленное на Совещании советскими экспертами объяснение последовательности отказов, приведшей к разрушению 4 энергоблока Чернобыльской АЭС, основывалось на аналитической модели, "нормализированной" по скудным и неточным данным, зарегистрированным при проведении испытаний турбогенератора, приведших к аварии.

В докладе, представленном Венской конференции, говорилось, что характер аварии и степень вытекающих из нее повреждений конструкции можно объяснить неконтролируемым скачком мощности реактора, вызванным изменением реактивности. Указывалось, что этот скачок мощности оказался возможным ввиду знаков и величин парового и мощностного коэффициентов реактивности, характерных для состояния реактора в то время. Они были непреднамеренно установлены операторами в ходе подготовки к испытаниям и, как следствие, выбега насосов, которые уменьшали расход теплоносителя по мере протекания испытания. Представление советскими экспертами подробного доклада сопровождалось заявлениями о нарушениях операторами регламентов и правил. В отсутствие доказательств было невозможно изучить соответствие этих регламентов и правил или системы защиты проектным характеристикам реактора. Утверждалось, что авария явилась следствием маловероятного

совпадения ряда нарушений правил и регламентов эксплуатационным персоналом и теми, кто дал разрешение на проведение испытания.

Члены ИНСАГ и помогавшие им эксперты нашли это объяснение причины аварии правдоподобным и не предприняли попытки разработать альтернативные сценарии, хотя было признано, что есть и другие возможные объяснения. Все участвующие стороны сознавали, что анализ переходного процесса весьма сложен и чувствителен ко многим факторам. В INSAG-1 было заявлено (стр. 2), что “в самом деле было бы удивительно, если бы этот доклад, изданный после столь короткого времени для подготовки, и в то время, когда многие вопросы все еще требуют своего анализа, оказался бы точным во всех деталях”. ИНСАГ поэтому пришлось взять на себя ответственность в формулировании выводов и рекомендаций, касающихся дальнейшей деятельности.

После Венской конференции 1986 года группами экспертов во всем мире выполнен значительный объем дополнительной работы по анализу причин чернобыльской аварии. Многие результаты опубликованы. Появилась также и другая информация, часть которой носит противоречивый характер. Среди источников этой информации наиболее важными являются доклады двух советских комиссий, возглавляемых соответственно Н. А. Штейнбергом и А. А. Абагяном. Эти два доклада представлены в качестве Приложений I и II к настоящему документу, поскольку они широко не распространялись. Все это дополняет сведения, имевшиеся у авторов INSAG-I во время подготовки их доклада. Настоящая публикация обновляет ту часть доклада INSAG-I, в которой основное внимание уделено причинам аварии.

2. ОСОБЕННОСТИ РЕАКТОРА

Ниже следуют краткие сводные данные о некоторых конструктивных (проектных)¹ особенностях реактора РБМК-1000 и связанных с ним систем 4 блока Чернобыльской атомной электростанции во время аварии 26 апреля 1986 года. Эти конструктивные особенности оказали основное влияние на ход аварии и ее последствия.

2.1. ПАРОВОЙ КОЭФФИЦИЕНТ РЕАКТИВНОСТИ

В активной зоне реактора, охлаждаемого кипящей водой, содержится определенное количество пара. Пузырьки пара называют пустотами, а долю объема теплоносителя, занимаемого пустотами, называют паросодержанием теплоносителя. При изменении паросодержания изменяется реактивность; отношение двух этих изменений называют паровым коэффициентом реактивности, который может быть положительным или отрицательным в зависимости от конструкции реактора. Изменение мощности реактора может приводить к изменению паросодержания и может также вызывать другие эффекты, изменяющие реактивность. Эти изменения реактивности должны компенсироваться регулируемыми стержнями. Отношение суммарного изменения реактивности, достигнутого таким образом, к вызвавшему его изменению мощности называют мощностным коэффициентом реактивности, и этот коэффициент также может быть положительным или отрицательным.

Паровой коэффициент реактивности является доминирующим компонентом мощностного коэффициента реактивности реакторов типа РБМК, отражающим высокую степень зависимости реактивности от паросодержания активной зоны. Значение этого коэффициента существенным образом зависит от выбора шага решетки и состава активной зоны (числа погруженных в активную зону стержней СУЗ, количества установленных дополнительных поглотителей, обогащения и глубины выгорания топлива). На основе исследований, проведенных после аварии, сообщалось, что расчетный паровой коэффициент реактивности для реактора РБМК-1000 изменялся в диапазоне от $-1,3 \times 10^{-4} \%^{-1} (\delta k/k)$ для свежезагруженного топлива до $+(2,0-2,5) \times 10^{-4} \%^{-1} (\delta k/k)$ для стационарного режима перегрузки и что при полной потере теплоносителя изменение реактивности составляло -2β для свежезагруженного топлива

¹ В настоящем докладе часто используется понятие "проектирование" атомной электростанции. Его значение определено в Серии публикаций по нормам ядерной безопасности МАГАТЭ (ПРНБ): процесс и результат разработки концепции, подробных чертежей, вспомогательных расчетов и технических условий для атомной электростанции и ее оборудования.

и $+(4-5)\beta$ для стационарного режима перегрузки (где β — доля запаздывающих нейтронов). В проектной документации для реактора РБМК указывалось, что паровой коэффициент реактивности для исходного и установившегося состояний отрицателен (см. Приложение II, Раздел II-3). Поэтому, хотя паровой коэффициент реактивности изменялся в широком диапазоне от отрицательных до положительных значений в зависимости от состава активной зоны и рабочего режима реактора, быстрый мощностной коэффициент в нормальных эксплуатационных условиях оставался отрицательным. Во время аварии как паровой, так и мощностной коэффициент реактивности оказались положительными.

2.2. КОНСТРУКЦИЯ СТЕРЖНЕЙ СУЗ

Стержни СУЗ реактора РБМК вводятся в активную зону сверху, за исключением 24 укороченных стержней, которые вводятся снизу и которые используются для выравнивания распределения энерговыделения. К каждому концу поглощающей части каждого стержня, за исключением 12 стержней, используемых для автоматического регулирования, прикреплен графитовый стержень, называемый “вытеснителем”. Нижний вытеснитель предотвращает поступление воды в пространство, освобождаемое извлекаемым стержнем, тем самым улучшая компенсирующую

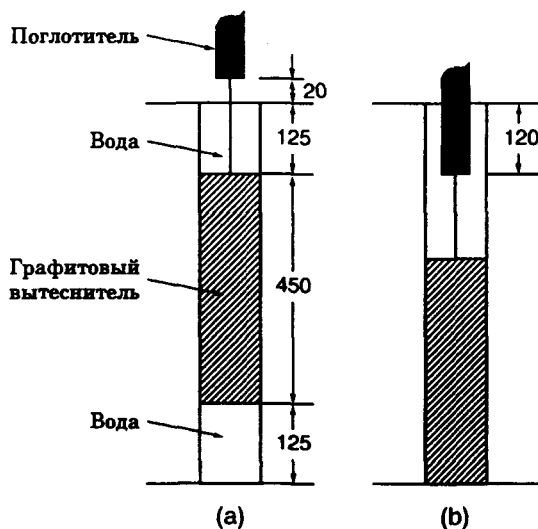


РИС. 1 Крайнее верхнее положение стержня СУЗ системы аварийной защиты РБМК относительно активной зоны реактора (а) до и (б) после усовершенствований, внесенных после чернобыльской аварии. Размеры даны в сантиметрах.

способность стержня. Графитовый вытеснитель каждого стержня всех реакторов РБМК в момент аварии был соединен со стержнем через “телескоп”, так что вытеснитель и поглощающий стержень разделяло расстояние 1,25 м, заполненное водой (см. рис. 1). Размеры стержня и вытеснителя были такими, что при полностью извлеченном стержне вытеснитель располагался в середине заполненной топливом части активной зоны, а выше и ниже него находились столбы воды высотой 1,25 м. По получении сигнала аварийного останова реактора, вызывающего падение полностью извлеченного стержня, вытеснение воды из нижней части канала при движении стержня вниз с верхнего концевика вызывало локальный ввод положительной реактивности в нижнюю часть активной зоны. Величина этого эффекта “положительной реактивности при аварийном останове” зависела от пространственного распределения поля энерговыделения и режима работы реактора.

2.3. СКОРОСТЬ ВВОДА СТЕРЖНЕЙ АВАРИЙНОЙ ЗАЩИТЫ

Время, необходимое для полного погружения стержней аварийной защиты (т. е. стержней, обеспечивающих аварийный останов) в активную зону при движении от верхних концевых выключателей, составляло 18 с. Такая низкая скорость ввода являлась главным образом результатом плотной посадки стержня в его канал, вследствие чего охлаждающая вода, в которой должен был перемещаться стержень, действовала подобно жидкости в амортизаторе или гасителе перемещения.

2.4. РЕГУЛИРОВАНИЕ МОЩНОСТИ

Реактор РБМК-1000 был оборудован двумя системами, обеспечивающими регулирование мощности. Первая из них представляла собой систему физического контроля распределения энерговыделения (СФКРЭ) и имела датчики, расположенные внутри активной зоны. Второй была система управления и защиты, датчики которой были расположены как внутри активной зоны, так и вне ее, в баке боковой биологической защиты.

В принципе, эти две системы были разработаны таким образом, чтобы дополнять друг друга. СФКРЭ была разработана для контроля относительного и абсолютного распределения энерговыделения в диапазоне 10–120% и контроля мощности реактора в диапазоне 5–120% номинальной мощности. Система управления и защиты реактора включала в себя систему локального автоматического регулирования и локальной автоматической защиты (ЛАР-ЛАЗ). Система ЛАР-ЛАЗ получала сигналы от внутризонных датчиков и осуществляла регулирование на уровнях мощности свыше 10% номинальной. Контроль на малых уровнях

мощности осуществлялся только на основе датчиков, расположенных вне активной зоны.

Когда реактор эксплуатировался на малой мощности при отключенных системах СФКРЭ и ЛАР-ЛАЗ, в распоряжении операторов не имелось контрольно-измерительных датчиков, расположенных внутри активной зоны. Оператор, принимая решения по регулированию мощности и пространственного распределения энерговыделения, должен был полагаться главным образом на показания датчиков, расположенных вне активной зоны. Однако датчики, расположенные вне активной зоны, не могли показывать распределение нейтронного потока внутри нее. Более того, они не могли показывать усредненное распределение потока по высоте активной зоны, поскольку все они расположены по высоте напротив середины активной зоны.

Поэтому, контролируя реактор на низких уровнях мощности, оператор должен был полагаться главным образом на опыт и интуицию, а не на показания приборов системы регулирования. В таких условиях от оператора могло потребоваться выполнение до 1000 управляющих действий в час.

Все же регулирование мощности РБМК-1000 при запуске, когда в реакторе нет поглотителей нейтронов или когда он не отравлен ксеноном-135, отличается от, и гораздо проще, управления полем энерговыделения неравномерно отравленного реактора на малой мощности. В последнем случае, который в значительной мере присутствовал в ходе испытаний, закончившихся разрушением реактора 4 блока Чернобыльской АЭС, существует риск большого перекоса поля и высоких неравномерностей энерговыделения как по высоте, так и по радиусу активной зоны. У операторов по существу не было опыта регулирования мощности в таких условиях.

2.5. КОНТРОЛЬНО-ИЗМЕРИТЕЛЬНАЯ АППАРАТУРА РЕГИСТРАЦИИ ЗАПАСА РЕАКТИВНОСТИ

ЭВМ и контрольно-измерительная аппаратура, используемые для определения запаса реактивности реактора РБМК-1000, были расположены на расстоянии 50 м от пульта управления. В систему сбора данных поступала информация из приблизительно 4000 точек опроса. Система использовалась для периодического расчета оперативного запаса реактивности (ОЗР), представляющего собой дополнительную реактивность, которая возникнет в случае извлечения всех стержней СУЗ, и выраженной величиной, кратной суммарной реактивности, регулируемой стандартным стержнем. Цикл измерений и расчета ОЗР в этой системе сбора данных составлял около 10–15 мин. Система была разработана, чтобы

обеспечить оператору поддержку при контроле распределения энерговыделения в стационарном режиме, и использовалась для этой цели в сочетании с системой контроля пространственного распределения энерговыделения.

2.6. РАЗМЕРЫ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА

Ввиду больших размеров активной зоны реактора РБМК-1000 (высота 7 м, диаметр 11,8 м) цепная реакция в одной части активной зоны весьма слабо связана с цепной реакцией в других, удаленных от нее частях. Это ведет к необходимости регулировать пространственное распределение энерговыделения почти так же, как если бы в объеме активной зоны имелось несколько независимых реакторов. В чрезвычайных условиях такая ситуация может оказаться весьма нестабильной, поскольку малые пространственные перераспределения реактивности могут вызвать значительные пространственные перераспределения энерговыделения. Одним из проявлений такого нарушения связи в активной зоне является то, что непосредственно перед аварией цепные реакции в верхней и нижней частях реактора проходили почти независимо, и это положение усугублялось глубоким ксеноновым отравлением в расположенной между ними центральной части. В этих условиях при вводе стержней СУЗ из полностью извлеченного положения описанный ранее эффект ввода положительной реактивности при быстром останове реактора мог привести к появлению надкритичности в нижней части активной зоны и быстрому смещению распределения нейтронного потока вниз независимо от того, каким было это распределение непосредственно перед вводом стержней. В условиях аварии смещение распределения энерговыделения вследствие ввода положительной реактивности при быстром останове реактора могло оказаться значительным.

2.7. ВОЗМОЖНОСТЬ ВНЕСЕНИЯ ИЗМЕНЕНИЙ В СИСТЕМЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ, ОСТАНОВА И СИГНАЛИЗАЦИИ НА СТАНЦИИ

На 4 блоке Чернобыльской АЭС операторы имели возможность вручную отключать некоторые системы обеспечения безопасности, блокировать устройства автоматического аварийного останова реактора и сбрасывать или подавлять различные аварийные сигналы системы сигнализации. Это можно было делать просто путем установки перемычек на клеммы, к которым имелся доступ. В некоторых обстоятельствах эксплуатационные регламенты допускали такое отключение.

2.8. НЕДОГРЕВ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ НА ВХОДЕ

Реакторы РБМК — это кипящие реакторы. Теплоноситель поступает в активную зону реактора снизу в виде воды, недогретой до температуры кипения, а кипение начинается на некотором расстоянии по пути прохождения потока через активную зону. Анализ и эксперименты показали, что для стабильности реактора важна степень недогрева теплоносителя на входе кипящего реактора. Если недогрев падает почти до нуля, то кипение начинается практически на входе в активную зону и ввиду парового коэффициента реактивности эффекты реактивности становятся весьма чувствительными к температуре теплоносителя на входе.

Более того, поскольку температура теплоносителя на участке от циркуляционных насосов до входа в активную зону изменяется незначительно, при весьма малом недогреве температура воды внутри насосов и на всасе в них близка к точке кипения. В таких условиях поведение насосов может стать нестабильным, и в определенных условиях напор может существенно снизиться или даже стать равным нулю (процесс, называемый кавитацией). Этот вопрос дополнительно обсуждается в Разделе 2.9.

2.9. СИСТЕМА КОНТУРА ПЕРВИЧНОГО ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

Реактор РБМК-1000 имеет две независимых петли контура первичного теплоносителя, каждая из которых охлаждает половину реактора. Каждая петля имеет четыре главных циркуляционных насоса, три из которых используются при нормальной эксплуатации; четвертый насос находится в режиме готовности в качестве резерва для использования в случае необходимости отключения одного из трех работающих насосов. Производительность каждого насоса составляет от 5500 до 12000 м³/ч. На напорном трубопроводе каждого насоса установлены также запорно-регулирующий клапан и обратный клапан для предотвращения обратного потока в случае отказа насоса. Каждый насос оборудован запорными задвижками, позволяющими в случае необходимости изолировать его.

Теплоноситель, поступающий от каждого из трех насосов в петлю теплоносителя, направляется в общий коллектор и затем в 22 раздаточных групповых коллектора в каждой половине реактора. Эти коллекторы распределяют поток по отдельным трубчатым каналам, содержащим ядерное топливо. На каждом канале установлен запорно-регулирующий клапан, используемый для оптимизации радиального распределения охлаждения по активной зоне. Кипение происходит при прохождении теплоносителя по каналам в той части, которая проходит через активную зону реактора. Пароводяная смесь из различных топливных каналов отводится отдельными трубами в два параллельных горизонтальных барабана-сепаратора в каждой петле. От верхней части каждого сепара-

тора пар направляется к двум коллекторам пара, откуда он поступает к турбинам. Поток конденсата от турбины в каждой петле образует поток питательной воды, который соединяется с рециркуляционным потоком воды от парогенераторов, образуя входной поток теплоносителя на всасах насосов. Таким образом, петля циркуляции теплоносителя замыкается.

В нормальных условиях расход каждого насоса составляет $8000 \text{ м}^3/\text{ч}$. Нормальная температура на входе в активную зону составляет 270°C , а на выходе из активной зоны 284°C при давлении 7 МПа (приблизительно 70 атм). Температура воды, попадающей во всасывающий коллектор главного циркуляционного насоса, зависит от интенсивности парообразования в реакторе, поскольку пар после прохождения через турбину конденсируется и превращается в более холодный компонент питательной воды теплоносителя, поступающего к насосу и в активную зону. Когда в результате снижения мощности реактора поток этого компонента питательной воды теплоносителя уменьшается, температура теплоносителя на всасе насоса и на входе в активную зону соответственно возрастает. В ходе операций нормального пуска и останова реактора расход в первичном контуре теплоносителя контролируется с помощью регулирующих клапанов дросельного типа таким образом, чтобы он снизился от нормального уровня $8000 \text{ м}^3/\text{ч}$ на насос до величины $6000\text{--}7000 \text{ м}^3/\text{ч}$. В режимах пониженной мощности при пуске и останове реактора используется меньшее число насосов. Эти меры обеспечивают достаточно низкую температуру на входе главного циркуляционного насоса, чтобы предотвратить кавитацию в насосах и сохранить соответствующее распределение парообразования по высоте топливных каналов.

Непосредственно перед чернобыльской аварией и на начальном этапе аварии работали все восемь насосов. Четыре запитывались от работающей турбины, а четыре — от внешнего источника энергопитания. Использование всех восьми насосов привело к тому, что расход теплоносителя превысил уровень, соответствующий номинальным условиям при полной мощности, уменьшив уже и так низкое паросодержание в активной зоне. Это низкое паросодержание снизило коэффициент трения потока теплоносителя. Кроме того, ввиду пониженного уровня мощности реактора в это время недогрев теплоносителя на входе в активную зону был лишь незначительным и, в зависимости от точных значений расхода питательной воды и потока рециркуляции, а также распределения давления в трубопроводах системы, он мог оказаться вообще нулевым.

Эти условия привели к началу кипения в нижней части активной зоны или вблизи нее. В существовавших тогда эксплуатационных условиях паровой коэффициент реактивности был весьма существенно положительным, а активная зона находилась в состоянии повышенной восприим-

чивости к увеличению положительной обратной связи по паровой реактивности в случае повышения мощности. Более того, при повышенном расходе теплоносителя уменьшился запас до кавитации циркуляционных насосов.

После отключения турбины работа запитанных от нее четырех насосов начала замедляться, поскольку скорость вращения турбины снижалась и падало напряжение связанного с ней генератора. Понижающийся расход через активную зону вызвал повышение паросодержания в активной зоне и обусловил появление первоначальной положительной обратной связи по реактивности, которая по крайней мере отчасти была причиной аварии. По-прежнему не ясно, падала ли в этот период нагнетательная способность насосов, которые обеспечивали циркуляцию смешанной пароводяной смеси, или же даже произошли кавитация и срыв насосов и они вообще прекратили обеспечивать циркуляцию теплоносителя. В докладе комиссии Государственного комитета СССР по надзору за безопасным ведением работ в промышленности и атомной энергетике (Госкоматомнадзора) (Приложение I, Раздел I-4.5) содержится ссылка на исследования, в результате которых сделано заключение о том, что кавитации насосов не было. По крайней мере, положительный паровой коэффициент реактора РБМК приводит к тому, что его конструкция в обстоятельствах аварии оказывается чрезвычайно восприимчивой к нарушениям работы или срыву насосов.

2.10. ЗАЩИТНАЯ ОБОЛОЧКА

Реакторы РБМК имеют отдельные конструкции для “локализации”. Иными словами, отдельные части реактора и контура теплоносителя находятся в индивидуальных герметичных помещениях, каждое из которых имеет целью обеспечить защиту от разрыва трубопроводов первого контура (локализацию) только в данном помещении. В частности, активная зона реактора находится в реакторном пространстве, боковые стенки которого также служат в качестве защиты. Нижняя часть реакторного пространства представляет собой тяжелую плиту, на которой собрана активная зона, а сверху имеется плита с металлоконструкциями весом 2000 тонн. Концевики топливных каналов проходят через нижнюю и верхнюю плиты и приварены к ним. Отдельные герметичные помещения соединяются трубами с расположенной внизу системой “бассейнов-барботеров”, которые служат в качестве бассейнов аварийного сброса давления, — конструктивное решение, в некоторой степени похожее на то, которое принято для большинства кипящих реакторов в западных странах.

Так же, как на других реакторах РБМК, имевших такое пространство для локализации над активной зоной реактора, это пространство способно выдерживать номинальное избыточное давление, создаваемое паром при одновременном разрыве двух каналов. Такое ограничение возможности обусловлено размерами труб сброса давления, выходящих в бассейны-барботеры. Одновременный разрыв множества топливных каналов привел бы к возникновению давления, достаточно высокого для того, чтобы функция локализации нарушилась вследствие подъема верхней плиты, в ходе чего произошли бы разрывы остальных технологических каналов.

3. АВАРИЯ

Последовательность событий, описанная в INSAG-1, была воспроизведена на основе информации, представленной советскими учеными на Совещании 1986 года по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле, и в ходе обсуждений между советскими учеными и специалистами МАГАТЭ в последующую неделю. В табл. I INSAG-1 и в сопровождающем ее тексте последовательность событий представлена в том виде, как она понималась в то время на основе использования данных станции и компьютерного моделирования. Со времени Венского совещания был выполнен значительный объем дополнительной работы по анализу событий, что привело к новому пониманию физических характеристик реактора РБМК (изложенных в Разделе 2), а также некоторых подробностей хода аварии 26 апреля 1986 года. Это углубленное понимание вызвало необходимость пересмотреть некоторые детали сценария, представленного в INSAG-1, а также изменить некоторые важные выводы.

Подробная хронологическая последовательность событий в том виде, как она представляется в настоящее время, содержится в подготовленных в СССР докладах комиссии Госпроматомнадзора под председательством Н. А. Штейнберга и рабочей группы экспертов СССР под председательством А. А. Абагына (Приложения I и II). Более того, часть информации в конце табл. I INSAG-1 в значительной степени основывается на представленных в 1986 году результатах компьютерного моделирования, которая впоследствии была заменена информацией на основе результатов более сложного анализа. В Разделе 3 не обсуждается значимость различий в построениях моделей. Упоминаемые ниже моменты времени, события и их значимость соответствуют данным, приведенным в табл. I INSAG-1.

**(1) Отключение системы аварийного охлаждения реактора
(14 ч 00 мин 00 с, 25 апреля)**

В INSAG-1 указывалось, что блокировка системы аварийного охлаждения реактора (САОР) являлась нарушением регламента. Однако полученная в последнее время из Советского Союза информация подтверждает, что блокировка САОР на Чернобыльской АЭС была фактически допустима, если она разрешалась Главным инженером, и что такое разрешение было дано на время проведения испытаний, приведших к аварии, и даже было утверждено в рабочей программе испытаний. ИНСАГ полагает, что этот момент не повлиял на возникновение и развитие аварии. Однако следует признать, что в течение приблизительно 11 часов до аварии реактор эксплуатировался на половинной мощности с заблокирован-

ной САОР. Это можно было бы не рассматривать как нарушение только в случае, если бы 11-часовой период работы на половинной мощности являлся частью запланированных испытаний, что явно было не так. Отключение САОР на этот период и разрешение эксплуатации в течение продолжительного периода времени с выведенной из работы важнейшей системой безопасности указывают на отсутствие культуры безопасности.

(2) Работа реактора на минимально контролируемом уровне мощности реактора (23 ч 10 мин 00 с, 25 апреля)

Содержащееся в INSAG-1 заявление (стр. 15) о том, что “продолжительная эксплуатация на уровне ниже 700 МВт(тепл.) запрещена нормальными процедурами безопасности ввиду проблем теплогидравлической неустойчивости”, основывалось на устных заявлениях, сделанных советскими экспертами в ходе дискуссий сразу же после Венского совещания. Фактически же запрещения продолжительной эксплуатации реактора на уровне мощности ниже 700 МВт(тепл.) не содержалось ни в проектной документации, ни в нормативно-регламентационных ограничениях, ни в инструкциях по эксплуатации. Важность, придаваемая этому заявлению в INSAG-1, не оправдана. После происшедшего ясно, что такое запрещение должно было быть применено.

(3) Переход с локального на общее регулирование мощности (00 ч 28 мин 00 с, 26 апреля)

В докладе INSAG-1 указывается, что резкое снижение мощности до 30 МВт(тепл.) обусловлено ошибкой оператора. В последних докладах предполагается, что ошибки оператора не было как таковой; в докладе комиссии Госпроматомнадзора (Приложение I, Разделы I-4.6, I-4.7) содержится ссылка на неизвестную причину и невозможность регулировать мощность, а А. С. Дятлов, бывший заместитель главного инженера по эксплуатации Чернобыльской АЭС, в частной беседе ссылается на неисправности в работе системы.

(4) Блокирован сигнал аварийной защиты по останову турбогенераторов (01 ч 23 мин 04 с, 26 апреля)

В свете новой информации были изменены как время, так и значение блокировки сигнала аварийной защиты по останову турбогенераторов. Это событие произошло скорее в 00 ч 43 мин 27 с, а не в 01 ч 23 мин 04 с, как указано в INSAG-1. Время отключения второго турбогенератора остается неизменным.

Этот сигнал аварийной защиты был выведен в соответствии с технологическими регламентами по эксплуатации и рабочей программой испы-

таний, и комиссия Госпроматомнадзора (Приложение I, Раздел I-4.7.4) не поддерживает обвинения, предъявленные эксплуатационному персоналу. В свете новой информации, касающейся ввода положительной реактивности при аварийном останове реактора, содержащееся в столбце “Значение” табл. I доклада INSAG-1 утверждение о том, что “эта аварийная система спасла бы реактор”, представляется необоснованным.

(5) Не соблюден требуемый оперативный запас реактивности (01 ч 00 мин 00 с, 26 апреля)

Последние доклады подтверждают, что в 01 ч 00 мин 00 с 26 апреля минимальный ОЗР был действительно не соблюден и фактически в них заявляется, что этот минимальный ОЗР не соблюдался даже в течение нескольких часов 25 апреля. В соответствии с зарегистрированными данными, вычислительная система СКАЛА, которая использовалась для расчета ОЗР, в период проведения испытаний стала ненадежной. По мнению ИНСАГ, возможно, что во время критической части испытаний оператор не знал значения ОЗР. Вероятно, он сознавал, что продолжение эксплуатации в условиях повышения ксенонового отравления реактора снижает ОЗР. Операторы привыкли к тому, чтобы рассматривать нижний предел ОЗР как необходимый для контроля пространственного распределения энерговыделения в реакторе, но они не знали, что он важен для безопасности ввиду увеличения положительного парового коэффициента по мере уменьшения ОЗР. Они не ощущали необходимости оставить соответствующее число стержней СУЗ в частично погруженном положении, для того чтобы в случае надобности быстро понизить реактивность. Фактически значение уменьшения ОЗР с точки зрения безопасности оказывается гораздо большим, чем было указано в докладе INSAG-1. Весь этот вопрос подробно обсуждается в Разделе 4 настоящего доклада.

(6) Блокированы сигналы аварийной защиты реактора по уровню воды и давлению пара в барабанах-сепараторах (01 ч 19 мин 00 с, 26 апреля)

Недавно полученная информация позволяет предположить, что защита реактора по уровню воды и давлению пара в барабанах-сепараторах была изменена уже в 00 ч 36 мин 26 апреля, а не в 01 ч 19 мин 00 с, как указано в INSAG-1. Однако в соответствии с Приложением I (Раздел I-4.7.4) “обвинения в блокировке защиты по давлению пара в БС, предъявленные персоналу в официальных материалах, Комиссия [Госпроматомнадзора] не подтверждает”.

Это изменение точки зрения основывается на том факте, что в отношении нижнего уровня воды в барабанах-сепараторах предусмотрены два уровня защиты, один с аварийной уставкой на высоте 600 мм и другой

обычно на высоте 1100 мм, в зависимости от уровня мощности. Операторы не восстановили защиту по этому уровню и в техническом отношении нарушили пункт 9 “Регламента переключения ключей и накладок технологических защит и блокировок” (в соответствии с докладом комиссии Госпроматомнадзора (Приложение I, Разделы I-4.7.4, I-4.7.8)). Однако защита по нижнему уровню воды в барабанах-сепараторах на протяжении события продолжала действовать.

4. АНАЛИЗЫ СЦЕНАРИЯ ОТКАЗОВ, ПРОВЕДЕННЫЕ В ПОСЛЕДНЕЕ ВРЕМЯ

4.1. СЦЕНАРИЙ

Проведению аналитической работы в конце 1986 года способствовало получение в Вене данных из СССР. Были предоставлены критические данные о конфигурации регулирующих стержней, уровне мощности и пространственном распределении энерговыделения непосредственно перед аварией, а также информация о превалировавших теплогидравлических условиях. Информация о том, что пространственное распределение энерговыделения характеризовалось двугорбой кривой, по-видимому, вначале обусловило мнение о том, что величина положительного парового коэффициента реактивности была несколько меньшей в связи с меньшим облучением топлива на верхней и нижней границах активной зоны. Некоторые аналитики обнаружили, что в случае пониженных значений парового коэффициента было трудно согласовать временную последовательность событий при разгоне реактора с теми данными, которые были опубликованы советскими учеными на Венском совещании. Поэтому был начат поиск дополнительного механизма, который мог сыграть в этом свою роль. Именно в этой связи стали открыто постулировать наличие положительного выбега реактивности при вводе стержней СУЗ в режиме аварийного останова реактора, причем сначала в некоторых проведенных на западе анализах.

Подробный анализ показал, что реактивность, внесенная вследствие положительного выбега реактивности при аварийном останове реактора, будучи добавленной к той, которая обеспечивалась за счет парообразования в результате повышенного кипения, была достаточной для того, чтобы образовался мощный вызванный скачком реактивности переходной процесс, сравнимый с тем, который был описан на Венском совещании.

Существование эффекта, связанного с положительным выбегом реактивности при аварийном останове реактора, было впервые подтверждено советскими экспертами на конференции по показателям и безопасности ядерной энергетики в Вене в 1987 году². В докладе комиссии Госпроматомнадзора указывается, что в момент аварии об этом явлении было известно и что впервые оно было обнаружено на реакторе РБМК Игналинской АЭС в Литовской Республике в 1983 году (Приложение I, Раздел I-3.8). Хотя главный конструктор реакторов РБМК направил эту

² Nuclear Power Performance and Safety (Proc. Conf. Vienna, 1987) 6 vols, IAEA, Vienna (1988). См. литературу [2] к Приложению I, стр. 134.

информацию на другие станции с реакторами РБМК и заявил, что для компенсации этого эффекта необходимы конструктивные изменения, такие изменения реализованы не были, и организационные меры, рекомендованные им для включения в эксплуатационные инструкции станций, приняты не были. По-видимому, существовало широко распространенное мнение, что условия, в которых эффект положительного выбега реактивности при вводе стержней СУЗ окажется важным, никогда не возникнут. Однако они возникли почти со всеми подробностями в ходе действий, приведших к аварии.

В настоящее время в большинстве аналитических исследований тяжесть аварии связывается с недостатками конструкции стержней СУЗ в сочетании с физическими проектными характеристиками, сделавшими возможным непреднамеренное возникновение больших положительных значений парового коэффициента. Аварийный останов реактора непосредственно перед резким скачком мощности, приведшим к разрушению реактора, безусловно, мог явиться решающим фактором, способствовавшим этому.

С другой стороны, особенности реактора РБМК поставили также и другие ловушки для эксплуатационного персонала. Любая из них могла бы в равной мере вызвать событие, инициирующее такую или почти идентичную аварию. Они включали в себя:

- Срыв насосов, нарушение функции перекачки теплоносителя или кавитацию насосов в сочетании с воздействием положительного парового коэффициента. Любая из этих причин могла бы привести к неожиданному усилению эффекта положительного парового коэффициента.
- Разрушение топливных каналов из циркониевого сплава или сварных швов между ними и трубопроводами из нержавеющей стали, вероятнее всего, вблизи входа в активную зону в нижней части реактора. Разрушение топливного канала явилось бы причиной резкого локального возрастания паросодержания вследствие превращения в пар теплоносителя; это привело бы к локальному росту реактивности, который вызвал бы появление распространяющегося эффекта реактивности.

Таким образом, возникает вопрос: какие же слабые места в конечном счете вызвали аварию?

Есть и второй вопрос: имеет ли в действительности значение то, какой именно недостаток явился реальной причиной, если любой из них мог потенциально явиться определяющим фактором?

4.2. ОПЕРАТИВНЫЙ ЗАПАС РЕАКТИВНОСТИ

ОЗР выражается через число эффективных стержней СУЗ номинальной реактивности, погруженных в активную зону. Это определение не является точным и, по-видимому, операторы плохо понимали важность этой величины для безопасности станции. Было широко распространено мнение, что важность ОЗР основывалась на необходимости иметь в активной зоне число регулирующих элементов, достаточное для маневрирования таким образом, чтобы поддерживать сбалансированное в целом распределение энерговыделения, особенно в свете тенденции к ксеноновой нестабильности в столь большой и имеющей слабые внутренние связи активной зоне. И все же у оператора не было возможности легко узнавать значение ОЗР, и это значение не было также включено в систему защиты реактора. При обсуждении сценария оказалось, что операторам, по-видимому, не известно о другой причине важности ОЗР, которая заключается в том, что он может сильно влиять на паровой и мощностной коэффициенты.

Один из предусмотренных в проекте подходов в отношении предотвращения недопустимо больших значений паровых коэффициентов заключается в повышении обогащения топлива и в компенсации избыточной реактивности введением поглотителей. При первоначальной загрузке активных зон реакторов РБМК эти поглотители были установлены, закреплены в топливных каналах и отделены от системы управления и защиты реактора. При выгорании топлива проектировщики разрешали удалять эти поглотители и увеличивать облучение топлива. Это значительно смещало величины паровых коэффициентов в сторону положительных значений и, кроме того, делало их чрезвычайно восприимчивыми к степени погружения стержней СУЗ. В условиях аварии паровой коэффициент возрос до такой степени, что он стал преобладать над другими компонентами мощностного коэффициента, и сам мощностной коэффициент сделался положительным.

Существует еще один аспект важности ОЗР для безопасности, которому в целом уделялось слишком мало внимания. Персонал реактора 4 блока Чернобыльской АЭС, по-видимому, считал, что до тех пор, пока выдерживался минимально допустимый ОЗР (15 эффективных стержней), независимо от того, какой была реальная конфигурация этих стержней, требования безопасности удовлетворялись. Это совершенно неверно. Схема расположения стержней СУЗ может способствовать обеспечению безопасности в случае переходного процесса мощности только тогда, когда уже при первом введении стержня в активную зону после сигнала аварийной защиты он начинает значительно снижать реактивность. Эта возможность может быть обеспечена только в случае, если поглощающие

концы стержней находятся в области, в которой неглубокое погружение приводит к относительно большому снижению реактивности. На периферии активной зоны реактора такой области нет. В ходе испытаний, приведших к разрушению реактора, по-видимому, не применялась методика правильного позиционирования стержней.

В докладе комиссии Госпроматомнадзора (Приложение I, Раздел I-3.8) сообщается, что после того, как в 1983 году на Игналинской АЭС был обнаружен эффект положительного выбега реактивности, организация Главного конструктора проинформировала другие организации и все атомные электростанции с реакторами РБМК о том, что она намеревается ограничить число полностью извлекаемых из активной зоны стержней СУЗ. Однако такие ограничения в действие введены не были и, по-видимому, об этом вопросе забыли.

5. ВЗГЛЯДЫ ИНСАГ

В предыдущих разделах подробно изложена и проанализирована информация, полученная после совещания 1986 года по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле. Цель Раздела 5 заключается в том, чтобы дать замечания по поднятым вопросам с точки зрения необходимости какого-либо пересмотра INSAG-1 и важности новой информации в контексте аварии. Рассматриваются три взаимосвязанных аспекта: конструктивные особенности, действия персонала и общая структура контроля вопросов безопасности. Следует отметить, что новая информация надежно обоснована в той степени, насколько это возможно в настоящее время. Однако нельзя исключить изменения этой информации в будущем, равно как и изменения восприятия ее значимости.

5.1. КОНСТРУКЦИЯ

Указывался ряд возможных событий, непосредственно инициировавших аварию, причем все они обусловлены конкретными конструктивными особенностями. Вместо того, чтобы вступать в дискуссию, заведомо имея твердое мнение, что вряд ли может пролить новый свет на данный вопрос, ИНСАГ предпочитает рассмотреть те проблемы конструкции, в связи с которыми возникают основные вопросы.

В INSAG-1 повторяется высказанное советскими представителями мнение о том, что основной причиной аварии явился мощный переходной процесс, вызванный скачком реактивности и ставший возможным благодаря положительному мощностному коэффициенту. Общее замечание в INSAG-1 заключалось в том, что в момент, когда безопасность станции подвергается серьезной угрозе, должны включаться автоматические системы безопасности (стр. 81). Предотвращение аварии, связанной с быстрым мощностным коэффициентом, зависело от быстроты действий эксплуатационного персонала; это недопустимо противоречило вышеуказанному фундаментальному принципу проектирования.

Особенностью конструкции станции, вызвавшей обширные комментарии и не отмеченной в первоначальной советской оценке, была неудовлетворительная система аварийного останова, которая предопределила положительный выбег реактивности. Как сейчас представляется, наиболее вероятным окончательным вызвавшим аварию событием явился ввод стержней СУЗ в критический момент испытаний, который усугубил до разрушительного уровня уже существующие ввиду положительного мощностного коэффициента условия. В этом случае авария явилась бы результатом применения сомнительных регламентов и процедур, которые привели к проявлению и сочетанию двух серьезных проектных дефектов конструкции стержней и положительной обратной связи по реактивности.

Положительный выбег реактивности мог произойти только вследствие особого положения стержней СУЗ, а двугорбая кривая распределения энерговыделения указывает на тот факт, что произошел разрыв связи между верхней и нижней половинами активной зоны реактора. Все эти условия превалировали одновременно.

По-видимому, никогда не удастся узнать наверняка, соответствует ли действительности эта версия возникновения аварии. И вряд ли фактически имеет значение то, явился ли положительный выбег реактивности при аварийном останове последним событием, вызвавшим разрушение реактора. Важно лишь то, что такой недостаток существовал и он мог явиться причиной аварии. Заслуживает порицания тот факт, что этот недостаток был известен столь давно и не был устранен. Безусловно, данная в INSAG-1 оценка, была бы иной, если бы на Совещании 1986 года по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле стало бы известно о таких особенностях стержней СУЗ.

В проекте предусматривалось и в момент подготовки INSAG-1 было четко признано требование о поддержании такой конфигурации регулирующих стержней, которая обеспечивает, по крайней мере, минимально допустимый ОЗР. Если, как было заявлено впоследствии, в пультовой не было эффективных средств информирования операторов об этом параметре, то опять же особенности конструкции сослужили им дурную службу, и в этом случае необходимо изменение первоначального вывода, содержащегося в INSAG-1. В ходе недавних обсуждений ИНСАГ фактически подвергла сомнению концепцию ОЗР, поскольку его определение (см. Раздел 4.2) не дает полной гарантии того, что такая конфигурация регулирующих стержней полностью обеспечивает достаточную защиту реактора.

С учетом нынешних знаний можно было бы еще в большей степени подчеркнуть общее впечатление, создавшееся в момент подготовки INSAG-1. Конструкция предъявляет к системе управления/останова реактора противоречивые требования. С точки зрения оператора, в обычном режиме эта система обеспечивает средства регулирования мощности реактора и коррекции распределения энерговыделения. Система также влияет на значение парового коэффициента, и необходимо произвести отключение реактора в аварийных условиях. Не понятно, почему в нормальных условиях все эти требования не могут быть удовлетворены. Однако действия операторов, которые подняли до верхних концевиков почти все стержни, противоречили одновременным требованиям сохранения возможности выключения реактора и поддержания соответствующих значений мощностного коэффициента (хотя последнее в то время недооценивалось операторами). Возможность противоречия между этими целями является нежелательной конструктивной особенностью, ввиду которой

станция стала в чрезмерной степени зависеть от правильности действий оператора. В первом пункте уроков и рекомендаций INSAG-1 содержится общее замечание о том, что “конструкции АЭС должны быть в наиболее возможной степени невосприимчивы к ошибке оператора и к преднамеренному нарушению регламентов безопасности” (стр. 31).

Что касается конкретных характеристик системы выключения реактора, то ИНСАГ в то время определила, что эта система не обладала достаточным быстродействием, и нет оснований изменять эту точку зрения, несмотря на новые мнения о возможных причинах аварии. Еще одно сформировавшееся тогда общее впечатление сейчас еще более укрепилось. Регламенты, в соответствии с которыми осуществлялось управление реактором, были недостаточно хорошо обоснованы с точки зрения анализа присущих ему свойств безопасности. Фактически это признается во втором пункте уроков и рекомендаций INSAG-1: “Регламенты, относящиеся к эксплуатации АЭС, должны готовиться тщательным образом с уделением постоянного внимания влиянию на безопасность тех или иных намерений” (стр. 31).

5.2. ДЕЙСТВИЯ ПЕРСОНАЛА

5.2.1. Нарушения регламентов

В INSAG-1 особое развитие получила представленная советскими экспертами точка зрения в отношении действий персонала, и здесь целесообразно воспользоваться информацией, ставшей известной в последнее время. В 1986 году в качестве основных причин аварии были указаны конкретные нарушения регламентов. В частности:

- Заявлялось, что длительная эксплуатация реактора на уровнях мощности ниже 700 МВт(тепл.) запрещена. Это заявление основывалось на неправильной информации. Такое запрещение должно было существовать, однако в тот момент его не было.
- Восемь главных циркуляционных насосов работали на полной мощности и, по-видимому, расход нескольких из них превышал предписанные значения. ИНСАГ высказала мнение, что такой режим эксплуатации был неправильным. Комиссия Госпроматомнадзора (Приложение I, Раздел I-4.7.7) в докладе сообщает, что одновременная эксплуатация всех восьми насосов никаким документом, включая рабочую программу испытаний, не запрещалась, хотя превышения расходов, когда они возникали, являлись нарушением технологического регламента. Этот вопрос связан с вопросом о недогреве, изложенном в Разделе 5.2.3.

- В INSAG-1 указывалось, что эксплуатация при слишком низком ОЗР являлась нарушением требований. И сейчас ИНСАГ повторяет, что нарушение имело место, но оно оказалось важным по причинам, отличным от тех, которые были приняты ранее. Это привело к повышенным значениям парового коэффициента, а также к такому положению стержней СУЗ, в котором они не только потеряли эффективность, но и стали оказывать разрушительное воздействие.
- В INSAG-1 указывалось, что во время испытаний в Чернобыльской АЭС были отключены три компонента защиты реактора. Вопреки тому, что было указано в INSAG-1, имеющаяся в настоящее время информация позволяет предположить следующее:
- Отключение САОР на Чернобыльской АЭС, в принципе, не было запрещено регламентом нормальной эксплуатации. ИНСАГ понимает, что это было требованием графика испытаний, и в соответствии с правилами от Главного инженера было получено специальное разрешение на такое отключение. В любом случае не было необходимости отключать САОР на столь продолжительный период времени. ИНСАГ считает, что отключение не повлияло на возникновение аварии, но явилось свидетельством низкого уровня культуры безопасности.
 - Блокировка сигнала аварийного останова реактора по уровню воды и давлению пара в барабанах-сепараторах могла бы быть допустимой, однако этого не произошло; ИНСАГ считает, что это не повлияло бы на возникновение аварии, и к тому же в любом случае существовала другая система защиты.
 - Блокировка сигнала аварийной защиты по останову “двух турбогенераторов” была разрешена, и в действительности требовалась регламентами по нормальной эксплуатации на низких уровнях мощности, таких, как уровень мощности при рассматриваемых испытаниях. При любом случае блокировка этого сигнала, безусловно, могла вызвать разрушение реактора скорее во время аварийного останова турбогенератора, а не вскоре после него.

ИНСАГ хотела бы сделать дополнительное замечание о том, что, хотя все это может быть и так, следует отметить довольно легкомысленное отношение к блокировке защиты реактора как технологического регламента по эксплуатации, так и операторов; об этом свидетельствует продолжительность времени, в течение которого была отключена САОР, при работе реактора на половинной мощности.

5.2.2. Отступления от рабочей программы испытаний

Не оспаривается тот факт, что испытания были начаты на уровне мощности (200 МВт(тепл.)), который заведомо ниже предписанного в рабочей программе испытаний. Некоторые из недавних замечаний, адресованных ИНСАГ, сводятся к аргументу, что это было допустимо, поскольку ничто в регламенте по нормальной эксплуатации не запрещало этого. Однако факты таковы, что:

- рабочая программа испытаний была изменена только для этого случая;
- причиной этого явилась неспособность операторов восстановить уровень мощности, на котором должны были проводиться испытания;
- это произошло из-за установившегося состояния реактора ввиду его предшествующей работы на половинной мощности и последующего провала мощности до весьма низких уровней;
- в результате, когда начались испытания, расположение регулирующих стержней, распределение энерговыделения в активной зоне и теплогидравлические условия были такими, что реактор оказался в весьма неустойчивом нерегламентном состоянии.

Когда мощность реактора не удалось восстановить до требуемого уровня 700 МВт(тепл.), эксплуатационный персонал не остановился и не обдумал создавшееся положение, а сразу же изменил условия испытаний таким образом, чтобы они соответствовали их мнению относительно существовавших в тот момент условий.

При проведении испытаний на атомной электростанции весьма важной является хорошо запланированная рабочая программа таких испытаний. Эта программа должна строго выполняться. Если в процессе испытаний оказалось, что исходная программа неудовлетворительна или не может осуществляться как запланировано, то испытания должны быть прекращены, и следует осуществить оценку любых предусматриваемых изменений на основе тщательно запланированного заранее процесса.

5.2.3. Другие недостатки культуры безопасности

Предшествующее обсуждение во многих случаях указывает на недостаточный уровень культуры безопасности. Критика недостаточной культуры безопасности была одной из главных тем INSAG-1, и нынешнее рассмотрение не уменьшает остроты этой проблемы. Стоит подчеркнуть

два уже упомянутых примера, поскольку они имеют отношение к особым способностям, требуемым при эксплуатации реактора.

Реактор эксплуатировался в режиме кипения теплоносителя в активной зоне и в то же время с незначительным или нулевым недогревом на всасе насосов и на входе в активную зону. Такой режим работы сам по себе мог привести к разрушительной аварии, подобной той, которая в конце концов и произошла, учитывая характеристики положительной обратной связи по реактивности реактора РБМК. То, что не признавалась необходимость избегать такой ситуации, указывает на недостатки, выявившиеся в эксплуатации атомной электростанции без тщательного и скрупулезного анализа безопасности, в условиях, когда персонал не был ознакомлен с результатами такого анализа безопасности и не проникся духом культуры безопасности.

Это последнее замечание особенно уместно в отношении второго момента, который касается эксплуатации реактора в условиях, когда почти все стержни СУЗ выведены в положения, в которых они оказываются неэффективными с точки зрения быстрого снижения реактивности, если неожиданно потребуется заглушить реактор. Сознание необходимости избегать такой ситуации должно быть второй натурой всех ответственных лиц из числа эксплуатационного персонала и всех проектировщиков, ответственных за разработку инструкций по эксплуатации станции.

5.3. СИСТЕМА МЕРОПРИЯТИЙ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ

Основное внимание в INSAG-1 было уделено непосредственным вопросам чернобыльской аварии, и в нем содержится мало ссылок на структуру регулирования и общую систему мероприятий по обеспечению безопасности, в рамках которой эксплуатировалась станция. С тех пор прояснился ряд вопросов и были вынесены суждения, на основе которых сейчас можно представить более широкие оценки.

Комиссия Госпроматомнадзора (Приложение I, Раздел I-3) сравнивала проект 4 блока АЭС с действовавшими в момент проектирования требованиями безопасности, заявляя, что в проекте имеются существенные отступления от установленных норм. INSAG отмечает, что некоторые вопросы, поднятые в докладе комиссии Госпроматомнадзора, отражают ее собственную озабоченность.

Этот вопрос дополнительно обсуждается в следующих ниже разделах.

5.4. ПОСЛЕДСТВИЯ ИГНОРИРОВАНИЯ НЕДОСТАТКОВ

В Приложениях I и II указывается, что важные проблемы проекта Чернобыльской АЭС, признанные в настоящее время, фактически признавались еще до аварии. ИНСАГ отмечает наблюдения, сделанные на Игналинской АЭС в 1983 году, когда возможность ввода положительной реактивности при останове реактора стала очевидной, и событие на Ленинградской АЭС в 1975 году, которое в ретроспективе показало, что события, вызываемые локальной обратной связью по реактивности, могут вызвать повреждение реактора. Эти два события указывали на существование недостатков в проекте. Хотя эти события имели сходство с событиями, потенциально приводящими к аварии, их тщательного анализа явно не проводилось. Вызывает большую озабоченность то, что эта важная информация не рассматривалась надлежащим образом, а в случаях, когда она распространялась среди проектировщиков, операторов и лиц, ответственных за регулирование, ее значимость не была полностью осознана и эта информация по существу игнорировалась.

5.5. ВАЖНОСТЬ КОМПЕТЕНТНОГО АНАЛИЗА БЕЗОПАСНОСТИ

Независимое техническое рассмотрение и анализ безопасности являются краеугольным камнем удовлетворительного режима безопасности, и в этой связи ИНСАГ полагает, что проектированию и эксплуатации 4 блока Чернобыльской АЭС, а также других реакторов РБМК должно было уделяться значительно больше внимания. В ходе такого рассмотрения недостатки проекта, безусловно, обнаружались бы. Явившееся результатом такого рассмотрения углубленное понимание процессов в сочетании с режимом, требующим независимого и официального утверждения изменений, связанных с безопасностью аспектов проекта и технологических регламентов по эксплуатации, в значительной мере способствовало бы предотвращению аварии в целом. Даже помимо очевидной присущей ему изначальной ценности, компетентный анализ безопасности помогает создать обстановку внимательного отношения к безопасности как к первостепенной задаче. Этот принцип предопределяет важность эффективной передачи операторам знаний, полученных в результате выполнения анализа безопасности.

5.6. НЕДОСТАТКИ РЕЖИМА РЕГУЛИРОВАНИЯ

5.6.1. Общие недостатки

Обеспечение безопасности вопреки неизбежному давлению в связи с необходимостью выполнять производственные задания требует привер-

женности эксплуатирующей организации целям безопасности и прочного и независимого режима регулирования, который надлежащим образом финансируется, имеет поддержку на правительственном уровне и обладает всеми необходимыми полномочиями по контролю за соблюдением требований. В момент аварии такого рода режима в СССР не существовало.

ИНСАГ было сообщено, что регулирующий режим был неэффективен во многих важных областях, таких, как анализ безопасности при проектировании и эксплуатации станций, в отношении требований к подготовке кадров и внедрения культуры безопасности и оказания ей содействия, а также контроля за соблюдением правил. Он не функционировал в качестве независимого компонента в деле обеспечения безопасности.

5.6.2. Доклад комиссии Госпроматомнадзора

В докладе комиссии Госпроматомнадзора (Приложение I) содержится обширная информация, в которой подчеркивается отсутствие эффективного режима ядерного регулирования на протяжении многих лет до аварии.

Технический проект реакторной установки РБМК был утвержден, несмотря на несоответствие многим требованиям, предъявляемым к проектированию атомных электростанций в СССР.

5.7. ОБЩИЕ ЗАМЕЧАНИЯ О НЕДОСТАТОЧНОМ УРОВНЕ КУЛЬТУРЫ БЕЗОПАСНОСТИ

В своем докладе о чернобыльской аварии ИНСАГ ввела новый термин “культура безопасности”, описывающий режим безопасности, который должен существовать на атомной станции. В последующем докладе, INSAG-4, озаглавленном “Культура безопасности”³, в котором это понятие развивалось, ИНСАГ проследила развитие культуры безопасности от ее изначального закрепления в национальном правовом режиме, связанном с ядерной безопасностью. Это устанавливает надлежащую цепочку ответственности и полномочий для требуемого уровня безопасности. Культура безопасности как в отношении режима эксплуатации, так и регулирования должна прививаться в организациях путем надлежащего отношения к делу и практики руководства. В предыдущем обсуждении неоднократно указывалось, что режим эксплуатации на Чернобыль-

³ МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНСУЛЬТАТИВНАЯ ГРУППА ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ, Культура безопасности, Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-4, МАГАТЭ, Вена (1991 год).

ской АЭС отличался недостаточным уровнем культуры безопасности. В соответствии со взглядами, изложенными в INSAG-4, ИНСАГ в настоящее время подтверждает мнение о том, что в СССР до чернобыльской аварии на АЭС не было надлежащей культуры безопасности. Многие из требований культуры безопасности, по-видимому, существовали в правилах, но не внедрялись на практике. Многих других необходимых характеристик не существовало вообще. В местную практику на атомных станциях, а практика на Чернобыльской АЭС, как можно полагать, не отличалась от других, не входили элементы культуры безопасности.

5.8. ИТОГОВАЯ ОЦЕНКА

Рассматривая информацию, ставшую известной после Совещания по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле, ИНСАГ приходит к выводу, что факторы, приведшие к аварии, следует искать в особенностях средств безопасности конструкции (проекта), действиях персонала, общей системе мероприятий по обеспечению безопасности и структуре регулирования. В связи с нынешним восприятием событий существует необходимость сместить акцент таким образом, чтобы он в большей степени касался недостатков средств безопасности конструкции, о которых говорилось в INSAG-1, а также признать проблемы, обусловленные структурой, в рамках которой осуществлялась эксплуатация станции. Однако ИНСАГ по-прежнему придерживается мнения о том, что во многих отношениях действия персонала были неудовлетворительными.

6. ВЫВОДЫ В ОТНОШЕНИИ ФАКТОРОВ, СПОСОБСТВОВАВШИХ РАЗВИТИЮ АВАРИИ

- (1) Была рассмотрена информация, ставшая известной в отношении аварии на 4 блоке Чернобыльской АЭС после 1986 года. При рассмотрении применялся весьма осторожный подход с учетом того, что при поступлении новой информации картина может вновь измениться. Однако, представляется, что основные контуры проблем в настоящее время приобретают ясность.
- (2) В 1986 году ИНСАГ выпустила свой доклад INSAG-1, в котором обсуждалась чернобыльская авария и ее причины на основе информации, представленной советскими компетентными органами Совещанию по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле, состоявшемуся в августе 1986 года. Ставшая сейчас известной новая информация повлияла на взгляды, представленные в INSAG-1, таким образом, что основное внимание сместилось на аспекты, связанные с конкретными особенностями конструкции (проекта), включая конструкцию стержней СУЗ и систем безопасности, а также на то, как важная для безопасности информация доводилась до сведения персонала. В настоящее время представляется, что авария явилась следствием совпадения следующих основных факторов: специфических физических характеристик реактора; специфических особенностей конструкции органов управления реактором; и того факта, что реактор был выведен в состояние, не оговоренное регламентом и не исследованное независимым органом по вопросам безопасности. Наиболее важным представляется то, что именно физические характеристики реактора обусловили его неустойчивое поведение.
- (3) Две произошедшие ранее аварии на реакторах РБМК, одна на Ленинградской АЭС (1 блок в 1975 году) и повреждение топлива на Чернобыльской АЭС (1 блок в 1982 году), уже выявили серьезные слабости в характеристиках и эксплуатации энергоблоков РБМК. Авария на 1 блоке Ленинградской АЭС даже рассматривается некоторыми как предвестник чернобыльской аварии. Однако уроки, извлеченные из этих аварий, свелись главным образом лишь к весьма ограниченным изменениям конструкции или усовершенствованиям практики эксплуатации. Ввиду отсутствия связи и обмена информацией между различными эксплуатирующими организациями эксплуатационному персоналу Чернобыльской АЭС не было известно о характере и причинах аварии на 1 блоке Ленинградской АЭС.

- (4) Достоверно не известно, с чего начался скачок мощности, приведший к разрушению реактора Чернобыльской АЭС. Определенная положительная реактивность, по-видимому, была внесена в результате роста паросодержания при падении расхода теплоносителя. Внесение дополнительной положительной реактивности в результате погружения полностью выведенных стержней СУЗ в ходе испытаний явилось, вероятно, решающим приведшим к аварии фактором. Этот последний эффект был результатом недоработки конструкции стержней, характер которого был обнаружен на Игналинской АЭС в 1983 году. Однако после обнаружения этого дефекта на Игналинской АЭС положение исправлено не было, никаких мер по компенсации принято не было и эксплуатирующим организациям впоследствии никакой информации не направлялось.
- (5) Можно сказать, что авария явилась следствием низкой культуры безопасности не только на Чернобыльской АЭС, но и во всех советских проектных, эксплуатирующих и регулирующих организациях атомной энергетики, существовавших в то время. Культура безопасности, детально рассмотренная в INSAG-4 (см. сноску 3), требует полной приверженности делу обеспечения безопасности, которая на атомных электростанциях формируется главным образом отношением к этому руководителей организаций, участвующих в их проектировании и эксплуатации. В этой связи оценка чернобыльской аварии показывает, что недостаточная культура безопасности была присуща не только этапу эксплуатации, но также, и не в меньшей степени, деятельности на других этапах жизненного цикла атомных электростанций (включая проектирование, инженерно-технические разработки, сооружение, изготовление и регулирование).
- (6) Тем самым уменьшается значение, которое придавалось в 1986 году в INSAG-1, представленной на Венском совещании точке зрения советских специалистов, почти полностью возложивших вину на действия эксплуатационного персонала. Некоторые действия персонала, которые в INSAG-1 были классифицированы как нарушения правил, фактически не являлись нарушениями. И все же ИНСАГ по-прежнему придерживается мнения о том, что критические действия персонала были в основном ошибочными. Как указывается в INSAG-1, человеческий фактор следует по-прежнему считать основным элементом среди причин аварии. Низкое качество регламентов и инструкций по эксплуатации и их противоречивый характер явились тяжелым бременем для эксплуатационного персонала, включая Главного инженера. Следует также отметить, что тип и количество контрольно-измерительной аппаратуры, а также компоновка пуль-

товой затрудняли обнаружение небезопасных состояний реактора. Тем не менее правила эксплуатации были нарушены, и стержни СУЗ были установлены так, что это поставило бы под угрозу аварийную защиту реактора даже в случае, если бы конструкция стержней не была ошибочной по причине упомянутого выше эффекта положительного выбега реактивности при аварийном останове реактора. Наибольшего осуждения заслуживает то, что неутвержденные изменения в программу испытаний были сразу же преднамеренно внесены на месте, хотя было известно, что установка находится совсем не в том состоянии, в котором она должна была находиться при проведении испытаний.

(7) Настоящим докладом ИНСАГ не отменяет доклад INSAG-1, как и не изменяет выводы того доклада, за исключением ясно указанных здесь случаев. Хотя взгляды ИНСАГ в отношении факторов, способствовавших развитию аварии, изменились, многие другие выводы INSAG-1 остались неизменными.

(8) Подводя итоги, следует отметить, что новая информация выявила ряд более широких проблем, внесших вклад в возникновение аварии. К ним относятся:

- установка фактически не соответствовала действовавшим нормам безопасности во время проектирования и даже имела небезопасные конструктивные особенности;
- недостаточный анализ безопасности;
- недостаточное внимание к независимому рассмотрению безопасности;
- регламенты по эксплуатации надлежащим образом не обоснованы в анализе безопасности;
- недостаточный и неэффективный обмен важной информацией по безопасности как между операторами, так и между операторами и проектировщиками;
- недостаточное понимание персоналом аспектов их станции, связанных с безопасностью;
- неполное соблюдение персоналом формальных требований регламентов по эксплуатации и программы испытаний;
- недостаточно эффективный режим регулирования, оказавшийся не в состоянии противостоять требованиям производственной необходимости;
- общая недостаточность культуры безопасности в ядерных вопросах как на национальном, так и на местном уровне.

Дополнение

МЕРЫ ПО ПОВЫШЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С РЕАКТОРАМИ РБМК

Сообщается, что сразу же после чернобыльской аварии были разработаны организационные и технические мероприятия по повышению безопасности эксплуатации действующих АЭС с реакторами РБМК. Они включали в себя введение ограничений на остальных АЭС с реакторами РБМК, осуществление изменений, которые ранее рассматривались как необходимые, и другие изменения, которые были явно полезными с точки зрения безопасности.

Во-первых, ИНСАГ было сообщено, что разработаны и внедрены мероприятия, направленные на:

- уменьшение положительного парового (пустотного) коэффициента реактивности и влияния полного запаривания активной зоны на реактивность;
- повышение скоростной эффективности аварийной защиты;
- внедрение новых программ расчета оперативного запаса реактивности с цифровой индикацией его текущей величины на пульте оператора;
- предотвращение возможности отключения аварийных защит при работе реактора на мощности путем введения требования эксплуатационного предела и внедрения двухкнопочной системы отключения защиты;
- исключение режимов, приводящих к снижению температурного запаса до кипения теплоносителя на входе в реактор (это касается вопроса надлежащего недогрева на входе в активную зону).

ИНСАГ было также сообщено, что снижение парового коэффициента реактивности было обеспечено установкой в активную зону дополнительных фиксированных поглотителей (до 90 штук) и путем перевода всех реакторов РБМК на топливо с обогащением 2,4% по ^{235}U . На всех реакторах мощностью 1000 МВт(эл.) было добавлено такое количество более высокообогащенного топлива, которое необходимо для компенсации влияния дополнительных фиксированных поглотителей, и планируется завершить переход на использование только более высокообогащенного топлива. В связи с этим ИНСАГ отмечает, что польза от повышения обогащения топлива будет сохранена только в том случае, если не увеличивать глубину выгорания топлива по сравнению с той, которая имела место в прошлом. Если повышенное обогащение топлива использовать

для продления срока его службы, то топливо в конце цикла будет содержать меньше ^{235}U и больше ^{239}Pu и это будет способствовать увеличению положительного парового коэффициента.

Заявляется, что ОЗР был таким образом увеличен до уровня 43–48 (в зависимости от реактора) стержней ручного регулирования СУЗ.

ИНСАГ было сообщено, что имевшиеся стержни СУЗ были заменены стержнями новой конструкции, исключаящими столбы воды в нижней части каналов и имеющими более длинную поглощающую часть.

ИНСАГ было сообщено, что скорость ввода стержней СУЗ была повышена, причем время полного погружения стержней в активную зону уменьшено с 18 до 12 секунд.

ИНСАГ было сообщено, что на всех действующих реакторах внедрена система быстродействующей аварийной защиты (БАЗ). Эта система включает 24 дополнительных стержня аварийной защиты. БАЗ при необходимости обеспечивает ввод отрицательной реактивности более 2β (где β — доля запаздывающих нейтронов) за время менее 2,5 секунды. Значение 2β было рассчитано на основе консервативных предположений и перекрывает любую дополнительную реактивность, которая может возникнуть в связи с полной потерей теплоносителя в реакторе. ИНСАГ сообщено, что в настоящее время все реакторы РБМК оснащены системой БАЗ.

Мероприятия по снижению парового коэффициента и увеличению скорости снижения реактивности при срабатывании аварийной защиты могли бы также оказаться полезными в связи с неконтролируемым скачком мощности в случае обезвоживания активной зоны.

ИНСАГ было сообщено, что эксплуатационная документация была откорректирована с учетом уроков, извлеченных из чернобыльской аварии, и осуществления мероприятий по повышению безопасности РБМК. В число новых входит положение, согласно которому в настоящее время для эксплуатации реакторов РБМК в стационарном режиме установлен более низкий предел мощности, равный 700 МВт(тепл.).

Было сообщено, что приняты также другие меры в целях более эффективного смягчения последствий аварии. Они изложены в докладе Рабочей группы экспертов СССР (Приложение II).

Приложение I

ДОКЛАД КОМИССИИ ГОСУДАРСТВЕННОГО КОМИТЕТА СССР ПО НАДЗОРУ ЗА БЕЗОПАСНЫМ ВЕДЕНИЕМ РАБОТ В ПРОМЫШЛЕННОСТИ И АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

О причинах и обстоятельствах аварии на 4 блоке
Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 года
(Москва, 1991 г.)

В докладе, представленном Комиссией по поручению Госпроматомнадзора СССР, на основе анализа результатов отечественных и зарубежных исследований, проектных данных и нормативно-технической документации делается вывод о том, что начавшаяся из-за действий оперативного персонала Чернобыльская авария приобрела неадекватные им катастрофические масштабы вследствие неудовлетворительной конструкции реактора.

Комиссия считает необходимым продолжить работы по изучению причин и обстоятельств аварии с неперенной разработкой соответствующих мер по повышению безопасности атомных станций.

Комиссия, назначенная приказом Госпроматомнадзора СССР 27 февраля 1990 г. № 11:

Ю.Э. Багдасаров
А.Д. Журавлев
А.Г. Кузнецов
М.И. Мирошниченко
В.А. Петров (*Заместитель председателя*)
Н.А. Штейнберг (*Председатель*)

Комиссия благодарит за активное участие в работе над докладом Н.М. Афанасьева, А.М. Букринского, Ю.А. Каменева, В.А. Канайкина, Н.В. Карпана, В.В. Ломакина, В.А. Орлова, В.М. Тарасенко, а также многих других специалистов, оказавших большую помощь при обсуждении затронутых в докладе проблем. Комиссия благодарит А.С. Лазареву за большую работу по оформлению доклада.

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АЗ	аварийная защита
АЗМ	аварийная защита по мощности
АЗС	аварийная защита по скорости нарастания мощности

АЗСР	аварийная защита по скорости нарастания мощности в рабочем диапазоне ($N > 5\% N_{ном.}$)
АЗ-5	аварийная защита реактора РБМК наибольшей интенсивности наивысшего ранга, осуществлявшая снижение мощности до нуля или до момента исчезновения аварийного сигнала
АР	автоматический регулятор мощности реактора
АЭС	атомная электростанция
$\beta_{эфф.}$	эффективная доля запаздывающих нейтронов
БАЗ	быстродействующая аварийная защита
ББ	бассейн-барботер
БИК	боковая ионизационная камера
БРУ	быстродействующее редуцирующее устройство
БРУ-К	быстродействующее редуцирующее устройство сброса пара в конденсатор турбины
БС	барабан-сепаратор
БЩУ	блочный щит управления
ВВЭР	водо-водяной энергетический реактор
ВК	верхний концевой выключатель
ВНИИАЭС	Всесоюзный научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций
ГИС	главный инженер станции
ГЦН	главный циркуляционный насос
ДРЕГ	программа диагностической регистрации
ДРК	дрессельно-регулирующий клапан
ДП	дополнительный поглотитель
ЗГИС	заместитель главного инженера станции
ИАЭ	Институт атомной энергии им. И.В. Курчатова
ИК	ионизационная камера
КАЭС	Курская АЭС
КИЯИ АН УССР	Киевский институт ядерных исследований АН УССР
КМПЦ	контур многократной принудительной циркуляции
ЛАР	локальный автоматический регулятор мощности реактора
ЛАЭС	Ленинградская АЭС
МВНТС	Межведомственный научно-технический совет
МКУ	минимально контролируемый уровень мощности
МПА	максимальная проектная авария
НИКИЭТ	Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники
НК	нижний концевой выключатель
НСБ	начальник смены блока

НСС	начальник смены станции
НСЭЦ	начальник смены электроцеха
НТД	нормативно-техническая документация
НТС	Научно-технический совет
ОЗР	оперативный запас реактивности
ОКБМ	Опытное конструкторское бюро машиностроения
ОПБ	Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации
ПБЯ	Правила ядерной безопасности атомных электростанций
ПК-АЗ	режим действия группы стержней перекомпенсации
ППР	планово-предупредительный ремонт
ПРИЗМА	станционная программа оперативного физического расчета
ПН	питательный электронасос
РБМК	реактор большой мощности канальный
РП	реакторное пространство
РР	ручное регулирование
РУ	реакторная установка
САОР	система аварийного охлаждения реактора
САЭС	Смоленская АЭС
СИУР	старший инженер управления реактором
СИУТ	старший инженер управления турбинами
СК	стопорный клапан
СРК	стопорно-регулирующий клапан
СУЗ	система управления и защиты реактора
СФКРЭ	система физического контроля распределения энерговыделения
СЦК	система централизованного контроля
ТВС	тепловыделяющая сборка
ТВЭЛ	тепловыделяющий элемент
ТГ	турбогенератор
ТК	технологический канал
ТОБ	техническое обоснование безопасности
ТР	технологический регламент
УСП	укороченный стержень-поглотитель
ЧАЭС	Чернобыльская АЭС
ЯППУ	ядерная паропроизводящая установка

I-1. ВВЕДЕНИЕ

При проведении испытаний по проверке проектного режима автономного энергоснабжения при потере внешних источников электропитания на 4 блоке Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 г. произошла ядерная авария с катастрофическими последствиями.

Проблема преодоления последствий этой ядерной катастрофы к настоящему времени в сознании общественности оттеснила на второй план проблему выяснения причин и обстоятельств возникновения аварии и извлечения уроков на будущее. Однако в среде специалистов эти вопросы не считаются окончательно решенными, свидетельством чему являются продолжающиеся расчетные исследования, а также проведение обсуждений этой проблемы на различных, в том числе международных, семинарах, научно-технических советах и т. д.

К сожалению, до настоящего времени ни одной из научных организаций в СССР не опубликована достаточно обоснованная цельная версия, доказательно объясняющая зарождение и развитие аварийного процесса. Без этого продолжает иметь место настороженное отношение общественности ко всем реакторам чернобыльского типа, и заверения о невозможности подобных аварий в будущем мало чем отличаются от заверений в высокой безопасности реакторов типа РБМК-1000 в недалеком прошлом.

Комиссия, созданная Государственным комитетом СССР по надзору за безопасным ведением работ в промышленности и атомной энергетике (Госпроматомнадзор СССР), предпринимает попытку проанализировать и обобщить имеющиеся к настоящему времени материалы и доклады, относящиеся к аварии. Официальная версия, которая была признана Правительственной комиссией и положена в основу доклада (информации), представленного от СССР для совещания экспертов МАГАТЭ 25–29 августа 1986 г. в г. Вене [1], говорит о том, что первопричиной аварии явилось крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом энергоблока. Спустя год, в МАГАТЭ на Международную конференцию по показателям и безопасности ядерной энергетике (г. Вена, 28 сентября–2 октября 1987 г.) от СССР был представлен доклад “Авария на Чернобыльской АЭС: год спустя” [2], в котором также подтверждена указанная версия. Однако при анализе указанных докладов и их сопоставлении возникает ряд вопросов, вызывающих сомнения относительно достоверности этой версии.

В отчете ИАЭ [3], утвержденном уже после представления доклада [1] в МАГАТЭ, указывается, что “первопричиной аварии явилось крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом энергоблока, *при которых проявились недостатки в конструкции реактора и стержней СУЗ*” (выделенные слова в

официальной версии отсутствуют). Более того, как говорится в этом же отчете, “... *достаточно очевидно, что единственной версией, которая не противоречит имеющимся данным, является версия, связанная с эффектом вытеснителей стержней СУЗ*”. Наличия указанных противоречий *достаточно* для того, чтобы продолжить анализ причин и обстоятельств аварии с целью установления истины и разработки обоснованных мер для исключения аналогичных аварий в будущем.

Следуя статусу надзорно-регулирующего органа, члены Комиссии уделили внимание рассмотрению и оценке соответствия проекта реактора и действий эксплуатационного персонала требованиям действовавшей в период проектирования и эксплуатации 4 блока ЧАЭС нормативно-технической и эксплуатационной документации и пытались понять, почему действия персонала вызвали катастрофу, тем более, что выполнялись они не одним лицом, а коллективом смены.

В трудах психологической Отраслевой научно-исследовательской лаборатории “Прогноз” Минатомэнергопрома СССР [4, 5, 6] получены результаты анализа личностных и социально-психологических характеристик персонала ЧАЭС до и после аварии, которые показали, что личностные данные оперативного персонала ЧАЭС не имели таких отличий от данных персонала других станций, которые могли бы быть прямой причиной аварии. И в целом коллектив ЧАЭС в 1986 г. характеризуется как достаточно ординарный, зрелый, сформировавшийся, состоящий из квалифицированных специалистов — на уровне, признанном в стране удовлетворительным. Коллектив был не лучше, но и не хуже коллективов других АЭС.

Эти выводы говорят о том, что нарушения и ошибки допущены персоналом не потому, что персонал ЧАЭС имел из ряда вон “выдающиеся” характеристики, и поэтому существует *необходимость* продолжить анализ причин и обстоятельств аварии, чтобы установить, действительно ли авария произошла из-за “маловероятного сочетания нарушений порядка и режима эксплуатации” или причинами аварии стала совокупность недостатков конструкции реактора, допущенных его разработчиками, и неправильных действий персонала.

В соответствии со сложившейся мировой и национальной практикой, конструирование и проектирование объектов атомной энергетики и их элементов должно осуществляться в **строгом соответствии** с требованиями специальных норм и правил. В указанных выше докладах не приводятся сведений о выполнении экспертизы конструкции РБМК и проекта 4 блока ЧАЭС на соответствие их требованиям норм и правил. В процессе ознакомления с материалами и документами Комиссия установила, что об отступлениях, допущенных в проекте реактора РБМК-1000, от требований норм и правил по безопасности в атомной энергетике и констру-

тивных недоработках проекта было известно уже в конце мая–начале июня 1986 года. Такие сведения содержатся в различных справках и отчетах, представленных в Правительственную комиссию. Однако, вскрытые дефекты конструкции реактора и его неудовлетворительные физические характеристики не стали достоянием широкого круга специалистов и общественности страны. Отсутствуют они и в материалах, представленных в МАГАТЭ. Значительно раньше, еще 28 декабря 1984 г. решением Межведомственного научно-технического совета по атомной энергетике (МВНТС) утверждены предложения экспертных комиссий № 4 и 5, созданных МВНТС для разработки мероприятий по частичному приведению действующих энергоблоков РБМК-1000 в соответствие с требованиями нормативных документов по безопасности. Однако экспертные комиссии МВНТС, к сожалению, не обратили внимание на некоторые особенности реактора РБМК-1000, которые оказались существенными для возникновения и развития аварии 26 апреля 1986 г.

В настоящем докладе рассмотрены только те конструктивные и проектные решения, которые в той или иной мере могли стать причиной аварии, проявились в ее развитии или сказались на ее последствиях. Комиссия сочла необходимым обратить внимание на то, как недостатки конструкции (проекта) отразились на качестве эксплуатационной документации, которой руководствовался персонал блока при ведении технологического режима. Уделено внимание рассмотрению состава мероприятий и требований, которые были осуществлены на всех АЭС с реакторами РБМК-1000 немедленно после аварии или впоследствии, по мере технической готовности более сложных усовершенствований, рассматривая их как объективный указатель имевших место недостатков конструкции реактора. Комиссия обратила внимание на то, что направленность и сущность этих мероприятий неадекватны официальной версии о том, что причины аварии кроются только в ошибках персонала.

1-2. КРАТКАЯ СПРАВКА О ПРОЕКТИРОВАНИИ 4 БЛОКА ЧАЭС

Постановлением Совета Министров СССР от 29.09.66 г. был принят план ввода энергетических мощностей на атомных электростанциях в 1966–1977 гг. в размере 11,9 млн. кВт, в том числе на АЭС с реакторами РБМК-1000 — 8 млн. кВт. Данным постановлением было принято предложение Госплана СССР, Минсредмаша СССР и Минэнерго СССР о строительстве Ленинградской атомной станции, головной в серии станций с реакторами РБМК-1000, силами Минсредмаша СССР с передачей станции после завершения строительства в эксплуатацию Минэнерго

СССР. Этим же постановлением на Минсредмаш СССР было возложено научно-техническое руководство разработками реакторных энергетических установок и выполнение научно-исследовательских и проектно-испытательских работ, обеспечение заводов-изготовителей рабочими чертежами, ответственность за принятые конструктивные решения, научно-техническое руководство пусками реакторных установок и доведение их параметров до проектных, изготовление и поставка на АЭС топлива и его последующая переработка, а на Минэнерго СССР — проектирование АЭС в целом, строительство и эксплуатация атомных станций.

Выбор пункта строительства Чернобыльской АЭС осуществлялся на основании разработанного Киевским отделением Теплоэлектропроекта и Киевским ОКП Энергосетьпроекта технико-экономического обоснования “Выбор пункта строительства Центрально-Украинской АЭС”, в котором было предложено два пункта строительства: с. Ладыжино Винницкой области и с. Копачи Киевской области.

Совет Министров УССР распоряжением от 04.03.66 г. принял решение о размещении в с. Ладыжино ГРЭС на органическом топливе. Минэнерго СССР 15 марта 1966 г. утвердил размещение Центрально-Украинской АЭС у с. Копачи. 18 января 1967 г. Коллегия Госплана УССР согласилась с размещением АЭС около с. Копачи Киевской области и дала будущей станции название Чернобыльской. Постановление ЦК КПСС и СМ СССР от 02.02.67 г. подтвердило решение Госплана УССР.

Разработка проектного задания на строительство Чернобыльской АЭС мощностью 2000 МВт была поручена Уральскому отделению института “Теплоэлектропроект”. Задание на проектирование утверждено Минэнерго СССР 29 сентября 1967 г. Проектное задание было разработано в трех вариантах:

- с применением реактора РБМК-1000;
- с применением газового реактора РК-1000;
- с применением реактора ВВЭР-1000.

Согласно проектному заданию технико-экономические показатели первого варианта были наихудшими, но состояние разработки и готовности поставок оборудования более удовлетворительными.

Совместным решением Минэнерго СССР и Минсредмаша СССР от 21.09.68 г. проектное задание утверждено с применением газографитового реактора, но затем, в связи с большей готовностью оборудования, совместным решением этих министерств от 19.06.69 г. переутверждено на АЭС с реактором РБМК-1000. Переработанное проектное задание утверждено Советом Министров СССР 14 декабря 1970 г. В соответствии с приказом Минэнерго СССР от 30.03.70 г. дальнейшее проектирование Чернобыльской АЭС было передано институту “Гидропроект”. Разра-

ботку проекта реакторного отделения первой очереди ЧАЭС, включая рабочее проектирование, согласно постановлению СМ СССР от 29.06.66 г., выполнил институт ВНИПИЭТ Минсредмаша СССР в качестве субподрядчика у Генерального проектировщика — института “Гидропроект”.

Технико-экономическое обоснование расширения Чернобыльской АЭС до 4000 МВт утверждено решением НТС Минэнерго СССР от 30.03.72 г. Совместное решение Минэнерго СССР и Минсредмаша СССР о проектировании и строительстве Смоленской АЭС и второй очереди Чернобыльской АЭС было принято 4 января 1974 г. Согласно этому решению, проектирование было поручено вести параллельно двум институтам — “Гидропроект” и ВНИПИЭТ. Технический проект второй очереди Чернобыльской АЭС разрабатывался институтом “Гидропроект”, рассмотрен в Госстрое СССР и Госплане СССР и совместным письмом от 30.09.75 г. направлен в СМ СССР, который и утвердил технический проект своим постановлением от 01.12.75 г. № 2638Р.

Технический проект реакторной установки РБМК-1000 разрабатывался для головного блока Ленинградской АЭС в институте НИКИЭТ по заданию Минсредмаша СССР и в октябре 1967 г. утвержден на НТС Минсредмаша СССР [7]. Ни для одного из последующих блоков технический проект РБМК не разрабатывался вновь и не пересматривался.

1-3. О НЕКОТОРЫХ НЕСООТВЕТСТВИЯХ ПРОЕКТА 4 БЛОКА ЧАЭС ТРЕБОВАНИЯМ ПРАВИЛ И НОРМ ПО БЕЗОПАСНОСТИ

В данном разделе приводятся сведения о несоответствии проекта 4 блока ЧАЭС некоторым требованиям действовавших на момент проектирования и сооружения “Правил ядерной безопасности атомных электростанций” [8] и “Общих положений обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации” [9]. В статье 1.1.4 ОПБ-73 есть запись о том, что “объем требований “Общих положений”, распространяемых на вновь проектируемые АЭС с реакторами РБМК-1000 и ВВЭР-440, устанавливается для каждой конкретной электростанции или группы электростанций специальным решением организаций, утвердивших (согласовавших) “Общие положения”. Согласно решению от 02.07.75 г. “по вопросу обеспечения безопасности при проектировании вторых очередей Курской и Чернобыльской АЭС”, разработчики должны были руководствоваться действовавшей в то время нормативно-технической документацией, т. е. выполнить требования ОПБ-73 и ПБЯ-04-74. Комиссия приводит только те отступления от

вышеупомянутых документов, которые оказались существенными для возникновения и развития аварии 26 апреля 1986 г. Для удобства представления результатов анализа приводится содержание статьи правил, отступления от требований которых обсуждаются, а затем излагается существо допущенных отступлений.

I-3.1.

Статья 3.1.6 ПБЯ-04-74 гласит: “В техническом проекте АЭС проектные материалы по обеспечению ядерной безопасности должны входить отдельным разделом в техническое обоснование безопасности сооружения и эксплуатации атомной электростанции. Примечание: В этом же разделе указываются все отступления от требований Правил. Отступления должны быть согласованы с Госатомнадзором СССР на стадии технического проектирования”.

Технический проект второй очереди Чернобыльской АЭС в составе блоков 3 и 4, разработанный Генеральным проектировщиком — институтом “Гидропроект” в 1974 г. [10], содержал раздел “Техническое обоснование безопасности ЧАЭС”, согласованный Научным руководителем (ИАЭ им. И.В. Курчатова) и Главным конструктором (НИКИЭТ). Техническое обоснование безопасности АЭС [11] было составлено с учетом “Технического обоснования безопасности реакторной установки” [12], разработанного НИКИЭТ, и технического решения Главатомэнерго Минэнерго СССР [13].

Во всех указанных выше проектных материалах отсутствовал перечень отступлений проектов АЭС и реакторной установки второй очереди ЧАЭС от требований Правил и не было проведено обоснование допустимости этих отступлений и согласование их с Госатомнадзором. Можно отметить, что “в конструкции РБМК было по меньшей мере два слабых места: положительный паровой эффект и аварийная защита, которая при нарушении эксплуатационных инструкций глушила реактор недостаточно быстро, а в ряде случаев могла даже кратковременно повысить его мощность” [14]. Оба этих “слабых места” явились результатом допущенных отступлений от требований норм и правил по безопасности и будут рассмотрены ниже. Поскольку формально отступлений не существовало, то не были разработаны технические и организационные меры по компенсации отступлений от требований Правил.

Техническое обоснование безопасности АЭС [11] согласовано с Управлением по надзору в атомной энергетике Госгортехнадзора СССР

(письмо от 05.03.75 г. № 24–11/73), Госатомнадзором СССР (письмо от 18.05.75 г. № Н18 дсп) Государственным санитарным надзором СССР (письмо от 20.01.75 г. № 32–57 дсп).

Примечание: До 1984 г. Госатомнадзор СССР являлся одним из структурных подразделений Министерства среднего машиностроения СССР.

Комиссия считает, что требования ст. 3.1.6 ПБЯ-04-74 разработчиками проекта ЧАЭС и реакторной установки не выполнены, и отмечает, что поскольку техническое обоснование безопасности не содержало перечня отступлений от норм и правил и мер по компенсации этих отступлений, то и эксплуатационная документация, которой руководствовался в своих действиях персонал, не могла быть адекватной фактическим характеристикам реактора.

I-3.2.

Статья 3.2.2 ПБЯ-04-74 (аналогичная статья 2.2.3 ОПБ-73) устанавливает, что: *“При проектировании реактора следует стремиться к тому, чтобы полный мощностной коэффициент реактивности не был положительным при любых режимах работы АЭС. Если полный мощностной коэффициент реактивности в каких-либо эксплуатационных условиях положителен, в проекте должна быть обеспечена и особо доказана ядерная безопасность реактора при работе в стационарных, переходных и аварийных режимах”*.

Определяющей составляющей полного мощностного коэффициента реактивности в реакторах типа РБМК является так называемый “паровой коэффициент реактивности” α_p , численно отражающий изменение реактивности реактора в ответ на изменение паросодержания в активной зоне. В проекте РБМК-1000 изначально предусматривалось, что при выбранном из конструктивных соображений уран-графитовом отношении и достижении глубин выгорания топлива, соответствующих стационарному режиму перегрузок ТВС, паровой коэффициент реактивности будет иметь существенно положительное значение. Большие положительные значения парового коэффициента реактивности были следствием стремления к получению больших глубин выгорания ТВС (достижение высокой экономичности). Предполагалось обеспечить область устойчивости реактора в диапазоне значений парового коэффициента реактивности от $-3,2 \times 10^{-4} \Delta k/k$ до $+9,6 \times 10^{-4} \Delta k/k$. Значение этого коэффициента существенным образом зависит от выбора шага решетки и состава активной зоны (числа погруженных в активную зону стержней

СУЗ, количества установленных в реакторе ДП, обогащения топлива и глубины выгорания ТВС).

Экспериментальные определения парового α_p и полного мощностного α_N коэффициентов реактивности проводились по соответствующим методикам, начиная с пуска 1 блока Ленинградской АЭС, т. е. с 1973 г.

Для реакторов с обогащением топлива 1,8 % по урану-235 в результате проведения экспериментов были получены данные, указывающие на увеличение парового коэффициента реактивности с ростом выгорания топлива и выгрузкой ДП:

- (а) от $-0,22\beta_{эфф.}$ (211 ДП) до $+5,1\beta_{эфф.}$ (32 ДП) на блоке 1 ЛАЭС [15];
- (б) от $-0,16\beta_{эфф.}$ (215 ДП) до $+4,9\beta_{эфф.}$ (39 ДП) на блоке 1 ЧАЭС [16];
- (с) от $-0,38\beta_{эфф.}$ (179 ДП) до $+5,3\beta_{эфф.}$ (40 ДП) на блоке 2 ЧАЭС [16].

Экспериментально было подтверждено, что по мере роста α_p уменьшался такой важный параметр, как период развития первой азимутальной гармоники, характеризующий стабильность поля энерговыделения в реакторе и возможность эффективного управления реактором оперативным персоналом. При значении α_p около $+5\beta_{эфф.}$ этот период уменьшался до 3 минут, что делало реактор неустойчивым, а возможность управления его персоналом — проблематичной.

Для повышения устойчивости реактора в 1976 г. было принято решение о переводе реакторов РБМК на топливо с 2% обогащением по U-235 и оснащению реакторов системой ЛАР (локальный автоматический регулятор). Вторые поколения АЭС с РБМК-1000 (3 и 4 блоки ЛАЭС, КАЭС, ЧАЭС, 1 и 2 блоки САЭС) с самого начала загружались топливом с обогащением 2% по U-235, однако и при этом обогащении по мере роста выгорания до значений 1100–1200 МВт·сут/ТВС и при регламентном оперативном запасе реактивности в 26–30 стержней РР, величина парового коэффициента реактивности становилась близкой к $+5\beta_{эфф.}$. Близкие значения величины выгорания топлива были на 4 блоке ЧАЭС перед аварией.

Комиссия отмечает, что все вышесказанное относится к уровням мощности реакторов более 50% $N_{ном.}$. Для мощностей ниже 50% и для различных аварийных ситуаций и переходных режимов отсутствовали как расчетные, так и экспериментальные данные по определению величины α_p .

Измерения быстрого мощностного коэффициента реактивности, характеризующего изменение реактивности реактора в ответ на изменения мощности показали, что при увеличении α_p от $-(0,2-0,4)\beta_{эфф.}$ до $+5\beta_{эфф.}$, α_N менялся от $-4 \times 10^{-4}\beta_{эфф.}/\text{МВт(тепл.)}$ до $+0,6 \times 10^{-4}\beta_{эфф.}/\text{МВт(тепл.)}$. Однако и эти данные были справедливы только для мощностей выше 50% $N_{ном.}$ [16].

Комиссия, в связи с отсутствием расчетных данных по коэффициентам реактивности на уровнях мощности менее 50%, должна отметить, что разработчики реактора, видимо, не предполагали каких-либо опасных особенностей в поведении реактора на малых уровнях мощности и до аварии 26 апреля 1986 г. не вводили никаких ограничений по работе на малых уровнях мощности.

Для анализа протекания максимальной проектной аварии (МПА), в качестве которой в проекте рассматривался разрыв напорного коллектора контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) с осушением половины активной зоны, Научным руководителем и Главным конструктором по расчетным программам была определена зависимость реактивности реактора от плотности теплоносителя в активной зоне. В соответствии с расчетной зависимостью при обезвоживании активной зоны (снижении плотности теплоносителя) вначале вводится положительная реактивность, до $+2\beta_{эфф.}$, а затем, по мере приближения плотности теплоносителя к нулевому значению (полное запаривание каналов или обезвоживание активной зоны), реактивность уменьшается и становится отрицательной, что приводит к самоглушению реактора, даже при отсутствии воздействия исполнительных органов СУЗ на реактивность. Это послужило основанием не рассматривать проблемы заглушения реактора при течах теплоносителя [12]. В действительности, согласно расчетам 1980, 1985 гг. и затем 1987 г., при замещении воды в активной зоне на пар выделяется положительная реактивность величиной до $+5\beta_{эфф.}$ [17], что приводит не к “самоглушению реактора”, а к вводу большой положительной реактивности и разгону реактора.

В целом надо отметить, что в материалах проекта РБМК-1000 отсутствует обоснование безопасной величины парового коэффициента реактивности, поэтому на всех АЭС с реакторами РБМК-1000 блоки эксплуатировались с фактически полученными значениями этого коэффициента, а не с установленными проектом. Выше уже отмечалось, что величина α_p в значительной степени зависит от состава активной зоны реактора, который в свою очередь определялся принятой на конкретной АЭС методикой расчета и проведения перегрузок топлива. Эти методики также не обосновывались проектом.

Выявленным в результате экспериментов фактам значительных по величине положительных эффектов реактивности ни разработчики, ни АЭС, ни надзорный орган своевременно не придали должного значения и не добились удовлетворительного расчетно-теоретического объяснения. Очевидному несоответствию фактических характеристик активных зон их ожидаемым проектным значениям не было дано должной оценки, вследствие чего поведение реакторов РБМК в аварийных ситуациях оставалось неизвестным.

Низкое качество расчетного обоснования безопасности в проекте объясняется рядом причин, в том числе хроническим отставанием развития отечественной вычислительной техники и низким уровнем машинно-ориентированных расчетных методик, существовавших до недавнего времени. Для расчетного определения физических характеристик реактора РБМК в различных режимах необходимы 3-мерные нестационарные нейтронно-теплогидравлические модели. Такие модели стали появляться незадолго до чернобыльской аварии и получили развитие лишь после нее.

Комиссия констатирует, что конструкция реактора, ядерно-физические и теплогидравлические характеристики активной зоны предопределили наличие положительных парового и мощностного коэффициентов реактивности для режима стационарных перегрузок реактора РБМК-1000, при этом не была “обеспечена и особо доказана ядерная безопасность” при таких коэффициентах ни для работы на номинальном уровне мощности, ни для промежуточных уровней мощности от минимально-контролируемой до номинальной. Это также не было сделано для переходных и аварийных режимов. Таким образом, реактор РБМК-1000, из-за ошибочно выбранных его разработчиками физических и конструктивных параметров активной зоны, представлял собой систему, динамически неустойчивую по отношению к возмущению как по мощности, так и по паросодержанию, которое, в свою очередь, зависело от многих параметров состояния реактора.

Комиссия заключает, что проект реактора РБМК-1000 содержал в части конструкции и характеристик активной зоны отступления от требований статей 3.2.2 ПБЯ-04-74 и 2.2.3 ОПБ-73.

I-3.3.

Статьей 3.1.8 ПБЯ-04-74 установлено, что “Система сигнализации реакторной установки должна выдавать следующие сигналы: аварийные (световые и звуковые, включая сирену аварийного оповещения) при достижении параметрами уставок срабатывания АЗ и аварийных отклонениях технологического режима; предупредительные (световые и звуковые) при приближении параметров к уставкам срабатывания АЗ, повышении излучения выше установленных пределов, нарушении нормального функционирования оборудования.”

Известно, что в информации [1] и докладе [2], представленных Государственным Комитетом СССР по использованию атомной энергии в МАГАТЭ, главной ошибкой персонала названа работа реактора с оперативным запасом реактивности (ОЗР) ниже установленного предела.

Однако проектные материалы и научно-исследовательские работы, выполненные в обоснование проекта, не предусматривали ОЗР в качестве параметра, по которому должна быть обеспечена сигнализация, не говоря уже об аварийной защите при достижении этим параметром предельных значений. Только после аварии “Сводными мероприятиями по повышению безопасности и надежности РБМК” [18], в числе прочих, была предусмотрена разработка устройства регистрации ОЗР с записывающим прибором на блочном щите управления и устройства выдачи аварийного сигнала на останов реактора при достижении ОЗР аварийной уставки.

Аналогично и по ряду других параметров, которые были отнесены к нарушениям допустимых пределов, проектом также не была предусмотрена сигнализация и тем более защита. В отдельных случаях, из-за неправильно принятых проектных решений, защиты действовали не во всем диапазоне возможных режимов работы реакторной установки (см. Раздел I-4.7.4 доклада).

Комиссия констатирует, что для ряда важнейших параметров, нарушение которых 26 апреля 1986 г. разработчики реактора считали критическими для возникновения и развития аварии, не были предусмотрены проектом ни аварийные, ни предупредительные сигналы, что является нарушением статьи 3.1.8 ПБЯ-04-74.

I-3.4.

Статья 3.3.1 ПБЯ-04-74 устанавливает: “Система управления и защиты должна обеспечивать надежный контроль мощности (интенсивности цепной реакции), управление и быстрое гашение цепной реакции, а также поддержание реактора в подкритическом состоянии”.

Система аварийной защиты РБМК рассчитывалась на компенсацию следующих эффектов реактивности [19]:

- обезвоживание технологических каналов в холодном состоянии реактора;
- схлопывание пара в активной зоне при охлаждении твэла до температуры 265°C;
- возможное зависание части стержней АЗ.

Приведенный набор эффектов реактивности, который разработчики реактора РБМК-1000 посчитали достаточным учесть при проектировании системы аварийной защиты, не охватывает широкого спектра различных эффектов, известных уже на ранних стадиях создания реактора. Так, в частности, не учитывалось, что мощностной и паровой коэффициенты

реактивности изменяются в широких пределах от отрицательного до положительного значения в зависимости от состава активной зоны и режима работы реактора. Не учитывалось также, что конструкция стержней СУЗ предопределяла ввод положительной реактивности при начале их движения в активную зону из крайнего верхнего положения. Низкие скоростные характеристики аварийной защиты (время полного погружения стержней в активную зону из верхнего положения 18 с) и наличие проектного недостатка в конструкции стержней (положительный выбег реактивности) вели к тому, что для ряда режимов реактора аварийная защита не только не выполняла своих функций, но и сама инициировала разгон реактора.

Имеются основания считать, что разработчики реактора не смогли оценить эффективность аварийной защиты в возможных эксплуатационных ситуациях. Так в работе [20], выполненной после аварии, показано, что реактивность, вносимая в реактор стержнями СУЗ, в сильной степени зависит от ОЗР. При ОЗР около 30 эффективных стержней РР (приблизительно 100 стержней РР, погруженных на 1,4 м каждый) происходит интенсивный ввод отрицательной реактивности. При ОЗР, равном 15 стержням РР, на протяжении первых 6 с после команды АЗ-5 в реактор вносится менее $1\beta_{\text{эфф}}$ отрицательной реактивности. В случае нерегулярного ОЗР, равного 7 стержням РР, в течение первых 8 с после команды АЗ-5 вводимая реактивность положительна (т. е. цепная реакция разгоняется, а не гасится). Последнее не было в достаточной степени осознано разработчиками до аварии, ибо трудно поверить, что можно было рассчитывать на обеспечение безопасности организационными мерами в виде запрета работы с малыми ОЗР при названных характеристиках аварийной защиты.

Необходимо остановиться на вопросе обеспечения надежного контроля мощности (интенсивности цепной реакции) реактора РБМК-1000, который осуществляется двумя системами — системой физического контроля распределения энерговыделения (СФКРЭ), датчики которой расположены внутри зоны, и системой управления и защиты, датчики которой расположены как в баке боковой биологической защиты, так и внутри активной зоны. В принципе эти системы дополняют друг друга, однако каждая из них обладает существенными недостатками, которые в наибольшей степени проявляются на малой мощности. Это связано с тем, что СФКРЭ обеспечивает контроль относительного и абсолютного распределения энерговыделения в диапазоне 10–120 % и контроль мощности реактора в диапазоне 5–120 % номинальной мощности, а система локального автоматического регулирования и локальной автоматической защиты (ЛАР-ЛАЗ), действовавшая по сигналам внутризонных ИК, осуществляла свои функции по регулированию реактора при мощности более

10 % $N_{\text{ном.}}$. Контроль на малой мощности такого геометрически большого реактора, как РБМК-1000 (диаметр активной зоны — 11,8 м, высота — 7,0 м), только на основе боковых ИК представляет существенные трудности, поскольку на малой мощности, при отключенном ЛАР-ЛАЗ, боковые ИК “не чувствуют” центральные части активной зоны реактора и тем более “не чувствуют” распределения поля энерговыделения по высоте активной зоны, т. к. все ИК расположены по высоте напротив середины активной зоны. Таким образом, оператор реактора на малых уровнях мощности “слепнет”, полагаясь в своих действиях более на опыт и интуицию, нежели на показания приборов. И если “слепой” режим управления РБМК-1000 в какой-то степени приемлем при пуске разотравленного реактора, когда управление полем его энерговыделения ведется в соответствии с предварительным расчетом, то аналогичный режим на малой мощности при останове неравномерно отравленного реактора связан с риском большого перекаса поля и получения критически высоких неравномерностей энерговыделения как по высоте, так и по радиусу активной зоны. Это обстоятельство не учитывалось до аварии, и, к сожалению, не вводились ограничения по условиям работы на малой мощности.

Комиссия делает вывод о том, что СУЗ РБМК-1000 не отвечала требованиям статьи 3.3.1 ПБЯ-04-74 в условиях реально существовавших эффектов реактивности реактора и конструкции стержней СУЗ.

I-3.5.

Статья 3.3.5 ПБЯ-04-74 устанавливает, что: “По крайней мере одна из предусмотренных систем воздействия на реактивность должна быть способна привести реактор в подкритическое состояние и поддерживать его в этом состоянии при любых нормальных и аварийных условиях и при условии несрабатывания одного наиболее эффективного органа воздействия на реактивность”.

Комиссия считает, что, как показано в Разделе I-3.4 настоящего доклада, просчеты разработчиков реактора в определении эффектов реактивности, учет которых был необходим при проектировании СУЗ, предопределили невыполнение требований статьи 3.3.5 ПБЯ-04-74.

I-3.6.

Статья 3.3.21 ПБЯ-04-74 устанавливает, что: “В СУЗ должна быть предусмотрена быстродействующая аварийная защиты (АЗ I ро-

да), обеспечивающая автоматический останов реактора при возникновении аварийной ситуации. Сигналы и уставки срабатывания аварийной защиты должны быть обоснованы в проекте”.

В проекте реактора РБМК-1000 отсутствует обоснование быстрого действия аварийной защиты. Время ввода всех стержней СУЗ в активную зону (18–21 с) было одинаковым, поэтому разбивка их на функциональные группы АЗ и РР (аварийной защиты и ручного регулирования) была условной. В процессе эксплуатации реактора можно было без каких-либо технических и организационных затруднений перекоммутировать стержень АЗ в РР и наоборот. Указанное быстрое действие для реактора, обладающего большими положительными обратными связями, было недостаточным. Можно полагать, что исследований по определению необходимого быстрого действия стержней АЗ со временем погружения в активную зону менее 18 с не проводилось из-за недостаточной изученности эффектов реактивности и отсутствия представительного изучения аварийных режимов, включая режимы с малыми исходными уровнями мощности.

Примечание: Авторы информации [1], представленной в МАГАТЭ, отмечают, что “реакторы РБМК оснащены большим количеством независимых регуляторов, которые при срабатывании АЗ вводятся в активную зону со скоростью 0,4 м/с. Небольшая скорость движения регуляторов компенсируется их большим количеством”. Ошибочность такого подхода опровергнута как раз тем событием, по поводу которого и была подготовлена названная информация. После аварии была разработана и внедрена быстродействующая аварийная защита (БАЗ) со временем полного погружения стержней в активную зону в 2,5 с.

Комиссия отмечает, что требования статьи 3.3.21 ПБЯ-04-74 в проекте не выполнены.

I-3.7.

Статья 3.3.26 ПБЯ-04-74 гласит: “Аварийная защита реактора должна обеспечивать автоматическое быстрое и надежное гашение цепной реакции в следующих случаях:

- при достижении аварийной уставки по мощности;
- при достижении аварийной уставки по скорости нарастания мощности (или реактивности);
- при исчезновении напряжения на шинах электропитания СУЗ;
- при неисправности или нерабочем состоянии любых двух из трех каналов защиты по уровню или скорости нарастания мощности;

- при появлении аварийных технологических сигналов, требующих останова реактора;
- при нажатии кнопок аварийной защиты”.

Выше было показано, что СУЗ реактора РБМК, включая систему АЗ, не была способна удовлетворить требованиям этого пункта Правил, а перечень аварийных технологических сигналов не был полным и не обеспечивал защиту реактора при достижении параметрами опасных значений (например, по оперативному запасу реактивности, по низкому уровню мощности и т. д.).

Дополнительно следует отметить, что ввод стержней СУЗ в активную зону из верхнего положения по любому аварийному сигналу или при нажатии кнопки аварийной защиты в зависимости от состава активной зоны, распределения поля энерговыделения и режима работы реактора мог приводить из-за конструктивных недостатков стержней СУЗ и физических характеристик активной зоны к прямо противоположному эффекту — к вводу положительной реактивности, а не к быстрому и надежному гашению цепной реакции (см. Раздел I-4). В Разделе I-4.6.3 доклада показано, что при имевших место характеристиках реактора и СУЗ возрастание мощности реактора при срабатывании АЗ-5 в определенных условиях могло быть столь значительным, что при достижении аварийных уставок АЗМ и АЗС ядерная реакция уже не могла быть остановлена без значительного повреждения твэлов, что при малой способности конструкции реактора к сбросу пара из реакторного пространства предопределяет его возможное разрушение.

В соответствии с проектом, реакторное пространство не имело защиты от множественного разрыва ТК, поэтому при разрыве более одного ТК мог произойти “отрыв” верхней плиты реактора, схемы “Е”, и последующий выход из строя всей системы ввода стержней СУЗ в активную зону и даже вывод стержней СУЗ из активной зоны, что ведет к вводу положительной реактивности, а не к быстрому и надежному гашению цепной реакции.

Комиссия делает заключение, что проект СУЗ РБМК-1000 не соответствовал требованиям статьи 3.3.26 ПБЯ-04-74.

I-3.8.

Статьей 3.3.28 ПБЯ-04-74 установлено: *“Количество, расположение, эффективность и скорость введения исполнительных органов АЗ должны быть определены и обоснованы в проекте реактора, где должно быть показано, что при любых аварийных режимах испо-*

лнительные органы АЗ без одного наиболее эффективного органа обеспечивают:

- скорость аварийного снижения мощности реактора, достаточную для предотвращения возможного повреждения твэлов сверх допустимых пределов;*
- приведение реактора в подкритическое состояние и поддержание его в этом состоянии с учетом возможного увеличения реактивности в течение времени, достаточного для введения других более медленных органов СУЗ;*
- предотвращение образования локальных критмасс''.*

По этой статье правил проект СУЗ РБМК-1000 к моменту аварии 1986 г. имел весьма существенные несоответствия. Количество, эффективность и скорость введения исполнительных органов АЗ выбраны и обоснованы без учета теоретически предсказанных и экспериментально подтвержденных эффектов реактивности, которые могли сыграть (а в аварии 1986 г. на 4 блоке ЧАЭС действительно сыграли) катастрофическую роль.

Представляет интерес эволюция проекта РБМК-1000 в части, касающейся определения и обоснованности количества и эффективности органов воздействия на реактивность.

Так, в эскизном проекте РБМК [7], разработанном в 1965 г., предусматривалось 212 стержней управления и защиты при обогащении топлива 2% по ^{235}U , в то время как в техническом проекте было принято 179 стержней СУЗ при обогащении топлива 1,8% по ^{235}U . Эскизным проектом предусматривались стержни СУЗ с поглотителем и вытеснителем длиной 7 м (т. е. полностью перекрывавшие активную зону), из них 68 стержней АЗ. Однако, техническим проектом предусматривался поглотитель длиной всего 6 м для 146 стержней, 5 м для 12 стержней и 3 м для 21 стержня. Количество стержней АЗ было уменьшено до 20 с длиной поглотителя 6 м. В окончательном рабочем проекте предусматривалось 179 стержней СУЗ с длиной поглотителя 5 м у всех (кроме 21 стержня УСП с длиной поглотителя 3,5 м) стержней. Количество стержней АЗ равно 21 для первых и 24 для вторых очередей РБМК. Для вторых очередей общее количество стержней СУЗ было увеличено до 211 без изменения конструкции. Таким образом, в результате длительной эволюции была выбрана такая конструкция стержней СУЗ, при которой органы воздействия на реактивность не предотвращали образование локальных критмасс, поскольку в силу своей конструкции не перекрывали по высоте всю активную зону (по данным [21], критическая высота активной зоны РБМК-1000 составляла от 0,7 до 2,0 м для различных состояний активной зоны).

Вследствие того, что поглощающая способность графитового вытеснителя, соединенного со стержнем соединительным телескопом, меньше поглощающей способности вытесняемой из нижней части канала воды, при движении стержня СУЗ с верхнего концевика происходил локальный ввод положительной реактивности в нижнюю часть активной зоны. При определенном составе активной зоны и профиле поля энерговыделения это могло привести к образованию локальной критической массы.

Главному конструктору [22] и Научному руководителю этот эффект был известен до аварии. Экспериментально он был обнаружен при проведении физических пусков 1 блока Игналинской и 4 блока Чернобыльской АЭС в ноябре–декабре 1983 г., т. е. почти за 2,5 года до катастрофы [23]. Комиссиями по физпуску для ликвидации этих негативных эффектов предлагались некоторые мероприятия, но ни одно из них, включая ограничение на извлечение стержней РР до верхних концевиков, доработку конструкции стержней СУЗ с исключением нижнего водяного столба или внедрение пленочного охлаждения каналов СУЗ до аварии не было выполнено. На чрезвычайную опасность выявленного эффекта обратила внимание организация Научного руководителя. В частности было отмечено, что “при снижении мощности реактора до 50% (например, при отключении одной турбины) запас реактивности уменьшается за счет отравления и возникают перекосы высотного поля до $K_2 \approx 1,9$. Срабатывание АЗ в этом случае может привести к выделению положительной реактивности. Видимо, более тщательный анализ позволит выявить и другие опасные ситуации” [24].

И далее делаются предложения, реализация которых в режиме, имевшем место 26 апреля 1986 г. на 4 блоке ЧАЭС, позволила бы избежать катастрофы:

- доработать конструкцию стержней РР и АЗ реакторов РБМК с тем, чтобы исключить столб воды под вытеснителем при взведенном стержне;
- провести тщательный анализ переходных и аварийных режимов реакторов РБМК с учетом реальных градуировочных характеристик существующих стержней СУЗ;
- до проведения указанных мероприятий ввести в регламенты реакторов РБМК дополнение, ограничивающее число стержней, полностью извлеченных из реактора.

НИКИЭТ признал наличие положительного выбега реактивности [22] и предложил ряд мер по компенсации этого эффекта. Однако технические меры самим же Главным конструктором не были реализованы (увеличение числа стержней УСП, увеличение длины телескопа, возврат к

первоначальному проекту СУЗ с использованием стержней без вытеснителей и с пленочным охлаждением каналов СУЗ). Главный конструктор предлагает организационными мерами устранить опасный эффект и дает следующую рекомендацию по исключению концевое эффекта СУЗ: “ограничить число стержней, извлекаемых из активной зоны полностью (на ВК) общим числом 150 для РБМК-1000. Остальные, частично погруженные стержни, должны быть введены в активную зону не менее, чем на 0,5 м” [22].

Рекомендация допускала такое положение стержней СУЗ, при одновременном движении из которого по сигналу аварийной защиты в нижней части активной зоны высотой 1,2 м происходило увеличение размножающих свойств. Следуя этой рекомендации, можно было иметь оперативный запас реактивности (ОЗР) в 3–5 стержней РР, что противоречило требованиям раздела 9 технологического регламента, который определял минимально-допустимый ОЗР в 15 стержней РР.

Одно из предложений Главного конструктора для компенсации положительного выбега реактивности при вводе стержней СУЗ состояло в том, чтобы по сигналу аварийной защиты в нижнюю часть активной зоны вводились стержни УСП (рацпредложение N 264 от 22.02.77 г.), однако на большинстве блоков это реализовано не было, в том числе и на 4 блоке ЧАЭС. Также не было реализовано техническое задание Главного конструктора (8.794 ТЗ) на экспериментальный стержень СУЗ (с увеличенным до 7 м поглотителем и увеличенным телескопом).

Комиссия считает, что проект реактора РБМК-1000 не отвечал требованиям статьи 3.3.28 ПБЯ-04-74.

I-3.9.

Статья 3.3.29 ПБЯ-04-74 гласит: “Аварийная защита должна быть спроектирована таким образом, чтобы защитное действие, как правило, доводилось до конца. Допустимость прекращения действия защитных устройств в некоторых случаях при исчезновении сигнала, вызвавшего срабатывание защиты, должна быть обоснована в проекте”.

Подход Главного конструктора к построению системы управления и защиты изложен в техническом проекте СУЗ [19], в котором, в частности, говорится: “Условия работы станции с реактором РБМК, включенной в энергетическое кольцо, в котором удельный вес станции большой по величине, делают неприемлемой систему управления и защиты, построенной по классическому принципу, когда по аварийному сигналу производится

сброс всех стержней или части стержней СУЗ для быстрого неуправляемого прекращения реакции. Разработанная система позволяет не сбрасывать мощность, а осуществлять ускоренное управляемое снижение мощности с номинального до более низких уровней вплоть до собственных нужд и обеспечивает устойчивую работу станции на этих уровнях". Там же: "Существенно новые решения приняты в системе АЗ. Полная остановка реактора путем сброса всех стержней СУЗ предусматривается только при обесточении объекта. При остальных аварийных ситуациях производится быстрое управляемое снижение мощности до определенных уровней с необходимой скоростью".

Каких-либо иных обоснований допустимости прекращения действия защит при исчезновении сигнала (защита по превышению мощности, защита по уменьшению скорости разгона) Комиссия в проектных материалах не установила.

Изложенное показывает, что алгоритм действия аварийной защиты разработчиками реактора обосновывался с точки зрения эффективности работы АЭС в энергосистеме, а не с точки зрения обеспечения ядерной безопасности, для чего собственно и предназначена аварийная защита.

Комиссия считает, что проект РБМК-1000 не соответствовал требованиям статьи 3.3.29 ПБЯ-04-74.

I-3.10.

По результатам рассмотрения вопроса о соответствии системы управления и защиты реактора РБМК-1000, существовавшей на 4 блоке ЧАЭС на момент аварии требованиям правил, Комиссия считает необходимым особо подчеркнуть, что практически все конструктивные недоработки СУЗ были известны до аварии. Были ясны и технические меры для их устранения, такие, как:

- увеличение длины поглощающей части стержней СУЗ;
- увеличение длины телескопа и вытеснителя стержней СУЗ;
- внедрение независимой быстродействующей аварийной защиты (БАЗ);
- внедрение ряда новых технологических защит;
- введение в активную зону стержней УСП по сигналу АЗ.

Все вышеуказанные меры уже после аварии были включены в "Сводные мероприятия" [18, 25], частично реализованы и продолжают реализовываться на всех реакторах РБМК-1000.

Комиссия отмечает, что кроме перечисленных выше отступлений проекта СУЗ РБМК-1000 от требований статей 3.1.6; 3.1.8; 3.2.2; 3.3.1;

3.3.5; 3.3.21; 3.3.26; 3.3.28; 3.3.29 ПБЯ-04-74, проект этой важнейшей для безопасности реактора системы также не соответствовал аналогичным требованиям статей 2.2.5; 2.2.6; 2.2.7; 2.2.8; 2.5.2; 2.5.8 ОПБ-73.

I-3.11.

Кроме отступлений, изложенных выше, в проекте АЭС с реакторами РБМК имелись и другие отступления от правил, важные с точки зрения обеспечения безопасности. Комиссия считает необходимым остановиться на одной из часто дискутируемых проблем — отсутствии защитной оболочки реакторной установки 4 блока ЧАЭС.

Четвертый блок Чернобыльской АЭС сооружался по проекту, разработанному в период действия “Общих положений обеспечения безопасности” 1973 г. Согласно п. 2.7.1 ОПБ-73 разрешается размещать контур первичного теплоносителя вне герметичных помещений так, чтобы “в случаях возникновения аварийных ситуаций обеспечивалась локализация выделяющихся радиоактивных веществ в герметичных необслуживаемых помещениях или направленный их выброс, если он допустим в конкретных условиях”. Пункт 2.7.4 ОПБ-73 требует, что “если часть контура первичного теплоносителя или вспомогательных систем находится вне герметичных помещений, должны быть предусмотрены устройства, обеспечивающие безопасность населения и персонала в случае разрыва этой части контура”.

Проектом второй очереди ЧАЭС часть контура первичного теплоносителя (трубопроводы Ду 70 мм и Ду 300 мм) размещена вне зоны герметичных помещений. Для помещений, где расположена эта часть контура, предусмотрены специальные вышибные панели, обеспечивающие направленный выброс радиоактивной паровоздушной смеси в атмосферу при разрывах трубопроводов Ду 70 мм и Ду 300 мм. Радиационные последствия при таких авариях оценивались дозой в 2,1 бэр на щитовидную железу ребенка за счет ингаляции изотопов йода и тем самым обосновывалась допустимость отказа от полноценной системы локализации аварий [11].

Возможность более “тяжелых” исходных событий аварии не рассматривалась, в том числе аварии с разгерметизацией реакторного пространства и значительными повреждениями топлива, вызванными множественными разрывами технологических каналов, которые приводят к подъему верхней плиты реактора — сх. “Б”, что и произошло 26 апреля 1986 г.

Комиссия считает необходимым отметить, что дискуссии о возможном значительном уменьшении последствий аварии, происшедшей

26 апреля 1986 г., при наличии защитной оболочки не имеют под собой достаточных оснований, поскольку каких-либо серьезных исследовательских работ в этом направлении проведено не было. В то же время важно отметить, что отсутствие полноценной системы локализации аварий у реакторов РБМК-1000, во-первых, говорит о пренебрежении выработавшейся и реализовывавшейся за рубежом в полном объеме уже в 60–70 гг. философии безопасности АЭС, базирующейся на принципе глубоко-эшелонированной защиты (защитная оболочка — четвертый барьер защиты в этой философии), и, во-вторых, именно чернобыльская катастрофа трагически убедительно подтвердила цену отступления проекта от принципов многобарьерной защиты.

I-3.12.

Фактическое состояние обоснования ядерной безопасности реакторной установки на момент выпуска в 1976 г. дополнения к Техническому обоснованию безопасности отражено в решении от 5–6 мая 1976 г. созданной Минсредмашем СССР комиссии по разработке основных исходных данных для проектирования АЭС и уточнений основных положений обеспечения системы безопасности реактора РБМК-1000, где в частности сказано, что обеспечение температурного режима оболочек твэлов и технологических каналов при авариях с нарушением нормальной подачи охлаждающей воды с учетом таких факторов, как влияние перерыва в подаче теплоносителя, изменение нейтронной мощности при срабатывании АЗ-5 и освобождении дополнительной реактивности за счет парового эффекта, — является весьма сложной задачей, которая не решена. В решении отмечается, что важным условием обеспечения безопасности является обеспечение быстрого гашения нейтронной мощности с помощью АЗ, которая компенсировала бы положительную реактивность, выделяющуюся при быстром росте паросодержания в активной зоне после разрыва, и создавала бы большую подкритичность.

В этом же решении зафиксировано мнение ИАЭ о том, что следует разработать дополнительную, более быструю аварийную защиту, чтобы скомпенсировать положительный паровой эффект реактивности при разрывах. Указанная выше комиссия рекомендовала НИКИЭТУ совместно с ИАЭ рассмотреть расчеты ИАЭ и провести дополнительные расчеты по достаточности АЗ и дать соответствующие рекомендации. Рекомендовалось также ускорить расчетные и экспериментальные работы по обоснованию системы безопасности и, прежде всего, по изменению реактивности при резком росте паросодержания в активной зоне. К сожалению, дальше рекомендаций дело не продвинулось, хотя актуальность предложений, высказанных еще в 1976 г., не вызывает сомнений.

Вышеупомянутая комиссия по разработке основных исходных данных для проектирования АЭС и уточнения основных положений обеспечения системы безопасности реактора РБМК-1000 была создана после аварии 30 ноября 1975 г. на 1 блоке Ленинградской АЭС, приведшей к радиоактивным выбросам. Приведенные выше выдержки говорят о понимании членами этой комиссии того, что авария 30 ноября 1975 г. на 1 блоке ЛАЭС (головного в серии с реакторами РБМК-1000) явилась следствием принципиальных особенностей конструкции собственно реактора, а не ошибок персонала, хотя известно, что перед аварией 30 ноября 1975 г. персонал ЛАЭС работал с оперативным запасом реактивности (ОЗР), значительно меньшим 15 стержней РР. К сожалению, действительные причины этой аварии не стали достоянием тех, кому предстояло эксплуатировать серию АЭС с реакторами РБМК-1000.

Официально объявленная причина аварии на ЛАЭС, разрушение ТК из-за заводского дефекта, представляется малоубедительной, и в первую очередь об этом говорят приведенные выше рекомендации комиссии Минсредмаша СССР, работавшей в 1976 г.

В 1980 г. НИКИЭТ выполнил работу [16], которая в дальнейшем использовалась для обоснования безопасности третьей очереди ЧАЭС. В работе приведены факторы, существенно влияющие на ядерную безопасность и, в частности, показано, что:

- увеличение расхода теплоносителя через топливный канал ухудшает динамические свойства реактора;
- уменьшение оперативного запаса реактивности смещает значения всех коэффициентов реактивности, кроме температурного эффекта топлива, в положительную сторону;
- происходит переход парового коэффициента реактивности в положительную сторону и его последующий рост при увеличении выгорания топлива;
- увеличивается значение положительного эффекта реактивности по температуре графита при увеличении выгорания топлива;
- с ростом выгорания топлива происходит переход суммарного коэффициента реактивности при разогреве КМПЦ из отрицательной в положительную область;
- обезвоживание контура охлаждения СУЗ приводит к высвобождению положительной реактивности;
- при низких мощностях можно создать большие нерегулярности в размножающих свойствах, что может привести к большим перекосам в энерговыделении с величиной коэффициента неравномерности больше 10. При этом произойдет перераспределение “весов” стержней так, что стержни в районе “всплеска” могут иметь эффективность в десятки раз больше, чем вдали от него;

- изменение весов частично погружаемых стержней может также обуславливаться изменениями профиля высотного поля;
- за счет деформации нейтронных полей, а также перераспределения при этом расходов теплоносителя по каналам могут изменять свои значения и коэффициенты реактивности для реактора в целом.

Приведенный набор негативных свойств реакторов рассматриваемого типа, по мнению Комиссии, скорее всего предопределяет неизбежность аварийных ситуаций, а вовсе не свидетельствует об их исключительности при крайне маловероятном сочетании порядка и режима эксплуатации персоналом энергоблоков.

Таким образом, разработчикам характеристики реактора, опасные последствия их проявления и пути повышения безопасности реактора РБМК-1000, видимо, были понятны до аварии. Это подтверждается тем, что уже через полтора месяца после аварии были названы первоочередные технические меры для повышения безопасности РБМК-1000 [26], которые включали:

- установку в активную зону реакторов 30 ДП (в дальнейшем количество ДП увеличено до 80);
- увеличение ОЗР до 43–48 стержней РР;
- определение минимально допустимого ОЗР величиной 30 стержней РР (а не 15, как это было до аварии);
- увеличение числа стержней УСП с 21 до 32;
- погружение всех стержней СУЗ (кроме УСП) на 1,2 м в активную зону (перенастройка ВК);
- ограничение перемещения стержней УСП в диапазоне 3,5–1,2 м по УП;
- обеспечение расчета ОЗР с цикличностью 5, а не 15 мин, как это было до аварии;
- запрет включения в работу четырех ГЦН на мощности реактора менее 700 МВт(тепл.) (подтверждение того, что такого запрета до аварии не было).

Очевидно, что сущность этих мероприятий не адекватна официальной версии о том, что причины аварии кроются только в ошибках персонала.

I-3.13.

Конструктивные дефекты и нестабильность физических и теплогидравлических характеристик реактора РБМК-1000 были теоретически и экспериментально определены до аварии 26 апреля 1986 г., однако не

было предпринято адекватных мер, во-первых, для устранения этих недостатков, во-вторых, для предупреждения персонала о последствиях этих опасных характеристик и соответствующей подготовки его к работе на реакторной установке, характеристики которой не отвечали требованиям НТД по безопасности. Непонимание возможной цены последствий действий персонала по управлению таким реактором привели к тому, что разработчики проекта и типового технологического регламента по эксплуатации РБМК-1000 не довели до сведения персонала действительную опасность проявления ряда характеристик реактора при возможных, в том числе и ошибочных, его (персонала) действиях. Установленные в регламенте пределы и условия безопасной эксплуатации (см. Раздел I-4 доклада) далеко не всегда были однозначны, обоснованы и понятны персоналу, что могло отразиться на безопасности эксплуатации установки, проектом которой ряд защитных функций был переложено с технических средств на персонал. Технические меры, компенсирующие несоответствие проекта РБМК-1000 Правилам, разработчиками реакторной установки также не были приняты. Можно предположить, что хотя разработчики реактора и знали о недостатках конструкции и особенностях физики реактора, они не смогли количественно оценить возможные последствия этих недостатков и понять, что они могут привести к катастрофе.

В целом, по результатам рассмотрения проектных материалов, Комиссия считает необходимым сделать следующие выводы:

- проект 4 блока ЧАЭС имел существенные отступления от норм и правил по безопасности в атомной энергетике, действовавших на момент согласования и утверждения технического проекта второй очереди Чернобыльской АЭС в составе блоков 3 и 4;
- разработчиками проекта отступления не были выявлены, проанализированы, обоснованы и согласованы в установленном порядке. Не были разработаны технические и организационные меры, компенсирующие отступления от требований норм и правил по безопасности. От срока ввода в действие ОПБ-73 и ПБЯ-04-74 до аварии прошло более 10 лет, в течение которых осуществлялось проектирование, строительство, а затем и эксплуатация 4 блока ЧАЭС, однако, на протяжении всего этого периода Главным конструктором, Генпроектировщиком, Научным руководителем не было предпринято эффективных мер для приведения конструкции РБМК-1000 в соответствие с требованиями норм и правил по безопасности. Столь же бездеятельными в вопросах приведения АЭС с реакторами РБМК-1000 в соответствие требованиям действующих правил по безопасности в атомной энергетике оказались Минсредмаш СССР, Минэнерго СССР и органы Государственного надзора и контроля.

Комиссия отмечает, что проект не был приведен также и в соответствие с “Общими положениями обеспечения безопасности” (ОПБ-82), вступившими в силу в 1982 г.

I-4. ПРИЧИНЫ И ОБСТОЯТЕЛЬСТВА АВАРИИ

I-4.1. Общая характеристика программы испытаний, при выполнении которой произошла авария

Авария произошла при проведении испытаний режима выбега с нагрузкой собственных нужд турбогенератора № 8 четвертого блока Чернобыльской АЭС.

Необходимость проведения этих испытаний была обусловлена тем, что своевременно, до начала промышленной эксплуатации блоков данной серии, не был отработан один из важных противоаварийных режимов эксплуатации. Предложение об использовании выбега турбогенераторов с нагрузкой собственных нужд исходило от Главного конструктора [27] и объяснялось необходимостью гарантированного обеспечения принудительной циркуляции в контуре охлаждения реактора, для чего требовалось обеспечить главные циркуляционные насосы (ГЦН) и питательные насосы (ПН) надежным электроснабжением. Указанная концепция использования выбега была признана и включена в проекты строительства АЭС с реакторами РБМК (см. например, ТОб второй очереди Смоленской АЭС: “При МПА, сопровождающейся обесточиванием собственных нужд блока, охлаждающая вода подается в аварийную половину ПН, работающими за счет выбега турбогенератора”).

В соответствии с требованиями проекта для режима обесточивания АЭС при максимальной проектной аварии (МПА) электроснабжение ПН, являющихся составными элементами третьей подсистемы аварийного охлаждения реактора (САОР), должно обеспечиваться за счет механической энергии выбега турбогенератора (ТГ). Однако 4 блок ЧАЭС был принят в эксплуатацию в декабре 1983 года без опробования этого проектного режима. Подобные испытания должны быть составной частью предэксплуатационных испытаний основных проектных режимов, проводимых при различных уровнях мощности энергоблока.

В 1982 г. Чернобыльской АЭС с привлечением по договору предприятия “Донтехэнерго” и с участием представителей Генпроектанта, института “Гидропроект” им. С.Я. Жука, были проведены соответствующие испытания на 3 энергоблоке ЧАЭС. Испытания показали, что требования по характеристикам электрического тока, вырабатываемого за счет выбега ТГ, в течение заданного времени не выдерживаются и необходима доработка системы регулирования возбуждения ТГ.

Дополнительные испытания с модернизированным блоком выбега проводились в 1984 и 1985 гг. Программами 1982 и 1984 гг. предусматривалось подключать к выбегающему ТГ по одному ГЦН с каждой стороны реактора, а программами 1985 и 1986 гг. — по два ГЦН. Программами 1984, 1985 и 1986 гг. предусматривалось отключение САОР ручными задвижками.

Комиссия считает, что выполнение указанных выше испытаний неправомерно относить к чисто электрическим, поскольку их проведение сопровождается изменением схемы электропитания ответственных механизмов энергоблока, требует вмешательства в штатную систему защит и блокировок. Такие испытания должны классифицироваться как комплексные испытания блока, и программу их проведения целесообразно было согласовать с Генеральным проектировщиком, Главным конструктором, Научным руководителем и органом Государственного надзора. Однако действовавшие до аварии ПБЯ 04-74, ОПБ-82 не требовали от руководства атомных станций проводить согласование такого рода программ с указанными выше организациями.

В целом же, главная идея программы подчинена возможно более реалистичной проверке проектного режима и существо ее не вызывает возражений. С точки зрения современных подходов к разработке программ проведения подобных испытаний на АЭС, рассматриваемый документ не вполне удовлетворителен, прежде всего в части регламентации мер безопасности, однако, совокупность эксплуатационной документации (регламент, инструкции) вместе с обсуждаемой программой давали достаточные основания для безопасного проведения запланированного режима. Причины аварии скрыты не в программе, как таковой, а в незнании разработчиками программы особенностей поведения реактора РБМК-1000 в предстоящем режиме работы.

Специфической теплогидравлической особенностью запланированного режима являлся повышенный, относительно номинального, начальный расход теплоносителя через реактор. Паросодержание было минимальным при незначительном недогреве теплоносителя до температуры кипения на входе в активную зону. Оба указанных фактора, как оказалось, имели прямое отношение к масштабу проявившихся при испытаниях эффектов.

I-4.2. Хронология технологического процесса 25–26 апреля 1986 г. на 4 блоке ЧАЭС

Комиссия основывает свой анализ и выводы на следующей хронологической последовательности событий (табл. I-1), полученных ею на основе изучения источников, указанных в Разделе I-4.3.

ТАБЛИЦА I-I. ХРОНОЛОГИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ПРОЦЕССА
НА 4 БЛОКЕ ЧАЭС

Время	События
<i>25 апреля 1986 г.</i>	
<i>(время по оперативному журналу)</i>	
01 ч 06 мин	начало разгрузки энергоблока; оперативный запас реактивности (ОЗР) равен 31 стержню РР;
03 ч 45 мин	начата замена состава газовой продувки графитовой кладки реактора с азотно-гелиевой смеси на азот;
03 ч 47 мин	тепловая мощность реактора 1600 МВт;
с 04 ч 13 мин	поочередное измерение характеристик систем регулирования и вибрационных характеристик ТГ-7,-8 при постоянной тепловой мощности реактора 1500 МВт;
до 12 ч 36 мин	
07 ч 10 мин	ОЗР равен 13,2 стержня РР;
13 ч 05 мин	отключен от сети ТГ-7;
14 ч 00 мин	САОР отключена от КМПЦ;
14 ч 00 мин	отсрочка выполнения программы испытаний по требованию диспетчера Киевэнерго;
15 ч 20 мин	ОЗР равен 16,8 стержня РР;
18 ч 50 мин	нагрузка оборудования собственных нужд, не участвующего в испытаниях, переведена на электропитание от рабочего трансформатора Т6;
23 ч 10 мин	продолжена разгрузка энергоблока, ОЗР равен 26 стержням РР;
<i>26 апреля 1986 г.</i>	
<i>(время по распечатке ДРЕГ)</i>	
00 ч 05 мин	тепловая мощность реактора составила 720 МВт;
(по оперативному журналу)	
00 ч 28 мин	при тепловой мощности реактора около 500 МВт переход с системы локального автоматического регулирования мощности (ЛАР) на автоматический регулятор мощности основного диапазона (1АР, 2АР). В процессе перехода допущено непредусмотренное программой снижение тепловой мощности до 30 МВт (нейтронной мощности до нуля). Начат подъем мощности;
(по оперативному журналу)	
00 ч 34 мин 03 с	аварийные отклонения уровня в барабанах-сепараторах;

ТАБЛИЦА I-I. (продолжение)

Время	События
<i>26 апреля 1986 г. (продолжение)</i>	
<i>(время по распечатке ДРЕГ)</i>	
00 ч 43 мин 37 с	аварийные отклонения уровня в барабанах-сепараторах;
00 ч 52 мин 27 с	
01 ч 00 мин 04 с	
01 ч 09 мин 45 с	
01 ч 18 мин 52 с	
00 ч 36 мин 24 с	уставка АЗ по снижению давления в барабанах-сепараторах переведена с 55 на 50 кг/см ² ;
с 00 ч 39 мин 32 с	программа ДРЕГ не работала;
до 00 ч 43 мин 35 с	персоналом блокирован сигнал АЗ по останову двух ТГ;
с 00 ч 41 мин	отключение от сети ТГ-8 для снятия вибрационных характеристик на холостом ходу;
до 01 ч 16 мин	
(по оперативному журналу)	
с 00 ч 52 мин 35 с	программа ДРЕГ не работала;
до 00 ч 59 мин 54 с	
01 ч 03 мин	тепловая мощность реактора поднята до 200 МВт и за- стабилизирована;
(по оперативному журналу)	
01 ч 03 мин	включен в работу седьмой ГЦН (ГНЦ-12);
(по оперативному журналу)	
01 ч 07 мин	включен в работу восьмой ГЦН (ГНЦ-22);
(по оперативному журналу)	
с 01 ч 12 мин 10 с	программа ДРЕГ не работала;
до 01 ч 18 мин 49 с	
с 01 ч 19 мин 39 с	зарегистрирован сигнал "1 ПК-ВВЕРХ";
до 01 ч 19 мин 44 с	
с 01 ч 19 мин 57 с	сигнал "1 ПК-ВВЕРХ";
01 ч 22 мин 30 с	произведена запись параметров на магнитную ленту. (Расчет произведен после аварии на Смоленской АЭС. ОЗР по программе ПРИЗМА оказался равен 8 стержням РР);
01 ч 23 мин 04 с	подана команда "Осциллограф включен", закрыты стопорно регулирующие клапаны (СРК) турбины № 8. Начался выбег четырех ГЦН: -13, -23 (секция 8РА), -14, -24 (секция 8РБ);

ТАБЛИЦА I-I. (продолжение)

Время	События
<i>26 апреля 1986 г. (продолжение)</i>	
<i>(время по распечатке ДРЕГ)</i>	
01 ч 23 мин 10 с	нажатие кнопки МПА;
01 ч 23 мин 30 с	снялся сигнал "1 ПК-ВВЕРХ" (длительность 3 мин 33 с);
01 ч 23 мин 40 с	нажата кнопка АЗ-5. Стержни АЗ и РР начали движение
(01 ч 23 мин 39 с	в активную зону;
по телетайпу)	
01 ч 23 мин 43 с	появились сигналы аварийных защит по периоду разгона (АЗС) — период менее 20 с; а также по превышению мощности (АЗМ) — мощность более 530 МВт;
01 ч 23 мин 46 с	отключение первой пары "выбегающих" ГЦН;
01 ч 23 мин 46,5 с	отключение второй пары "выбегающих" ГЦН;
01 ч 23 мин 47 с	резкое снижение расходов (на 40 %) ГЦН, не участвующих в выбеге (ГЦН-11, -12, -21, -22) и недостоверное показание расходов ГЦН, участвующих в выбеге (ГЦН-13, -14, -23, -24); резкое увеличение давления в БС; резкий подъем уровня в БС; сигналы "неисправность измерительной части" обоих автоматических регуляторов основного диапазона (1АР, 2АР);
01 ч 23 мин 48 с	восстановление расходов на ГЦН, не участвующих в выбеге, до значений, близких к исходным; на выбегающих ГЦН левой стороны восстановление расходов на 15% ниже исходного; на выбегающих ГЦН правой стороны восстановление расхода на 10% от исходного для ГЦН-24; и недостоверность для ГЦН-23; дальнейший рост давления в БС (левая сторона — 75,2 кгс/см ² , правая — 88,2 кгс/см ²) и уровня в БС; срабатывание БРУ-К1, БРУ-К2;
01 ч 23 мин 49 с	сигнал аварийной защиты "повышение давления в РП (разрыв ТК)"; сигнал "нет напряжения = 48 в" (снято питание муфт сервоприводов СУЗ); сигналы "неисправность исполнительной части 1АР, 2АР";
	Из записи в оперативном журнале старшего инженера управления реактором: "01 ч 24 мин: Сильные удары, стержни СУЗ остановились, не дойдя до НК (нижних концевиков). Выведен ключ питания муфт".

I-4.3. Данные о регистрируемой информации, использованной Комиссией

Ход предаварийного и аварийного процессов анализировался Комиссией с использованием данных регистрации следующих приборных и информационно-вычислительных систем:

- штатные самопишущие приборы с соответствующими диаграммными лентами;
- штатная система централизованного контроля (СЦК) СКАЛА, использующая ЭВМ и включающая, в частности, программу диагностической регистрации параметров (ДРЕГ), а также программу расчета непосредственно не измеряемых параметров реактора (ПРИЗМА);
- нештатная система осциллографирования важных параметров, характеризующих выбег ТГ.

I-4.3.1. Штатные самопишущие приборы

Эти приборы предназначены для регистрации сравнительно медленно протекающих процессов (скорость лентопротяжки не более 240 мм/ч) и поэтому позволяют достаточно определенно регистрировать значения экстремумов интересующих параметров, но не пригодны для восстановления хода быстропротекающих нестационарных процессов.

I-4.3.2. Система централизованного контроля СКАЛА с подсистемами

Система обеспечивает расчет основных параметров реакторной установки с периодичностью около 5 мин, что обусловлено мощностью ЭВМ типа В-3М. Естественно, что такая периодичность расчетов также не пригодна для анализа быстропротекающих процессов.

Программа ДРЕГ обладает большой полнотой и разрешением по времени. Она опрашивает и регистрирует несколько сотен дискретных и аналоговых сигналов. Время ввода информации в ЭВМ о непосредственно измеряемых параметрах составляет менее 1 с. Однако программа ДРЕГ не фиксирует такие важные параметры реакторной установки, как мощность, реактивность, поканальные расходы теплоносителя и другие массовые параметры. Из 211 стержней СУЗ регистрируются положения только 9 стержней, в том числе по одному стержню каждой из трех групп автоматических регуляторов. Эти параметры не являются непосредственно измеряемыми; поэтому цикл их опроса значительно больше (1 мин). Несмотря на малый цикл регистрации некоторых параметров

(1 с), интервал опроса может быть довольно неопределенным в связи с тем, что программа ДРЕГ в СЦК СКАЛА является одной из самых низкоприоритетных. Кроме того, в течение последнего часа перед аварией ДРЕГ имел 3 перерыва в работе, связанные с перезапуском СЦК СКАЛА. Это привело к дополнительной потере информации. Другие результаты работы СЦК СКАЛА, включая программу ПРИЗМА и запись состояния реакторной установки на магнитную ленту (РЕСТАРТ), имеют большой цикл (5 мин), а также перерывы во времени, обусловленные перезапуском системы и особенностями работы программного обеспечения. Кроме того, результаты работы программы ПРИЗМА регистрируются только на распечатках.

1-4.3.3. Осциллографирование

Нештатная система осциллографирования быстроменяющихся параметров была смонтирована в соответствии с программой испытаний.

Она позволила получить с хорошей точностью параметры работы отдельного оборудования: ТГ-8; ГЦН-13, ПН-4, секций 8РА, 8РБ. Недостатком системы явилось отсутствие синхронизации указанных электрических параметров с реакторными параметрами, фиксируемыми СЦК СКАЛА. Однако имеющиеся документы — расшифровка осциллограммы электрических параметров и фиксация программы ДРЕГ — позволяют довольно точно синхронизировать между собой реперные события. Главные из них — посадка стопорных клапанов турбины № 8 и момент нажатия кнопки АЗ-5 оператором.

По записи программы ДРЕГ известен момент посадки СК турбины № 8 — 01 ч 23 мин 04 с. Этот момент можно отметить по изменению ряда параметров на осциллограмме. Известно, что сигнал на срабатывание АЗ-5 прошел в 01 ч 23 мин 40 с, что также можно отметить на осциллограмме, а изменения электрических параметров на ней зафиксированы с высокой степенью точности, поэтому может быть определено время нажатия кнопки МПА, отключения ГЦН. Так определено, что отключение первой пары ГЦН (“выбегающих”) произошло в 01 ч 23 мин 46 с, а сброс нагрузки другой пары ГЦН — через 0,45 с после этого. Это значит, что эти события произошли через 6,00–6,45 с после нажатия кнопки АЗ-5 оператором.

Анализ осциллограммы говорит о том, что нажатие кнопки МПА произошло через 6,6 с после посадки стопорных клапанов турбины № 8.

Примечание: “Кнопка МПА” — специально смонтированная для проведения испытаний кнопка с целью имитации сигнала МПА (максимальной проектной аварии) и выдачи его в схему запуска дизель-

генератора № 6 со схемой ступенчатого набора нагрузки и включения испытываемого блока выбега ТГ-8.

I-4.4. О математическом моделировании предаварийного и аварийного процесса

Комиссия отмечает, что сколько бы ни была полна и достоверна приборно регистрируемая информация о параметрах реакторной установки в аварийном режиме, для анализа аварии рассматриваемого типа необходимо привлекать математическое моделирование предаварийных и аварийных процессов. Оно необходимо не только для того, чтобы заполнить имеющиеся регистрационные паузы и выполнить экстраполяции в область неизмеряемых параметров, но также и для того, чтобы выяснить чувствительность результатов по отношению к некоторым важным исходным параметрам. Без этого невозможно также судить о достаточности последующих противоаварийных мероприятий.

Комиссия, проанализировав доступные ей источники, считает, что до настоящего времени не создана комплексная математическая модель, в достаточной степени адекватная объекту РБМК-1000 и верифицированная по экспериментальным данным. Различные по охвату необходимых для анализа явлений модели имеются в НИКИЭТ, ИАЭ, ВНИИАЭС, КИЯИ АН УССР и некоторых других организациях. Имеются математические модели в ряде организаций зарубежных стран, результаты расчетов по которым обсуждались с советскими специалистами.

Компилируя результаты расчетов различных фрагментов хода предаварийного и аварийного процессов, непротиворечащих друг другу и согласующихся с имеющимися экспериментальными данными, к настоящему времени удастся получить, по-видимому, достаточно реалистичскую картину развития аварии.

Одно из первых расчетных исследований после аварии проведено с использованием одномерной модели в ИАЭ [23], в которой зависимость реактивности от положения стержней СУЗ была получена на пространственной модели. Однако, несмотря на удовлетворительное в целом описание основных событий начиная с 01 ч 19 мин, данная модель является качественной, т. к. не имеет детального описания процесса в активной зоне, и поэтому не может давать надежных результатов по поведению реактивности, мощности и другим параметрам. Это подтверждается наличием расхождений между результатами моделирования и зарегистрированными данными (отсутствие в действительности сигнала “1ПК-ВНИЗ” в 01 ч 23 мин 38 с, заниженное значение расхода через КМПЦ по модели в 01 ч 23 мин 43 с и др.), а также неадекватностью поведения реактивности и мощности.

Вариант распределенной быстродействующей нейтронно-физической модели РБМК был разработан и использовался в расчетных исследованиях аварии в КИЯИ АН УССР. Перенос нейтронов в ней описывается нестационарным одногрупповым уравнением диффузии, которое решается на крупной сетке с шагом 50 см. Плотность теплоносителя и перемещение стержней СУЗ учитывается путем пересчета констант, а изменение температуры топлива вводится как влияние обратной связи через температурный коэффициент реактивности. Для задания глубины выгорания топлива по высоте ТВС используются данные прогнозных расчетов (REFUELER). Одногрупповые константы готовятся из двухгрупповых, рассчитанных по программе WIMS. Эта модель использовалась в программном комплексе ДИКРУС, разработанном во ВНИИАЭС, в качестве быстродействующего блока нейтронно-физического расчета [28]. С ее использованием было проведено исследование режима сброса стержней АЗ-5 для состояния, в котором находился реактор 4 блока ЧАЭС 26 апреля 1986 г. на момент времени 01 ч 22 мин 30 с.

Сочетание удовлетворительного описания кинетики энерговыделения с удовлетворительным теплогидравлическим описанием тепловой инерции твэлов и роста парообразования в активной зоне с предварительной тщательной настройкой модели по распределенным исходным данным выдвигает данную модель в число наилучших в настоящее время моделей для анализа чернобыльской аварии.

Результаты моделирования процесса не противоречат тем данным, которые зарегистрированы программой ДРЕГ за последние 9 с (сигналы АЗС и АЗМ, рост давления и уровней в БС, повышение давления в РП соответственно на 3-й, 6-й и 9-й секундах после нажатия кнопки АЗ-5).

Однако рассматриваемую модель все еще нельзя считать в достаточной мере адекватной объекту, поскольку одногрупповое приближение в нестационарном уравнении на загруженной разностной сетке для реакторных установок подобного типа, вероятно, не дает результатов достаточной точности. Кроме того, в качестве исходных берутся данные (положение стержней СУЗ, токи датчиков СФКРЭ и др.), зафиксированные за 1 мин 10 с до начала исследуемого режима. Примерно в это время закончилась интенсивная подпитка БС, а через 34 с были закрыты стопорные клапаны турбины. Таким образом, к моменту нажатия кнопки АЗ-5 в 1 ч 23 мин 40 с, указанные параметры могли измениться. Тем не менее Комиссия считает, что результаты рассмотренной работы к настоящему времени являются одними из наиболее полных, не содержат существенных нереалистических допущений в своей постановочной части и в части полученных результатов не противоречат результатам других фрагментарных исследований и поэтому могут претендовать на то, чтобы они были приняты за основу при анализе происшедших процессов.

Можно полагать, что из отечественных наиболее совершенной нейтронно-физической моделью реактора РБМК является модель, реализованная в программе STEPAN, разработанной в ИАЭ [29].

В ней решаются нестационарные двугрупповые диффузионные уравнения переноса нейтронов в трехмерной геометрии с учетом 18 групп запаздывающих нейтронов (по 6 для ^{235}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu). Двугрупповые диффузионные константы рабочих ячеек РБМК представляются в виде зависимости от 5 переменных: глубины выгорания топлива, плотности теплоносителя, температур топлива и графита, концентрации ксенона. Исходные значения констант получают с помощью программы WIMS.

Комиссия отмечает, что подробный анализ развития и возникновения аварии с использованием программы STEPAN в качестве нейтронно-физического блока в математической модели, в котором бы рассматривалось влияние всех факторов (критические величины ОЗР, недогрев теплоносителя на входе в активную зону и др.), не проведен до настоящего времени.

Кроме указанных выше особенностей и недостатков разных методик расчетного моделирования, использование даже самых совершенных из них встречает трудность, обусловленную некорректностью исходных данных. Она заключается в том, что расчет распределения изотопного состава (энергосыработки) по высоте рабочих каналов штатной системой централизованного контроля не ведется. Поэтому распределение получается с помощью прогнозного расчета в зависимости от общей энергосыработки ТВС, без учета конкретных условий их эксплуатации. Это же обстоятельство не дает возможности корректно учесть нестационарное распределение ^{135}Xe непосредственно перед началом аварийного процесса. Влияние этих факторов для распределенных моделей, по-видимому, может быть заметным. Следовательно, снижается точность в определении параметров состояния реактора (нейтронные потоки, мощность, реактивность, температура и др.), времен событий (достижение максимальной реактивности или мгновенной критичности, предельных температур и др.) и координат (максимума нейтронного потока, энерговыделения, разрушения топлива и др.).

Комиссия считает, что работы по усовершенствованию методик математического моделирования РБМК, их верификации и расчетному анализу аварии на ЧАЭС ведутся крайне медленно, являясь низкоприоритетными. В результате до настоящего времени нет достаточно представительного количественного анализа, выполненного на уровне, соответствующем возможностям современной вычислительной техники и разработкам по физике РБМК.

I-4.5. Версии и предполагаемые причины аварии

Первая официальная версия происшедшей аварии была сформулирована 5 мая 1986 года на ЧАЭС Межведомственной комиссией под председательством первого заместителя Министра среднего машиностроения СССР А.Г. Мешкова [30]. Она состояла в том, что авария на 4 энергоблоке Чернобыльской АЭС произошла в результате неконтролируемого разгона реактора вследствие запаривания технологических каналов активной зоны из-за срыва циркуляции в контуре МПЦ. Срыв циркуляции произошел из-за несоответствия расхода питательной воды и расхода теплоносителя в контуре МПЦ.

Несколько ранее, 1 мая 1986 г. в обращении к директору ИАЭ А.П. Александрову, а 9 мая 1986 г. в письме руководителям страны, сотрудником ИАЭ, начальником группы по надежности и безопасности АЭС с РБМК В.П. Волковым, была изложена иная версия аварии, которая “обусловлена не действиями обслуживающего персонала, а конструкцией активной зоны и неверным пониманием нейтронно-физических процессов, протекающих в ней”. Версия предполагала в качестве причин аварии — положительный выбег реактивности при вводе стержней СУЗ из-за их конструктивного дефекта и большой положительный паровой коэффициент реактивности.

Последующий, более углубленный анализ теплогидравлического режима работы ГЦН, выполненный в конце мая 1986 г. представителями ОКБМ (разработчика ГЦН), института “Гидропроект” им. С.Я. Жука и ВТИ им. Ф.Э. Дзержинского, не подтвердил предположение о кавитации и срыве ГЦН [31]. Было установлено, что наименьший запас до кавитации ГЦН имел место в 01 ч 23 мин 00 с, т. е. приблизительно за 40 с до разгона реактора, но был выше того, при котором мог бы произойти срыв ГЦН.

Тогда же, в конце мая 1986 г., после изучения имевшихся данных и проведения расчетов группа специалистов Минэнерго СССР (А.А. Абагян, В.А. Жильцов, В.С. Конвиз, В.З. Куклин, Б.Я. Прушинский, А.С. Сурба, Ю.Н. Филимонцев, Г.А. Шашарин) направила дополнение к акту расследования аварии [32], в котором изложила причины аварии, такие, как: принципиально неверная концепция стержней СУЗ; положительные паровой и быстрый мощностной коэффициенты реактивности; большой расход теплоносителя при малом расходе питательной воды; нарушение персоналом регламентного ОЗР, малый уровень мощности; недостаточность в проекте средств защиты и оперативной информации для персонала; отсутствие указаний в проекте и технологическом регламенте об опасности нарушения ОЗР.

На состоявшихся под председательством А.П. Александрова двух заседаниях МВНТС (2 июня 1986 г. и 17 июня 1986 г.) результатам расче-

тов ВНИИАЭС, продемонстрировавшим, что недостатки конструкции реактора в значительной мере явились причиной катастрофы, не было придано серьезного внимания и, по существу, все причины аварии были сведены исключительно к ошибкам в действиях персонала. Решения МВНТС открыли путь для представления в МАГАТЭ, широкому кругу специалистов и общественности односторонней информации о причинах и обстоятельствах, приведших к аварии.

В докладе советской делегации совещанию экспертов МАГАТЭ в г. Вене в августе 1986 г. [33] версия о срыве ГЦН уже не фигурирует. В нем указывается, что «первопричиной аварии явилось крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом энергоблока». Исходное событие начала аварийного процесса не указывается. Однако существование аварийного процесса представлено следующим образом ([33] стр.309).

К началу испытаний, а именно к 01 ч 23 мин, параметры реактора были наиболее близки к стабильным. Закрытие СРК турбины привело к медленному росту давления пара в БС со скоростью примерно 6 кПа/с. Одновременно начал снижаться расход теплоносителя через реактор, обусловленный выбегом четырех из восьми ГЦН. За минуту до этого (в 1 ч 20 мин) оператор снизил расход питательной воды.

Примечание Комиссии: В действительности это был возврат расхода питательной воды к некоторому среднему расходу, соответствующему мощности реактора 200 МВт, и равному, примерно, по 120 т/ч на каждую сторону реактора.

Снижение расхода теплоносителя через реактор, а также питательной воды в БС, несмотря на конкурирующее (по генерации пара) с этими факторами повышение давления, в конечном итоге привели к росту мощности реактора, поскольку реактор обладает положительной обратной связью между мощностью и парообразованием. В условиях эксперимента перед началом выбега ТГ имело место незначительное содержание пара в активной зоне, и его прирост был во много раз больше, чем при нормальной эксплуатации на номинальной мощности ([33] стр. 309).

Именно рост мощности мог побудить персонал нажать кнопку аварийной защиты АЗ-5. Поскольку в нарушение технологического регламента из активной зоны персоналом было выведено больше допустимого количества поглощающих стержней РР, эффективность стержней АЗ оказалась недостаточной и суммарная положительная реактивность продолжала расти ([33] стр. 311).

Как следует из вышеизложенной официальной версии, исходным событием аварийного процесса было закрытие СРК турбины, т. е. начало

испытаний по выбегу, усугубленное снижением расхода питательной воды.

Комиссия считает, что недостатком изложенной версии является отсутствие подтверждения ее расчетом без привлечения каких-либо дополнительных данных. В частности, в работе американских специалистов [34], выполненной на основе информации, подготовленной специалистами СССР для МАГАТЭ, указано: "Расчеты не подтверждают утверждение об изменении мощности и взрыве в течение минуты испытаний". Этот же вывод содержится в отчете НИКИЭТ [17], выпущенном в 1990 г., и публикации его директора Е.О. Адамова [35].

ИАЭ в 1986 г. выполнил анализ возможных версий аварии, согласно которым в реакторе могло бы происходить быстрое и значительное увеличение реактивности [3].

Анализ построен на выявлении противоречий между ожидаемым эффектом рассматриваемой версии аварии с имеющимися объективными данными, зафиксированными программой ДРЕГ.

Перечень этих версий насчитывает 13 позиций, причем выдвигались они разными специалистами на разных стадиях расследования причин аварии.

- (1) Взрыв водорода в бассейне-барботере (ББ).
- (2) Взрыв водорода в нижнем баке контура охлаждения СУЗ.
- (3) Диверсия (взрыв заряда с разрушением трубопроводов КМПЦ).
- (4) Разрыв напорного коллектора ГЦН или раздаточного группового коллектора.
- (5) Разрыв БС или пароводяных коммуникаций.
- (6) Эффект вытеснителей стержней СУЗ.
- (7) Неисправность АР.
- (8) Грубая ошибка оператора при управлении стержнями РР.
- (9) Кавитация ГЦН, приводящая к подаче пароводяной смеси в ТК.
- (10) Кавитация на дроссельно-регулирующих клапанах (ДРК).
- (11) Захват пара из БС в опускные трубопроводы.
- (12) Пароциркониевая реакция и взрыв водорода в активной зоне.
- (13) Попадание сжатого газа из баллонов САОР.

В работе ИАЭ показано, что все перечисленные версии, кроме одной (п. 6), противоречат имеющимся объективным данным.

Применительно к этому анализу Комиссия считает необходимым отметить, что, согласно расчетам ВНИИАЭС [28], при исходном состоянии реакторной установки, имевшем место перед началом испытаний, возникновение крупной (более Ду 300 мм) течи теплоносителя из КМПЦ, в силу присущего реактору большого положительного парового коэффициента реактивности, могло привести к не менее крупномасштабной ава-

рии. И некоторое время при расследовании аварии предполагалось, что контур МПЦ действительно поврежден, например, по причине повышенной вибрации ГЦН, обусловленной их возможной кавитацией. Однако версии о течи теплоносителя (см. пп. 3, 4, 5 перечня возможных версий аварии) были отвергнуты из-за того, что в этом случае показания приборов давления и уровня в БС и ряда других параметров были бы другими. Кроме того, осмотры помещений КМПЦ 4 блока ЧАЭС, проводившиеся в течение нескольких лет после аварии, не выявили повреждений контура, которые могли бы стать исходным событием аварии.

На основании изложенного, Комиссия считает необходимым углубленно рассмотреть версию аварии, связанную с реактивностным эффектом вытеснителей стержней СУЗ, обусловленным их конструкцией, в увязке со всей последовательностью технологических операций при испытаниях режима выбега и с учетом физических особенностей реактора РБМК-1000, как не требующую каких-либо предположений о маловероятных событиях.

Как следует из письма от 26.03.90 г., подписанного заместителем директора ИАЭ Н.Н. Пономаревым-Степным, директором НИКИЭТ Е.О. Адамовым, директором ВНИИАЭС А.А. Абагяном, эта версия ими не отвергается, что выражается следующей формулировкой:

“Авария произошла в результате вывода реактора в нерегламентное состояние, обусловленное рядом причин, основными из которых являются: снижение оперативного запаса реактивности ниже регламентного значения, малая величина недогрева теплоносителя на входе в реактор. В этих условиях проявились положительный паровой эффект реактивности, недостатки конструкции стержней СУЗ, а также неустойчивая форма нейтронного поля, возникшая вследствие сложного переходного режима. Авария завершилась разгоном реактора на мгновенных нейтронах” [36].

В приведенной формулировке отсутствует упоминание о каком-либо внешнем теплофизическом возмущении, проявившем большую негативную роль положительного парового эффекта реактивности реактора, на существовании которого настаивает НИКИЭТ [17]. Это очевидное, существующее до настоящего времени противоречие требует дополнительных усилий для выяснения причин аварии.

Комиссия не располагает математической моделью, описывающей ход аварийного процесса, однако, основываясь на результатах инструментальных измерений на аварийном блоке и на фрагментарных результатах расчетов, проведенных и опубликованных другими организациями, находит возможным и целесообразным изложить сценарий предаварийного и

аварийного процесса в нижепредставленном виде, комментируя его оценками действий персонала и влиянием характеристик реактора.

I-4.6. Версия Комиссии о причинах аварии

I-4.6.1. Период нормальной эксплуатации и подготовки испытаний

Процесс разгрузки энергоблока, начатый в 01 ч 06 мин 25 апреля 1986 г. до процесса продолжения разгрузки ниже 720 МВт(тепл.) в первом часу ночи 26 апреля 1986 г., не повлиял на возникновение аварии, хотя в названный период времени и было допущено два нарушения технологического регламента: работа с ОЗР, ниже допустимого, и отключение САОР.

После 00 ч 28 мин 26 апреля 1986 г. произошло весьма важное для безопасности событие. СИУР при переходе с системы локального автоматического управления распределением энерговыделений по объему активной зоны (ЛАР) на автоматический регулятор общей мощности реактора (АР) не смог устранить достаточно быстро разбаланс, появившийся в измерительной части АР, и допустил снижение тепловой мощности реактора с 500 до уровня 0–30 МВт (ориентировочно).

Следствием допущенных неудачных действий по управлению реактором явилось то, что для компенсации дополнительной отрицательной реактивности, возникшей из-за ксенонового отравления активной зоны при снижении мощности, а также в процессе последовавшего затем повышения мощности до 200 МВт, из реактора пришлось извлечь часть стержней оперативного запаса — ОЗР, чем, как считает Комиссия, с осознанием тяжести последствий или без него, персонал перевел реактор в нерегламентное положение, при котором аварийная защита перестала быть гарантом гашения ядерной реакции (см. Раздел I-4.8 доклада).

В период времени от начала подъема мощности до стабилизации параметров энергоблока при мощности 200 МВт, наступившей приблизительно к 01 ч 23 мин на энергоблоке, шли обычные технологические процессы и проводились обычные технологические операции (за исключением включения четвертой пары ГЦН), такие, как: срабатывание паросбросных устройств БРУ-К, ручное регулирование уровня в БС, перекомпенсация реактора и т. д. В 01 ч 22 мин 30 с была произведена запись параметров энергоблока системой СЦК СКАЛА на магнитную ленту, причем оперативные расчеты по программе ПРИЗМА в тот период не производились. Они были выполнены после аварии с использованием снятой с СЦК магнитной ленты по программе ПРИЗМА-АНАЛОГ вне пределов ЧАЭС (на Смоленской АЭС). Персонал БЩУ и персонал системы СКАЛА

результатов оперативных расчетов не имел и вычисляемых параметров, включая значение ОЗР, на этот момент не знал.

С позиций оценки причин и масштабов аварии Комиссия отмечает следующие характерные особенности существовавшего в тот период режима.

Высотное распределение энерговыделения по большей части активной зоны было двугорбым с более высокими значениями нейтронного потока в верхней части активной зоны [20]. Такое распределение является вполне естественным для того состояния, в котором находился реактор: выгоревшая активная зона, почти все стержни регулирования в верхнем положении, отравление ксеноном в центральных частях реактора больше, чем на периферии [1, 33]. Как показали расчеты [32, 37], такое распределение чрезвычайно неблагоприятно с точки зрения кинетической устойчивости в сочетании с существовавшей конструкцией СУЗ.

Теплогидравлический режим работы активной зоны характеризовался весьма малым недогревом теплоносителя до кипения (3°C) и соответственно незначительным паросодержанием, которое имело место лишь в верхней части активной зоны [28]. В создавшихся условиях небольшой прирост мощности (по любой причине) в силу малого недогрева до кипения теплоносителя мог приводить к приросту объемного паросодержания в нижней части активной зоны, значительно большему, чем его прирост в верхней части активной зоны.

Таким образом, перед началом испытаний параметры активной зоны обусловили повышенную восприимчивость реактора к саморазгонному процессу в нижней части активной зоны. Комиссия считает, что такое состояние создалось не только потому, что имел место повышенный против обычного расход теплоносителя через реактор (под воздействием работы восьми вместо обычных шести ГЦН, повышенный расход препятствует парообразованию), а прежде всего малым значением мощности реактора. Подобные теплогидравлические параметры могут иметь место при каждой разгрузке реактора.

Исходное состояние блока непосредственно перед испытаниями на 01 ч 23 мин характеризовалось следующим: мощность — 200 МВт (тепл.), ОЗР (величина получена по программе ПРИЗМА-АНАЛОГ по состоянию на 01 ч 22 мин 30 с) — 8 стержней РР, поле по высоте двугорбое с максимумом вверху, расход теплоносителя — $56\,000\text{ м}^3/\text{ч}$, расход питательной воды — 200 т/ч, теплофизические параметры близки к стабильным.

Руководство смены энергоблока сочло, что проведение испытаний подготовлено, и после включения осциллографа последовала команда на закрытие стопорно-регулирующих клапанов, которые были закрыты в 01 ч 23 мин 04 с.

Как в этот период, так и на протяжении приблизительно 30 с процесса выбега четырех ГЦН параметры энергоблока уверенно контролировались, находились в ожидаемых для данного режима пределах и не требовали каких-либо действий персонала.

Однако пользоваться аварийной защитой реактора данного конструктивного исполнения в условиях допущенного снижения ОЗР ни по аварийным сигналам, ни вручную после завершения испытаний без повреждения активной зоны уже было нельзя, по-видимому, начиная с 00 ч 30 мин 26 апреля 1986 г., что требуется проверить дополнительными исследованиями.

1-4.6.2. Период испытаний по программе

Начавшиеся в 01 ч 23 мин 04 с испытания вызвали следующие процессы в реакторной установке. ГЦН, получавшие электропитание от замедлявшего свое вращение ТГ-8 (ГЦН-13, -14, -23, -24), снижали обороты и уменьшали производительность. Остальные ГЦН (ГЦН-11, -12, -21, -22) в небольшой степени ее увеличивали. Суммарный расход теплоносителя снижался. За 35 с переходного процесса он снизился на 10–15% от исходного. Снижение расхода теплоносителя вызвало соответствующее увеличение паросодержания в активной зоне, чему в некоторой (малой) мере противодействовало повышение давления вследствие закрытия СРК ТГ-8.

Математическое моделирование этой стадии процесса выполнено советскими [32] и американскими специалистами [34]. Оно показало хорошее согласие теоретических предсказаний интегральных параметров с действительно зарегистрированными. Оба расчета показали, что высвобождавшаяся пустотная (паровая) реактивность была незначительна и могла быть скомпенсирована небольшим погружением в активную зону стержней АР (до 1,4 м).

В процессе выбега ТГ-8 не происходило увеличение мощности реактора. Это подтверждается программой ДРЕГ, которая с 01 ч 19 мин 39 с до 01 ч 19 мин 44 с и с 01 ч 19 мин 57 с до 01 ч 23 мин 30 с, т. е. до испытаний и значительную часть периода испытаний, регистрировала сигнал “1ПК-ВВЕРХ”, при котором стержни автоматических регуляторов не могут двигаться в активную зону. Их положения, зарегистрированные последний раз в 01 ч 22 мин 37 с, составляли: 1,4; 1,6 и 0,2 м для 1АР, 2АР, 3АР, соответственно.

Таким образом, ни мощность реактора, ни другие параметры реакторной установки — давление и уровень в БС, расходы теплоносителя и питательной воды и другие — не требовали какого-либо вмешательства

ни персонала, ни предохранительных устройств на протяжении периода от начала испытаний до нажатия кнопки АЗ-5.

Комиссия не выявила событий или динамических процессов, например, незаметно начавшегося разгона реактора, которые могли бы стать исходным событием аварии. Комиссия выявила наличие достаточно продолжительного исходного состояния реакторной установки, при котором под воздействием возникшей по какой-либо причине положительной реактивности мог развиваться процесс увеличения мощности в условиях, когда аварийная защита реактора могла и не быть таковой.

1-4.6.3. Развитие аварийного процесса

В 01 ч 23 мин 40 с старшим инженером по управлению реактором была нажата кнопка ручной аварийной остановки реактора АЗ-5.

Комиссии не удалось достоверно установить, по какой причине она была нажата.

Поскольку скорость развития последовавшего затем процесса не совместима с разрешающей способностью регистраторов параметров реакторной установки, то дальнейший анализ возможен только на базе теоретических построений, адекватность которых базируется на инструментально измеренных показаниях с временными поправками, присущими системе регистрации, сведения о которых даны в Разделе 1-4.3 доклада.

Восстановление путем физического расчета [28] поля энерговыделений, с приемлемой точностью подтверждающее высотное распределение, показало, что и радиальное распределение энерговыделений также обладает высокой неравномерностью (коэффициент неравномерности достигает 2,0). Таким образом, начальное энерговыделение по объему активной зоны весьма неоднородно [20, 28].

Выполненное различными организациями независимо друг от друга математическое моделирование кинетики изменения энерговыделения [21, 35] показывает весьма удовлетворительное качественное их согласие. Результаты, которые опровергали бы результаты, указанные выше, не обнаружено. Это позволяет интерпретировать происшедший процесс следующим образом.

Движение стержней АЗ и РР по команде АЗ-5 вызвало значительные дополнительные деформации энерговыделений. В верхних слоях активной зоны, куда начали вдвигаться поглощающие части стержней АЗ и РР, нейтронный поток начал убывать. В нижних сечениях активной зоны, из которых начали убираться поглощающие нейтроны столбы воды, — возрастать.

Самописец мощности реактора, который воспроизводит суммарный ток боковых ионизационных камер, расположенных за пределами активной зоны, зарегистрировал небольшое снижение мощности, а затем ее рост. В дальнейшем оба рассматриваемых расчета показывают, что практически все энерговыделение смещается в нижнюю часть активной зоны высотой около 2 м. Оба расчета показывают, что линейные тепловые нагрузки в нижних участках твэлов возрастают многократно, причем в различной степени на различных участках по сечению активной зоны. Локальный рост энерговыделений после нажатия кнопки АЗ-5, согласно расчетам, таков, что наблюдается рост интегральной мощности реактора в несколько десятков раз по сравнению с исходным за время порядка 5 с. Расчеты [17, 20] показывают появление всех сигналов БИК спустя всего 3 с после нажатия кнопки АЗ-5. Сведений об этих сигналах в расчетах [28] не приводится, возможно, из-за отсутствия внимания к этому показателю.

Полное отсутствие в активной зоне черных поглотителей (всего один ДП), наличие во многих участках активной зоны седловины на высотном энерговыделении, которая обуславливает кинетическую неустойчивость высотного поля, особенно при внесении отрицательной реактивности в одну его часть и положительной реактивности в другую часть, вызвали сильные деформации энерговыделений в объеме реактора [17, 20, 28].

Из изложенных результатов следует, что начавшееся движение стержней АЗ и РР в условиях имевшего место стартового положения нейтронного поля не могло не вызвать сильных деформаций энерговыделения в активной зоне с чрезвычайно высокими показателями неравномерности.

Согласно расчету [28], объемный коэффициент неравномерности энерговыделения достиг $K_v = 5,5$. С учетом того, что исходная мощность активной зоны (по тем же расчетам) возрастает приблизительно в 30 раз, линейные тепловые нагрузки на наиболее напряженных участках многократно превосходят номинальные при 100 %-ной мощности реактора. Поэтому в нижних участках активной зоны в отдельных ТК энтальпия твэлов достигла критических величин, при которых происходит разрушение твэлов различной степени.

Как показано в работе японских специалистов, основанной на прямых экспериментальных исследованиях [35], при энтальпии твэлов 220 кал/г UO_2 ($T = 3300$ К) начинается их разрушение. При энтальпии 285 кал/г UO_2 твэлы разрываются, а при 320 кал/г UO_2 происходит их диспергирование (дробление на мелкие части) взрывного характера.

Примечание: Твэлы реактора РБМК не вполне идентичны твэлам, использовавшимся при экспериментах японскими специалистами.

Однако возможное количественное несоответствие критических энталпий модельных и реальных твэлов, по мнению Комиссии, не может изменить принципиальный вывод о механизме катастрофического разрушения, который указывается также в информации [1] и в работе [38].

Таким образом, результаты расчетных анализов, выполненных спустя 4 года после аварии наиболее компетентными в вопросах физики реакторов организациями: НИКИЭТ, ВНИИАЭС, ИАЭ, КИЯИ АН УССР [17, 28], показали возможность опасного увеличения мощности реактора РБМК-1000 с многократным ростом локальных энерговыделений в активной зоне по причине ввода стержней аварийной защиты в реактор.

Таким образом, как следует из изложенного, *исходным событием аварии явилось нажатие кнопки АЗ-5 в условиях, которые сложились в реакторе РБМК-1000 при низкой его мощности и извлечении из реактора стержней РР сверх допустимого их количества.*

Примечание:

Поскольку возможность изложенного сценария аварии, насколько известно Комиссии, в настоящее время не оспаривает ни одна организация и, более того, этот сценарий полностью адекватен формуле аварии, выраженной руководителями трех ведущих институтов: ИАЭ, НИКИЭТ, ВНИИАЭС [36], то для завершения изложения представляется возможным привести версию последовавших процессов, уже не основанную на расчетах.

С использованием данных работы [35] относительно разрушительных сил катастрофического процесса и с привлечением изложенных в Разделе I-3 доклада данных о характеристиках и конструкции реактора сценарий аварийного процесса может быть представлен в следующем виде.

Разрывы и разрушение отдельных участков твэлов в ограниченной зоне реактора под воздействием больших локальных тепловыделений вызвали увеличение парообразования из-за прямых контактов воды непосредственно с топливной матрицей, рост давления в соответствующих участках ТК и их разрушение как по причине непосредственного контакта топлива с трубой канала, так и по причине локального роста давления [35].

Если на начальной фазе разгона решающее значение имели факторы определенной конфигурации нейтронного поля с седловиной в средних сечениях активной зоны (что объективно и неизбежно при многих состояниях реактора [32]) и наличие более допустимого числа столбов воды внизу активной зоны (что редко, субъективно и допу-

щено персоналом), то после преодоления определенной тепловой инерции твэлов в зоне наибольших энерговыделений началось парообразование, которое из-за большого локального парового коэффициента реактивности в значительной мере способствовало неравномерному саморазгону активной зоны и быстрому повреждению твэлов в наиболее энергонапряженной области.

После первоначальной фазы перераспределения нейтронного потока, обусловленной конструкцией стержней СУЗ и не зависящей от теплогидравлического состояния реактора и контура МПЦ, повышение энерговыделений до определенных значений вызвало к действию большой паровой эффект реактивности, органически присущий конструкции РБМК-1000. С появлением и ростом парообразования зона повышенных энерговыделений саморазгонным образом возрастает, распространяясь на всю активную зону.

Локальный характер начальной стадии разгона подтверждается в значительной мере неравномерным ростом давления в левых и правых барабанах-сепараторах. О том, что локальный разгон быстро переходит в общий, свидетельствует быстрое изменение многих общих параметров (сигналы АЗС, АЗМ, рост давления, появление сигнала о повышении давления в реакторном пространстве).

Создавшиеся условия значительного повреждения хотя бы ограниченного количества ТВС (достаточно 3–4 шт.) из-за особенностей конструкции реактора могут и в данном случае привести к разрушению самого реактора с выводом из строя его системы аварийной защиты. Разрыв труб нескольких ТК приводит к повышению давления в реакторном пространстве и частичному отрыву несущей плиты реактора от кожуха и заклиниванию по этой причине всех стержней СУЗ, которые к этому моменту прошли только около половины своего пути.

Разрушение труб ТК, которое первоначально инициировалось лишь локальным всплеском нейтронной мощности, усиливаемым образованием пара в ограниченной зоне реактора, с момента начала разрыва канальных труб вызывает к действию новый эффект — массовое парообразование по всему объему активной зоны из-за декомпрессии контура охлаждения реактора и высвобождения полной величины присущего реактору большого парового эффекта реактивности. Однако сигнал МПА на включение САОР при начавшейся разгерметизации КМПЦ не вырабатывается по той причине, что место разрыва КМПЦ находится не в прочно-плотных боксах, где расположены датчики, а в самой активной зоне.

В дальнейшем большую роль играют процессы бурного парообразования в реакторном пространстве.

Комиссия констатирует наличие работ, в которых содержится достаточный материал для выяснения физических процессов, происшедших в активной зоне реактора на начальной стадии аварийного процесса. Это работы группы сотрудников ВНИИАЭС, КИЯИ АН УССР, ИАЭ [28] и НИКИЭТ [17]. В обоих из них без внешних теплотехнических возмущений типа кавитации ГЦН, разгерметизации КМПЦ и др., исследуются физические процессы в активной зоне при движении в нее стержней СУЗ по команде АЗ-5.

Как изложено выше, оба расчета с хорошим качественным согласием указывают на смещение поля энерговыделений в нижнюю часть активной зоны и на значительный рост объемной его неравномерности. Однако выводы расчетов противоположны в части объяснения причин аварии. Если расчет [28] раскрывает причину аварии в виде локального подъема мощности, то расчет [17], подтверждая эти эффекты, констатирует, что количественные значения локальных всплесков энерговыделения недостаточны для повреждения твэлов. Возможно, это объясняется недостаточно адекватным описанием теплогидравлики активной зоны. Сведений о методике расчета теплогидравлических процессов в работах НИКИЭТ [17, 20] не приводится.

Комиссия не может признать вывод работы [17] корректным, поскольку авторы расчетов аварийного процесса не могут гарантировать высокую точность и адекватность методик производимых расчетов. Более того, в исследованиях НИКИЭТ [20], в исследованиях других организаций [32] отмечается большая чувствительность результатов к небольшой вариации исходных данных. В исследовании [28] найдено такое незначительное изменение стартового нейтронного распределения, которое резко ухудшает характеристики аварийного процесса. Так, в пределах 20%-ной вариации исходного энерговыделения на 6–7 с переходного процесса может быть получена скорость увеличения тепловой мощности реактора и 400 МВт/с, и 1000 МВт/с. Соответственно к 6,5 с общая мощность реактора может возрасти и в 31 раз, и в 64 раза против исходной. Критическая энтальпия топлива может быть достигнута либо в 5 ТВС, либо в 40 ТВС.

По мнению Комиссии, показанная в работе [28] возможность значительного повреждения твэлов в предположении о существовании незначительной погрешности определения исходного объемного энерговыделения реализовалась в действительности. Однако в работе [17], подтверждающей сильную зависимость результата от незначительного изменения исходных данных, не найдено таких их стартовых значений, при которых

мог бы развиваться аварийный процесс. В ней делается вывод, что для объяснения аварии в дополнение к неблагоприятному толчку реактивности, наносимому стержнями СУЗ, необходимо одновременное проявление еще каких-либо факторов: “кавитация ГЦН, попадание неравновесного пара на вход активной зоны, опережающее сигнал АЗ отключение выбегающих ГЦН, вскипание теплоносителя на входе в реактор, частичные нарушения герметичности НВК, кратковременное открытие паровых предохранителей клапанов”.

Возможно, в будущем эти версии, фигурировавшие с первых дней поиска причин аварии, обретут какие-либо количественные подтверждения (которых за 4 года исследований пока не опубликовала ни одна организация). Тем не менее, с позиции объяснения и, самое главное, с позиции необходимости исправления конструктивно-физических характеристик реактора Комиссия считает достаточным сосредоточить внимание на реактивной природе происшедшей аварии, обусловленной конструкцией стержней СУЗ и физико-теплотехническими характеристиками реактора, наиболее неблагоприятные стороны которых вызвал к действию персонал Чернобыльской АЭС. Подтверждение такого подхода Комиссия находит в перечне организационных и технических мероприятий, которые были немедленно осуществлены и запланированы к исполнению на реакторах рассматриваемого типа [18, 25, 26, 39].

1-4.7. О действиях персонала ЧАЭС

Официально опубликованные документы о причинах чернобыльской аварии основную тяжесть вины за нее возлагают на действия персонала ЧАЭС. Поэтому Комиссия не может не выразить свою оценку его действий, имея в виду два аспекта. Во-первых, установить по возможности полно перечень всех допущенных нарушений технологического регламента эксплуатации [40] и другой обязательной для исполнения эксплуатационной документации и, во-вторых, ретроспективно, основываясь на имеющихся данных, попытаться оценить степень влияния тех или иных нарушений на причину и масштаб случившейся аварии.

Комиссия считает необходимым подчеркнуть, что *приведенные оценки ни в коем случае нельзя рассматривать как допустимость нарушений нормативной документации персоналом и разработчиками.*

1-4.7.1.

В процессе разгрузки 4 блока 25 апреля 1986 г. (примерно в 03 ч) при мощности реактора около 2000 МВт ОЗР снизился ниже 26 стержней РР. Технологический регламент (ТР) по эксплуатации [40] блоков 3, 4 ЧАЭС

(глава 9) допускал работу блока с ОЗР менее 26 стержней РР с разрешения Главного инженера (ГИС) АЭС.

При дальнейшей разгрузке (примерно с 07 ч 25 апреля 1986 г.) на мощности реактора 1500 МВт ОЗР снизился до 15 стержней РР. В таких случаях в соответствии с требованием главы 9 ТР реактор должен быть заглушен. Персонал не выполнил это требование ТР. Комиссия полагает, что персонал осознанно шел на такое нарушение. В это время была выявлена недостоверность работы расчетной программы ПРИЗМА из-за неучета положения стержней регуляторов 1АР, 2АР, 3АР (всего 12 стержней). Запись об этом сделана в оперативном журнале СИУР. ТР и другие эксплуатационные документы не предписывали, как должен был поступить персонал в данной (с недостоверным расчетом) и аналогичных ей (например, при полном отказе программы ПРИЗМА по функции определения ОЗР) ситуациях. Тем не менее, оставив в работе реактор 25 апреля 1986 г. на уровне мощности 1500 МВт с ОЗР менее 15 стержней РР в период примерно с 07 до 13 ч 30 мин, персонал ЧАЭС, в том числе и руководящий, нарушил требования главы 9 ТР, хотя это нарушение и не явилось причиной аварии и не повлияло на ее результат.

Примечание:

Глава 12 ТР, посвященная плановому останову и расхолаживанию реактора, не содержала требований по контролю и поддержанию ОЗР.

В ней указывалось, в частности, что снижение мощности должно производиться “с помощью задатчиков регуляторов АР до 160 МВт(тепл.) (5% $N_{ном.}$), а затем АРМ или кнопкой АЗ-5”.

В этой связи необходимо указать на следующие обстоятельства.

Во-первых, пункт 8.9.1(а) ТР относит реактивность к важным технологическим параметрам, которые должны контролироваться на всех уровнях мощности. ОЗР в перечне важных параметров отсутствует.

Во-вторых, прибор, измеряющий оперативный запас реактивности в эффективных стержнях РР, проектом реактора РБМК не предусмотрен. Оператор должен либо по приборам определить глубину погружения тех стержней, которые находятся в промежуточном положении, ввести поправку на нелинейность градуировочной характеристики и просуммировать результаты, либо заказать расчет стационарной ЭВМ и получить результат спустя несколько минут. В обоих случаях представляется неправомерным требовать от персонала поддерживать обсуждаемый показатель как оперативно управляемый параметр, тем более, что он может быть оценен с погрешностями, зависящими от формы распределения поля энерговыделений.

В-третьих, технологический регламент не заостряет внимание персонала на том, что ОЗР есть важнейший параметр, от соблюдения которого зависит эффективность действия аварийной защиты (АЗ).

В действительности, как показали послеаварийные расчетные исследования, полное извлечение из активной зоны стержней РР, не запрещаемое в других реакторах, например, в ВВЭР, для реактора РБМК было недопустимо из-за конструкции стержней РР, поскольку извлечение из активной зоны более некоторого количества стержней СУЗ сосредоточивало в нижней ее части слишком много “положительных запалов” реактивности в виде удаляемых столбов воды.

1-4.7.2.

В 14 ч 25 апреля 1986 г. персонал, согласно п. 2.15 рабочей программы [41], закрыл ручные задвижки САОР, тем самым отключил ее от КМПЦ, как сказано в программе, “во избежание заброса воды в КМПЦ по всем трем подсистемам САОР”. В пункте 2.10.5 ТР существовала запись о том, чтобы при разогреве КМПЦ после планово-предупредительного ремонта (ППР) до начала повышения температуры в нем выше 100°C “САОР должна быть приведена в состояние готовности”. В то же время Раздел 2 “Регламента переключения ключей и накладок” [42] давал право ГИС выводить автоматику запуска САОР, что равносильно выводу быстродействующей части системы, а, следовательно, и всей САОР в целом. Комиссия отмечает, что, с одной стороны, вывод САОР из работы является нарушением п. 2.10.5 ТР, а, с другой стороны, отключение САОР не повлияло на возникновение и развитие аварии, поскольку хронология основных событий, предшествовавших аварии, и хронология развития самой аварии, показали, что не было зафиксировано сигналов на автоматическое включение САОР. Таким образом, “возможность снижения масштаба аварии” [30] из-за отключения САОР была не потеряна, а в принципе отсутствовала в конкретных условиях 26 апреля 1986 г.

1-4.7.3.

В 00 ч 28 мин 26 апреля 1986 г. (из записей в оперативных журналах) персонал не справился с управлением реактором, из-за чего произошло непредусмотренное снижение тепловой мощности реактора до уровня порядка 30 МВт. Из имеющейся неполной информации об этой ситуации сделать однозначный анализ обстоятельств причин провала мощности

затруднительно. В оперативном журнале СИУР в 00 ч 28 мин сделана следующая запись: “Включение АЗСР. Кнопкой “быстрое снижение мощности” снижена уставка АР. Включен 1АР. Недопустимый разбаланс по 2 АР устранен. 2АР приведен в готовность”. Анализируя эту запись, а также регистрацию ДРЕГ и алгоритм работы СУЗ, Комиссия делает следующие предположения относительно произошедшего в этот период события:

- по невыясненной причине (возможно, из-за возмущения со стороны КМПЦ — изменения расхода питательной воды или давления пара в БС) отключился ЛАР, в автоматический режим включился регулятор 1АР и, отработывая отрицательный разбаланс, “вышел” на ВК;
- регулятор 2АР по выходу 1АР на ВК не включился в автоматический режим из-за недопустимого разбаланса в его измерительной части;
- по выходу из автоматического режима всех регуляторов включилась в режим готовности АЗСР с засветкой табло “АЗСР ВКЛ.” на панели СИУР;
- в связи с тем, что продолжалось “отравление” реактора, его мощность начала падать, в измерительной части 1АР и 2АР увеличились недопустимые разбалансы, в результате сформировались сигналы “неисправность измерительной части 1АР”, “неисправность измерительной части 2АР” с засветкой соответствующих табло на панели СИУР и фиксацией их в ДРЕГ; вероятно, кнопкой “быстрое снижение мощности” СИУР со скоростью 2% в секунду снизил уставки задатчиков мощности регуляторов, компенсировал разбаланс в измерительной части регулятора 1АР и включил его в автоматический режим работы.
- Затем, воздействуя на задатчик мощности регулятора 1АР, СИУР начал восстанавливать мощность для создания условий проведения испытания.

Примечание:

Событие, происшедшее в 00 ч 28 мин 26 апреля 1986 г. на 4 блоке ЧАЭС, требует дополнительного комментария. По самописцу СФКРЭ не зафиксировано снижение тепловой мощности ниже 30 МВт. В то же время самописец нейтронной мощности около 5 мин фиксировал нулевую мощность, после чего кривая нейтронной мощности вышла на уровень, соответствующий 30–40 МВт по самописцу СФКРЭ. Низкое значение мощности и соответствующая малая точность ее определения средствами штатного контроля означают, что мощность реактора практически опустилась к минимально контролируемому уровню (МКУ). Снижение мощности до

любого уровня, но не ниже МКУ согласно пункту 6.7. ТР считалось частичной разгрузкой блока, после которой согласно тому же пункту ТР разрешалось ее восстановление вплоть до номинальной.

Здесь необходимо обратить внимание на противоречивость указаний эксплуатационной документации, поскольку под кратковременным останом пункт 6.1 ТР понимал “снижение мощности реактора до нулевого уровня без расхолаживания КМПЦ”. Однако не дается пояснений, какая мощность имеется в виду. Если нейтронная, то персонал нарушил ТР, если тепловая, то нарушения ТР не имело места (на основании показаний сохранившихся лент самописцев).

Комиссия констатирует, что действовавшие правила и эксплуатационная документация не содержали четких определений, что есть “минимально контролируемый уровень мощности” и что есть “заглушенный реактор” применительно к маневру мощности, который произошел.

Авторы доклада считают, что “провал” мощности реактора в 00 ч 28 мин и последующий подъем его мощности во многом определили трагический исход процесса. Изменение режима работы реактора, имевшее место между 00 ч 28 мин и 00 ч 33 мин, возбудило в реакторе новый ксеноновый процесс перестройки полей энерговыделений, контролировать который персонал не имел возможности (см. Раздел I-3.4)]. Расчетных исследований динамики полей энерговыделения с указанного момента и до момента аварии не выполнено.

Сделать окончательное заключение о правомерности или ошибочности действий персонала в рассматриваемой ситуации не представляется возможным из-за отмеченной выше противоречивости требований регламента, недостаточности и противоречивости аппаратурно зафиксированных данных. Расчетного анализа данной ситуации также до сих пор не проведено.

I-4.7.4.

Провал мощности реактора сопровождался снижением уровня воды и давления пара в БС, причем уровень воды в БС снижался ниже аварийной уставки –600 без формирования сигнала аварийной защиты АЗ-5 на исполнительные органы СУЗ. Комиссия отмечает, что персонал 4 блока при снижении мощности реактора не перевел защиту АЗ-1 по нижнему уровню воды в БС с уставкой –1100 в режим АЗ-5 с уставкой –600. Записи по этому поводу в оперативных журналах отсутствуют.

Такое действие персонала является нарушением пункта 9 “Регламента переключений ключей и накладок технологических защит и блокировок” [42]. Однако Комиссия отмечает, что существовала и была введена другая защита от снижения уровня в БС ниже -1100 , уставка которой не изменяется в зависимости от мощности, поэтому сделанное в [1] заявление о том, что “защита реактора по тепловым параметрам была полностью отключена”, не соответствует действительности.

Примечание: На примере защиты реактора от снижения уровня в БС хорошо видна логика переложения функций аварийной защиты на персонал из-за отсутствия соответствующих технических средств. Авторы проекта в решении [43] заявляют, что “автоматический перевод уставок АЗ-1 и АЗ-5 при аварийных отключениях уровня воды в БС недопустим, т. к. при работе любой защиты АЗ-1, АЗ-2, АЗ-3 происходит снижение уровня до уставки -600 мм по прибору $+400 \dots -1200$ мм, что в свою очередь приведет к срабатыванию АЗ-5 и полному заглушению реактора”, и находят чрезвычайно простой выход из положения: “Вместо автоматического перевода уставок и автоматического ввода (вывода) АЗ-5 от снижения Г п.в. предусмотреть перевод их оператором с помощью общего ключа при появлении предупредительной сигнализации...”

Нашей задачей не является демонстрация возможности решения указанной задачи с помощью технических средств (такая возможность существует), но продемонстрировать, что в случаях, когда возникала дилемма — соблюсти требования безопасности и остановить блок или отдать приоритет экономическим факторам и оставить блок в работе — решение принималось в пользу последнего, а функции обеспечения аварийной защиты перекладывались на оператора с глубоким убеждением в его безусловной надежности как элемента системы безопасности.

Персонал блока в 00 ч 36 мин 24 с изменил уставку защиты от понижения давления пара в БС на отключение турбины с 55 кгс/см^2 на 50 кгс/см^2 . Эти действия персонала соответствуют требованиям эксплуатационной документации, поскольку, согласно п. 12 “Регламента переключений ключей и накладок” [42], право выбора этой уставки предоставлялось персоналу. Обвинения в блокировке защиты по давлению пара в БС, предъявленные персоналу в официальных материалах, Комиссия не подтверждает.

Примечание: Необходимо подчеркнуть, что защита от снижения давления пара в БС действует на останов турбины и не является

“защитой реактора по тепловым параметрам”, как это написано в [1]. Объективности ради, авторам [1] надо было бы отметить, что реактор, в соответствии с проектом, при мощности турбины менее 100 МВт(эл.) вообще оставался без защиты от снижения давления, что при фактически существовавшем α_p могло привести реактор к разгону при регламентном ОЗР (например, при открытии и непопадке главных предохранительных клапанов, БРУ-Б, разрыве паропроводов и т. д.).

1-4.7.5.

В 00 ч 41 мин (согласно записям в оперативных журналах НСС, НСБ, НСЭЦ, СИУТ) ТГ-8 был отключен от сети для снятия вибрационных характеристик агрегата на холостом ходу. Эта операция не предусматривалась рабочей программой испытания режима выбега ТГ-8. Замер вибрации ТГ-7 и ТГ-8 с различной нагрузкой на них предусматривался другой программой, которую персонал частично уже выполнил 25 апреля 1986 г. при поочередном перераспределении нагрузок турбогенераторов и постоянной тепловой мощности реактора 1500–1600 МВт. Отключение ТГ-8 от сети с отключенным другим турбогенератором блока (ТГ-7 был отключен в 13 ч 05 мин 25 апреля 1986 г.) без заглушения реактора требовало вывода защиты реактора “А3-5 по останову двух ТГ”, что и было сделано в соответствии с пунктом 1 “Регламента переключения ключей и накладок” [42], который предусматривает вывод этой защиты при нагрузке турбогенератора менее 100 МВт(эл.). Обвинения, предъявленные персоналу в части вывода защиты на останов реактора при закрытии СРК обеих турбин, Комиссия не поддерживает.

1-4.7.6.

К 01 ч 26 апреля 1986 г. подъем мощности был прекращен и мощность реактора застabilизирована на уровне порядка 200 МВт(тепл.). Решение провести испытания выбега ТГ-8 на уровне мощности реактора порядка 200 МВт является отступлением от рабочей программы. Однако проектными, нормативными и эксплуатационными документами не запрещалась эксплуатация блока на указанном уровне мощности. Предела безопасной эксплуатации в виде минимально разрешенного уровня тепловой мощности реактора до аварии на ЧАЭС не существовало. Ни в одном из известных Комиссии документов, так или иначе связанных с обоснованием режимов эксплуатации реактора РБМК-1000, разработчиками реактора не ставился вопрос о необходимости введения ограничений

на работу реактора при мощности ниже какого-то уровня. Более того, глава 11 ТР (п. 11.4) требовала от персонала снижения мощности реактора до уровня, определяемого нагрузкой собственных нужд блока (200–300 МВт(тепл.)) после автоматической разгрузки по штатному режиму АЗ-3 или дистанционно при нарушениях в энергосистеме (отклонениях частоты). Время работы реактора на минимально контролируемом уровне мощности не ограничивалось.

Примечание: ТР допускал режимы работы, подобные тому, который имел место на 4 блоке ЧАЭС 26 апреля 1986 г., и реализоваться они могли без какого-либо вмешательства персонала: достаточно предположить вполне вероятную ситуацию, требующую срабатывания штатной аварийной защиты по алгоритму АЗ-3 при исходных номинальной мощности реактора и ОЗР 26 стержней РР. В таком режиме примерно через один час после срабатывания АЗ-3 ОЗР мог стать ниже 15 стержней РР при мощности реактора 200–300 МВт(тепл.), и любое последующее действие, автоматическое или дистанционное, на останов реактора во многом повторило бы события 26 апреля 1986 г.

Комиссия считает, что обвинения оперативному персоналу в эксплуатации энергоблока на уровне мощности менее 700 МВт не имеют оснований.

1-4.7.7.

В 01 ч 03 мин и 01 ч 07 мин в соответствии с пунктом 2.12 рабочей программы испытаний [41] “для обеспечения расхолаживания реактора в опыте” дополнительно включены еще по одному ГЦН с каждой стороны — ГЦН-12 и ГЦН-22. Подключение к реактору всех восьми ГЦН на любом уровне мощности до 26 апреля 1986 г. никаким документом, в том числе и ТР, не запрещалось. Комиссия считает, что нарушение со стороны персонала в этих действиях отсутствует. В то же время на малых уровнях мощности, когда расход питательной воды составляет менее 500 т/ч, по условиям исключения кавитации ТР ограничивал производительность каждого ГЦН величиной 6500–7000 м³/ч. Действительно 26 апреля 1986 г. имели место превышения расходов отдельных ГЦН (нарушение пункта 5.8 ТР), но это не привело к кавитации насосов, что видно из распечатки ДРЕГ и подтверждается результатами исследований, проведенных ОКБМ и другими организациями. В отчете [31] указано, что “выбегающие и невыбегающие насосы сохраняли устойчивую подачу, включая момент разгона и разрушения реактора”.

I-4.7.8.

Проведенный Комиссией анализ действий персонала в период подготовки и проведения испытаний показывает, что им были допущены следующие нарушения требований эксплуатационной и нормативной документации:

- эксплуатация РУ с ОЗР 15 стержней и менее в период с 07 до 13 ч 30 мин 25 апреля 1986 г. и, ориентировочно, с 01 ч 26 апреля 1986 г. до момента аварии (нарушение главы 9 ТР);
- отключение САОР в полном объеме (нарушение п. 2.10.5 ТР);
- заглубление уставки защиты реактора по снижению уровня в БС с -600 до -1100 мм (нарушение п. 9 “Регламента переключения ключей и накладок”);
- увеличение расходов по отдельным ГЦН до $7500 \text{ м}^3/\text{ч}$ (нарушение п. 5.8 ТР).

Кроме того, персоналом были допущены отступления от программы испытаний (см. разделы I-4.7.5 и I-4.7.6 доклада). Вывод о правомочности действий персонала после провала мощности (Раздел I-4.7.3 доклада) может быть сделан только после дополнительных исследований.

I-4.7.9.

В заключении данного раздела Комиссия считает необходимым подытожить изложенное по степени влияния “наиболее опасных нарушений режима эксплуатации, совершенных персоналом 4 блока ЧАЭС” [30], на причину и масштаб последствий аварии.

По мнению Комиссии, отключение САОР не повлияло на возникновение аварии и ее масштабы.

Подключение к реактору восьми вместо обычных шести ГЦН скорее всего затрудняло саморазгонный процесс в реакторе, начавшийся и происшедший вне связи с режимом работы насосной группы и с временным превышением расходов теплоносителя через отдельные ГЦН, что, впрочем, целесообразно подвергнуть дополнительному расчетному анализу.

Операции со значениями уставок и отключением технологических защит и блокировок не явились причиной аварии, не влияли на ее масштаб. Эти действия не имели никакого отношения к аварийным защитам собственно реактора (по уровню мощности, по скорости ее роста), которые персоналом не выводились из работы.

Изменение начальной мощности проведения испытаний и продолжение разгрузки энергоблока обусловили необходимость оперативных действий по управлению энергоблоком, не предусмотренных программой, что увеличивало риск неудачных действий. Подтверждением этого служит непредусмотренное снижение мощности реактора до МКУ и необходимость ее подъема, что весьма негативно отразилось на дальнейшем поведении реактора.

Малая мощность реактора обусловила наибольшую возможность реализации положительного эффекта реактивности, который получил способность проявиться в максимальной мере не только из-за локального роста энерговыделений, но и по другим причинам (течь теплоносителя, например). Таким образом, выбор значения мощности повлиял на масштаб аварии. Как ни парадоксально, но опасными были именно малые мощности, на которых безопасность реактора в проектных материалах не исследовалась и не обосновывалась.

Проведение испытаний при первоначально запланированном уровне мощности 700 МВт(тепл.), возможно, не привело бы к аварии. Однако справедливость такой точки зрения должна быть подтверждена или опровергнута исследованиями, которые до сих пор не проведены.

I-4.8. Об оперативном запасе реактивности

Одной из важных в чернобыльской аварии является проблема оперативного запаса реактивности.

Дополнительно к изложенному в разделах I-4.7.1 и I-4.7.3 доклада, в которых Комиссия анализирует соответствие действий персонала технологическому регламенту, необходимо отметить, что действительная роль ОЗР реактора, как показали послеаварийные исследования, крайне противоречиво отражается в технологическом регламенте и в проекте реактора РБМК-1000.

В главе 9 "Нормальные параметры эксплуатации блока и допустимые отклонения" ТР указывается:

"На номинальной мощности в стационарном режиме величина ОЗР должна составлять не менее 26–30 стержней.

Работа при запасе менее 26 стержней допускается с разрешения Главного инженера станции.

При снижении оперативного запаса реактивности до 15 стержней реактор должен быть немедленно заглушен.

Научное руководство станции должно периодически (1 раз в год) рассматривать конкретные условия устойчивого поддержания полей энерговыделения на данном блоке и при необходимости пересматри-

вать их в сторону ужесточения по согласованию с Научным руководителем и Главным конструктором”.

Примечание: Понятие “научное руководство станции”, фигурирующее в регламенте и не определенное ни самим регламентом, ни действовавшими нормативными документами, по мнению Комиссии, весьма растяжимо, впрочем, как и понятие “ужесточение конкретных условий устойчивого поддержания полей энерговыделения”.

Противоречивость указаний относительно ОЗР иллюстрируется и нижеприведенными цитатами из ТР, связанными с ситуацией в 00 ч 28 мин (провал мощности реактора):

“6.2. Подъем мощности реактора после кратковременной остановки без прохождения “йодной ямы” разрешается при наличии необходимого запаса реактивности, определяемого по запасу до останова реактора. Необходимый запас реактивности в зависимости от уровня мощности, на котором реактор работал до остановки, приведен в таблице” (см. табл. I-II).

ТАБЛИЦА I-II. НЕОБХОДИМЫЙ ЗАПАС РЕАКТИВНОСТИ КАК ФУНКЦИЯ УРОВНЯ МОЩНОСТИ РЕАКТОРА

Уровень мощности реактора, % ном.	Необходимый оперативный запас стержней РР, шт.
80-100	50
50-80	45
< 50	30

“6.6.4. Минимальный запас реактивности в процессе подъема мощности после кратковременной остановки должен составлять не менее 15 стержней.

Если при извлечении стержней РР во время выхода реактора в критическое состояние запас реактивности уменьшится до 15 стержней и *будет продолжать падать*, сбросить до нижних концевиков все стержни ...”

Приведенные выдержки из ТР позволяют сделать выводы о том, что:

— во-первых, ТР однозначно трактует ОЗР как средство управления полем энерговыделения;

— во-вторых, некорректная запись о возможности снижения ОЗР ниже 15 стержней РР говорит о том, что ОЗР не трактовался как предел безопасной эксплуатации, нарушения которого могло привести к аварии.

Примечание: Столь же противоречивы указания относительно ОЗР и в проектных материалах, так, например, в [44] записано, что “на номинальном уровне мощности в стационарном режиме величина оперативного запаса реактивности должна составлять не менее 26 и не более 35 стержней РР. По разрешению Главного инженера станции (ГИС) допускается работа при запасах менее минимального запаса реактивности, но не более трех суток. При запасах реактивности менее 10 стержней работа блока не допускается”.

Таким образом, ОЗР в регламенте не трактуется как показатель способности аварийной защиты к выполнению своих функций. Это и естественно, поскольку подобная трактовка воспринималась бы как *неправомерное перенесение разработчиками проекта функций защиты реактора с технических средств на персонал*, на его способность работать в режиме бортового компьютера (см. примечание к Разделу I-4.7.1 доклада). Проектом ОЗР также не рассматривался как предельный параметр, по которому необходимо вводить защиту (см. разделы I-3.3 и I-3.7 доклада).

Однако, по мнению Комиссии, главное заключается в том, что *осознав всю опасность снижения ОЗР именно с точки зрения способности АЗ к выполнению своих функций, разработчики надлежащим образом не проинформировали об этом эксплуатационный персонал, который, осознав проблему, мог бы и не принять на себя отведенную ему разработчиками функцию по защите реактора от разгона*.

В самом деле, в 1984 г., когда экспериментально проявился не предсказанный на стадиях проектирования эффект выбега положительной реактивности, обусловленный конструкцией стержней СУЗ, организация Главного конструктора уведомила другие организации и все АЭС с реакторами РБМК о том, что она намеревается ввести ограничение на полное извлечение из активной зоны стержней СУЗ общим количеством 150 штук, причем каждый оставшийся должен быть погружен в активную зону не менее чем на 0,5 м [22].

С позиции существующих в настоящее время знаний, полученных из послеаварийных исследований, можно понять смысл предполагавшегося ограничения следующим образом.

Поскольку высотное поле энерговыделений в РБМК может иметь специфическую неустойчивость, определяемую наличием седловины в средних сечениях активной зоны (двугорбое поле), при которой ввод

стержня РР вносит положительную реактивность в нижнюю часть реактора и отрицательную — в верхнюю (эффект “коромысла”), то можно снизить суммарную величину вводимой положительной реактивности, если исключить формирование столбов воды сверх какого-то допустимого значения. Это достигается, если запретить извлечение полностью соответствующего количества стержней. При этом уменьшается эффект реактивностного “запала” в виде вытеснителя стержня РР, замещающего водяной столб в нижней части активной зоны, а поглощающая часть соответствующего стержня уже располагается в нейтронном потоке, в то время как основная часть стержней СУЗ возымает такое же влияние на реактивность реактора лишь спустя более секунды после команды АЗ-5.

Примечание: Ввиду сильной зависимости способности реактора к разгону от количества поглотителей стержней РР и столбов воды под их вытеснителями, находящихся в активной зоне, представляется проблематичным суммирование длин частично погруженных в активную зону стержней РР для вычисления эффективного ОЗР (по крайней мере для конструкции стержней СУЗ, имевшейся к моменту аварии).

Однако, несмотря на очевидную важность именно для эффективности аварийной защиты параметра ОЗР, соответствующих изменений в ТР до 1986 г. внесено не было и персоналу АЭС с РБМК соответствующих разъяснений не дано. В любой ситуации “...персонал был вправе надеяться, что при любом режиме работы реактора аварийная защита сработает и эффективно прекратит цепную реакцию, предотвратит разгон реактора” [45]. Но это было не так и *до самой аварии персонал энергоблоков с реакторами РБМК оставался в неведении о том, что величина ОЗР (для конструкции стержней СУЗ, имевшейся до аварии) не только и не столько определяет возможность регулирования поля энерговыделения реактора, но, в первую очередь, определяет способность аварийной защиты реактора к выполнению своих функций.*

После реконструкции стержней СУЗ (исключены столбы под вытеснителями) Главный конструктор, спустя четыре года после аварии, получил право заявить, что “применительно к реактору РБМК этот вопрос (об оперативном запасе реактивности) тщательно изучался, и было определено, что для оптимального управления полем энерговыделения необходимо иметь запас реактивности в 26–30 ст. РР” [36]. Теперь это действительно так, однако Комиссия обращает внимание на то, что установленные в настоящее время регламентные величины ОЗР (43–48 стержней РР для стационарного режима и 30 стержней РР — предел, после которого реактор должен быть остановлен) значительно отличаются от установленных до аварии.

Примечание: Очевидно, что на АЭС с РБМК многие функции аварийной защиты (в том числе при достижении предельного значения ОЗР) были переложены на персонал в глубокой уверенности, что персонал абсолютно надежный элемент в сложной и разветвленной системе обеспечения безопасности реактора. Ошибочность такой концепции через четыре с половиной года после аварии признается представителями научного руководителя: “Многолетний опыт безаварийной эксплуатации военных реакторов в СССР породил глубоко укоренившуюся философию: достаточно написать правильную инструкцию по управлению реактором — и безопасность обеспечена. Ведь само собой разумеется, что инструкцию обязательно выполняют. Оказалось, что далеко не разумеется. И первый важнейший урок Чернобыля: безопасность АЭС не может основываться на инструкциях. Если при заданных отклонениях какого-то параметра реактор необходимо заглушить, это происходит автоматически, без вмешательства оператора. Более того, нужно предпринять меры, чтобы такая автоматическая защита не могла быть произвольно отключена” [14].

К этому правильному, но запоздалому высказыванию следует добавить, что существовавшие в 1986 г. инструкции по эксплуатации РБМК сложно признать правильными.

I-4.9. Причины аварии

Исходным событием аварии было нажатие старшим инженером управления реактором кнопки сброса стержней аварийной защиты (кнопка АЗ-5) с целью заглушения реактора по причине, которая достоверно не установлена.

Причиной аварии является неуправляемый рост мощности реактора, который на начальной стадии возник из-за увеличения реактивности, внесенной вытеснителями стержней СУЗ [17, 28, 35].

Увеличение реактивности не было подавлено поглотителями СУЗ не только из-за малой скорости их перемещения, но и вследствие того, что оперативный персонал перед началом испытаний извлек из реактора больше поглощающих стержней ручного регулирования (РР), чем допустимо, создав тем самым условия для многократного увеличения интенсивности первоначального разгона реактора, предопределенного конструкцией стержней СУЗ.

Возникшее первоначальное увеличение реактивности обусловило значительный рост мощности, поскольку реактор обладал сильной положительной связью между реактивностью и парообразованием в активной

зоне, чему в немалой степени способствовала низкая исходная мощность реактора, теплогидравлические характеристики, способствовавшие максимальному проявлению парового эффекта реактивности, и значительные неравномерности энерговыделений по объему активной зоны.

Примечание:

Оценка причин аварии давалась во многих документах, при этом отмечалось, что они носят комплексный характер. В частности, достаточно компактно взгляд на причины аварии изложен в работе [46]:

“При анализе чернобыльской аварии выяснилось: большой эффект вытеснителей; большой паровой эффект реактивности; образование чрезмерно большой объемной неравномерности энерговыделения в активной зоне в процессе аварии. Последнее обстоятельство одно из наиболее важных и обусловлено большими размерами активной зоны (7 м × 12 м), малой скоростью перемещения неоднородных (имеющих поглотители, вытеснители и водяные столбы) стержней 0,4 м/с и большим паровым эффектом реактивности $\sim 5\beta_{\text{эфф}}$. Все это и предопределило размеры чернобыльской катастрофы.

Таким образом, масштаб аварии на ЧАЭС обусловлен не действиями обслуживающего персонала, а непониманием прежде всего со стороны научного руководства влияния паросодержания на реактивность активной зоны РБМК, что привело к неправильному анализу надежности эксплуатации; к игнорированию неоднократных проявлений большой величины парового эффекта реактивности при эксплуатации; к ложной уверенности в достаточной эффективности СУЗ, которая на самом деле не могла справиться как с происшедшей аварией, так и со многими другими, в частности, с проектными авариями, и, естественно, к составлению неверного регламента эксплуатации.

Подобное научно-техническое руководство объясняется, кроме всего прочего:

- чрезвычайно низким уровнем научно-технических разработок по обоснованию нейтронно-физических процессов, происходящих в активной зоне АЭС с РБМК;
- игнорированием расхождения результатов, получающихся по различным методикам;
- отсутствием экспериментальных исследований в условиях, наиболее приближенных к естественным;
- отсутствием анализа специальной литературы; и

— в конечном итоге, передачей Главному конструктору неверных методик расчета нейтронно-физических процессов и своих функций — обоснование процессов, протекающих в активной зоне, и обоснование безопасности АЭС с РБМК.

Важным обстоятельством является и то, что Минэнерго длительное время пассивно эксплуатировало АЭС с РБМК с нейтронно-физической нестабильностью в активной зоне, не придавало должного значения неоднократным выпаданиям сигналов АЗМ и АЗС при срабатывании АЗ, не требовало тщательного разбора аварийных ситуаций.

... Необходимо констатировать, что авария, подобная Чернобыльской, была неизбежной”.

1-5. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Чернобыльская авария была рассмотрена и проанализирована Международной консультативной группой по ядерной безопасности (INSAG) при Генеральном директоре МАГАТЭ [47]. Не вдаваясь в содержание этого доклада, Комиссия отмечает, что, анализируя коренные причины чернобыльской аварии, INSAG приходит к выводу о необходимости формирования и поддержки “культуры безопасности” как важнейшего условия безопасности АЭС.

Выражение “культура безопасности” относится к очень общему понятию приверженности и личной ответственности всех лиц, занимающихся любой деятельностью, которая влияет на безопасность АЭС. Реализация культуры безопасности в числе прочего предполагает, что при подготовке и обучении персонала прежде всего подчеркивается причина установления принятой практики обеспечения безопасности, а также последствия для безопасности, к которым ведут недостатки в выполнении персональных обязанностей. Особо подчеркивается причина установления пределов безопасности и последствия их нарушений для безопасности. Культура безопасности предполагает всеобщую психологическую настроенность на безопасность, которая в первую очередь определяется деятельностью руководителей организаций, участвующих в создании и эксплуатации АЭС [48].

В работах INSAG содержание концепции “культура безопасности” было выведено за рамки чисто эксплуатационной деятельности и охватило все виды деятельности, на всех стадиях жизненного цикла АЭС, которые могут оказать влияние на безопасную эксплуатацию АЭС. Оно даже охватило высшие сферы управления, в том числе законодательную и правительственную, которые согласно концепции должны формировать

национальный климат, при котором безопасность является делом ежедневного внимания. Оценка с позиций указанной концепции событий чернобыльской аварии показывает, что недостаточность культуры безопасности характерна не только для стадии эксплуатации, но в не меньшей степени и для участников других стадий создания и эксплуатации АЭС (конструкторы, проектанты, строители, изготовители оборудования, министерские управляющие, контролирующие структуры и т. д.).

Комиссия, с учетом изложенных в докладе фактов и преамбулы данного раздела, пришла к следующим выводам.

I-5.1. Недостатки конструкции реактора РБМК-1000, эксплуатировавшегося на 4 блоке Чернобыльской АЭС, предопределили тяжелые последствия чернобыльской аварии

Причиной чернобыльской катастрофы являются выбор разработчиками реактора РБМК-1000 концепции, в которой, как оказалось, не были достаточно учтены вопросы безопасности, в результате чего получены физические и теплогидравлические характеристики активной зоны реактора, противоречащие принципам создания динамически устойчивых безопасных систем. В соответствии с избранной концепцией была спроектирована не отвечающая целям безопасности система управления и защиты реактора. Неудовлетворительные с точки зрения безопасности физические и теплогидравлические характеристики активной зоны реактора были усугублены ошибками, допущенными при конструировании СУЗ.

В проектной, конструкторской и, соответственно, эксплуатационной документации не было указано на возможные последствия эксплуатации реактора с имевшимися опасными характеристиками. Разработчиками проекта на самом высоком уровне постоянно утверждалось, что реактор РБМК — самый безопасный, чем притуплялось требуемое концепцией культуры безопасности чувство “опасности” у персонала по отношению к объекту управления, т. е. к реакторной установке.

Разработчики реактора знали о таком опасном свойстве созданного ими реактора, как возможность ядерной неустойчивости, но количественно не смогли оценить возможные последствия ее проявления и оградили себя регламентными ограничениями, которые, как показала практика, оказались весьма слабой защитой. Такой подход не имеет ничего общего с культурой безопасности.

Следует отметить еще одно обстоятельство. Упомянутая весьма слабая защита против очень опасных последствий неустойчивого реактора не соответствует концепции глубоко эшелонированной защиты, на основе которой развивалась атомная энергетика во всем мире.

Реактор РБМК-1000 с его проектными характеристиками и конструктивными особенностями по состоянию на 26 апреля 1986 г. обладал столь серьезными несоответствиями требованиям норм и правил по безопасности, что эксплуатация его стала возможной лишь в условиях недостаточного уровня культуры безопасности в стране.

I-5.2. Практика переложения на человека-оператора функции аварийной защиты из-за отсутствия соответствующих технических средств опровергнута самой аварией. Совокупность проектных недостатков техники и не гарантированной надежности человека-оператора привела к катастрофе

Персоналом действительно были допущены нарушения ТР, и Комиссия отмечает их в докладе. Часть этих нарушений не оказала влияния на возникновение и развитие аварии, а часть позволила создать условия для реализации негативных проектных характеристик РБМК-1000. Допущенные нарушения во многом определяются неудовлетворительным качеством эксплуатационной документации и ее противоречивостью, обусловленной неудовлетворительным качеством проекта РБМК-1000.

Персонал не знал о некоторых опасных свойствах реактора и, следовательно, не осознавал последствий допускаемых нарушений. Но это как раз и свидетельствует о недостатке культуры безопасности не столько у эксплуатационного персонала, сколько у разработчика реактора и эксплуатирующей организации. Можно обратить внимание на иной подход к анализу причин аварии и роли персонала в ее возникновении и развитии. После тяжелой аварии на АЭС Три Майл Айленд (США) разработчики менее всего старались обвинить оперативный персонал потому, что “они (инженеры) могут анализировать первую минуту инцидента несколько часов или даже недель для того, чтобы понять случившееся или спрогнозировать развитие процесса при изменении параметров”, тогда как оператор должен “описать сотни мыслей, решений и действий, предпринимаемых в течение переходного процесса”. [49] Американские специалисты поняли, что “*некоторых переходных процессов можно избежать при наличии хорошего проекта. Если можно представить себе переходный процесс, то все можно учесть в проекте, чтобы управлять переходным процессом*” [49]. Эдвард Р. Фредерик, американский оператор, принявший ночью 28 апреля 1979 г. ошибочные решения, но не преследовавшийся за них, пишет: “Как бы я желал вернуться и изменить эти решения. Но это не может быть переделано и не должно случиться снова. *Оператор никогда не должен оказаться в ситуации, которую инженеры предварительно не проанализировали. Инженеры никогда не должны анализировать ситуацию без учета реакции оператора на нее*” [49].

Можно констатировать, что неоднозначность проблемы человека-оператора и причин его ошибок начинает находить понимание и в среде советских специалистов: “отдельно приходится говорить о том, что в среде создателей нашей техники, как, пожалуй, вообще в технической среде, еще низка, к сожалению, культура человековедения. Технократический ум с большим трудом воспринимает тот факт, что психология действий оператора отлична от психологии действий исследователя, изготовителя техники, наладчика, ремонтника. Отсюда, и это, конечно, характерно не только для атомной энергетики, непонимание природы ошибок оператора” [50].

Приоритет экономических факторов и производства электроэнергии на практике являлся и до сих пор является определяющим принципом деятельности атомной энергетики. Исходя именно из этого принципа, сформулирована действующая до сих пор на большинстве АЭС такая система стимулов и наказаний эксплуатационного персонала, которая при возникновении противоречий между экономикой (планом) и безопасностью побуждает эксплуатационный персонал решать его не в пользу последней. Это так же сыграло свою роль 26 апреля 1986 г. на Чернобыльской АЭС, когда возникшие затруднения в исполнении программы испытаний и отдельные нарушения технологического регламента были преодолены многолетней привычкой к безусловному достижению поставленной цели.

I-5.3. Существовавшая до аварии и существующая в настоящее время система правовых, экономических и общественно-политических взаимоотношений в области атомной энергии законодательно не урегулирована, не отвечала и не отвечает требованиям обеспечения безопасности при использовании атомной энергии в СССР

Настоящий вывод вытекает, в частности, из-за того, что в отсутствие закона об использовании атомной энергии полную ответственность за безопасность эксплуатируемых станций практически никто не несет. Все участники создания и эксплуатации АЭС несут ответственность только за те части работы, которые они непосредственно выполняют. В соответствии с международными нормами и практикой такая общая ответственность возлагается на эксплуатирующие организации. В нашей стране до настоящего времени таких организаций нет. Выполнение их функций в части принятия наиболее важных, общих для АЭС в целом решений, обычно возлагалась и возлагается на соответствующие министерства, являющиеся органами государственного управления. Тем самым право принимать решение оторвано от ответственности за него. Более того, ввиду неоднократных преобразований органов государственного управле-

ния исчезли даже те структуры, которые принимали ответственные решения. Таким образом, опасные объекты есть, а несущих за них ответственность нет.

В соответствии с общепризнанной мировой практикой, изложенной в рекомендациях МАГАТЭ [51] и официально признанной СССР [52], конечную ответственность перед населением и страной в целом за безопасную эксплуатацию АЭС всегда несет эксплуатирующая организация. Однако ответственность не может реализовываться без необходимых для нее прав. Между тем, существовавшая и существующая до сих пор система не дает никаких прав ни самим АЭС, ни даже вышестоящей для них организации, которые совместно выполняют функции эксплуатирующей организации.

По существующим нормам и правилам эти организации не имеют права принимать никаких ответственных решений (а после черновыльской аварии и не очень ответственных, практически — никаких) без Главного конструктора, Научного руководителя, Генерального проектировщика и надзорного органа. При этом все эти организации, диктующие владельцам принятие решений и не оставляющие для них никакого выбора, кроме прекращения эксплуатации АЭС в случае несогласия, сами не несут никакой ответственности (за исключением надзорного органа, что тоже не верно) за принимаемые решения.

В докладе указано на множество отступлений проекта и конструкций 4 блока Чернобыльской АЭС от действовавших в период сооружения и создания АЭС норм и правил по безопасности, тем не менее, этот проект был согласован и утвержден к строительству всеми ведомствами и надзорными органами. Это говорит о фактическом отсутствии в стране хорошо организованной, обладающей соответствующими ресурсами, правами и ответственной за свои заключения экспертизы.

Государственный надзорный орган по вопросам безопасности АЭС был образован всего за 3 года до чернобыльской аварии, и вопреки концепции “культуры безопасности” его нельзя было считать независимым, поскольку он входил в те же государственные структуры, на которые была возложена ответственность за сооружение АЭС и производство на них электроэнергии. За прошедший после аварии период осуществлен ряд конструктивных перемен в системе надзора за безопасным использованием атомной энергии. Однако, в отсутствие законодательной базы, экономических методов регулирования, человеческих и финансовых ресурсов у регулирующего органа и в связи со сложностью создания в стране института независимой экспертизы, существовала и существует многосвязная система пооперационного контроля и мелочной опеки АЭС, но не полнокровная система регулирования безопасного использования атомной энергии в интересах всего населения страны.

Наиболее важным уроком чернобыльской аварии является не только необходимость улучшения отдельных характеристик реакторов РБМК и условий их эксплуатации, хотя это и важно само по себе, но и необходимость внедрения во все аспекты использования атомной энергии в СССР требований концепции “культура безопасности”.

I-5.4. Исследования причин и обстоятельств аварии на 4 блоке Чернобыльской АЭС нельзя считать завершенными, и они должны быть продолжены с целью установления истины и извлечения необходимых уроков для будущего

За время, прошедшее после 26 апреля 1986 г., проведены значительные работы по анализу причин и обстоятельств аварии, однако их нельзя считать завершенными. Необходимо выполнить большие объемы расчетных и, возможно, экспериментальных работ с той целью, “чтобы ни одно связанное с безопасностью событие не осталось незамеченным и были внесены нужные исправления для предотвращения повторения связанных с безопасностью аномальных событий, где бы то ни было, независимо от того, где они произошли впервые” [48].

ЛИТЕРАТУРА К ПРИЛОЖЕНИЮ I

- [1] ГОСУДАРСТВЕННЫЙ КОМИТЕТ ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ СССР, Авария на ЧАЭС и ее последствия — информация, подготовленная для совещания экспертов МАГАТЭ, Вена, 25–29 августа 1986 г., части 1 и 2 (1986).
- [2] АСМОЛОВ, В.Г. и др., “Авария на ЧАЭС: год спустя”, IAEA-48163, Вена (1987).
- [3] ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ИМ. И.В. КУРЧАТОВА, Исследование причин аварии на ЧАЭС, Отчет ИАЭ им. И.В. Курчатова, инв. № 34/716186 дсп от 30.10.86.
- [4] АБРАМОВА В.Н., БЕЛЕХОВ В.В., БЕЛЬСКАЯ Е.Г. и др., Социально-психологические исследования на ЧАЭС в период с мая 1986 по 1987 г., Научный отчет ОНИЛ “Прогноз”, 2, Обнинск, ИАТЭ (1987).
- [5] АБРАМОВА В.Н., Авария на Чернобыльской АЭС: психологические уроки, Энергия: Экономика, техника, экология, 3 (1988).
- [6] АБРАМОВА В.Н., Психологическое обеспечение кадровой службы атомной энергетики (Докторская диссертация), Обнинск (1990).
- [7] ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ИМ. И.В. КУРЧАТОВА, Расчетно-пояснительная записка к техническому проекту РБМК, ИАЭ им. И.В. Курчатова, инв. № 35–877 (1966).
- [8] Правила ядерной безопасности атомных электростанций: ПБЯ-04-74, Атомиздат, Москва (1976).
- [9] Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве, эксплуатации (ОПБ-73), Атомиздат, Москва (1974).
- [10] ГИДРОПРОЕКТ, Курская, Чернобыльская АЭС, 2 очередь, Технический проект, инв. № 174 (1974).
- [11] ГИДРОПРОЕКТ, Техническое обоснование безопасности, Смоленская АЭС 1 очередь; Курская АЭС — 2 очередь; Чернобыльская АЭС — 2 очередь, инв. № 176 (1976).
- [12] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, Техническое обоснование безопасности реакторной установки РБМК-4, инв. № Е4.306–387 и инв. № Е4.306–440 (1973).
- [13] ГЛАВАТОМЭНЕРГО, Техническое решение Главатомэнерго и организации п/я В-2250 по системе обеспечения безопасности АЭС с реакторами РБМК-1000, проектируемых Минэнерго СССР, от 19 июля 1974 года.
- [14] КАЛУГИН А.К., Сегодняшнее понимание аварии, Природа 11 (1990) 70–77.
- [15] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, Материалы по изменениям на 1 блоке ЛАЭС до КПр 1976 г. и после него, исх. 120–1244, Москва (1977).
- [16] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, Исследования эффектов реактивности в переходных процессах реакторов РБМК на ЧАЭС, инв. № 53–44, Москва (1980).
- [17] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, Обоженный анализ аварии на 4 блоке ЧАЭС, 13.168 От, Москва (1990).

- [18] Сводные мероприятия по повышению надежности и безопасности действующих и сооружаемых станций с реакторами РБМК, от 19.12.86.
- [19] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, Технический проект системы управления и защиты реактора РБМК, инв. № 11526, (8.146–9144), Москва.
- [20] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, Анализ развития аварии на ЧАЭС, инв. № П-34962 (1986).
- [21] ВСЕСОЮЗНЫЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ, Анализ причин аварии на Чернобыльской АЭС путем математического моделирования физических процессов, Отчет, инв. № 864, Москва (1987).
- [22] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, Письмо, исх. № 050–01/1–120 от 02.02.84.
- [23] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, Физический пуск реактора РБМК-1500 первого блока Игналинской АЭС, Отчет 12.346 От (1987).
- [24] ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ИМ. И.В. КУРЧАТОВА, Письмо, исх. № 33–08/67 дсп (1983).
- [25] Сводные мероприятия по повышению надежности и безопасности действующих и сооружаемых атомных станций с реакторами РБМК, СМ-88-РБМК.
- [26] План реализации мероприятий по повышению безопасности АЭС с реакторами РБМК (1986).
- [27] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, О режиме выбега, письмо, исх. № 040–9253 от 24.11.76.
- [28] ВСЕСОЮЗНЫЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ/ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ИМЕНИ И.В. КУРЧАТОВА, Разработка полномасштабных математических моделей динамики АЭС с РБМК-1000 и анализ на их основе начальной стадии аварии на Чернобыльской АЭС, Отчет, инв. № 07–282 1/89, Москва (1989).
- [29] ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ИМ. И.В. КУРЧАТОВА, Трехмерная нейтронно-теплогидравлическая модель и программа для исследования быстрых нестационарных процессов в РБМК, инв. № 33/1–282–88, Москва (1988).
- [30] Акт расследования причин аварии на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС, произошедшей 26.04.86, ЧАЭС, уч. № 79 пу. от 05.05.86.
- [31] ОПЫТНОЕ КОНСТРУКТОРСКОЕ БЮРО МАШИНОСТРОЕНИЯ/ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ИМ. И.В. КУРЧАТОВА, Анализ режима работы ГЦН в предварительный период и в первой фазе аварии на 4 блоке ЧАЭС, инв. № 333/1–360–89 Москва (1989).
- [32] МИНЭНЕРГО СССР/СОЮЗАТОМЭНЕРГО, К акту расследования причин аварии на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС, произошедшей 26 апреля 1986 года, инв. № 4/611, Москва (1986).

- [33] Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и ее последствиях, подготовленная для МАГАТЭ, Ат. Энерг., 61 5 (1986) 320.
- [34] "США: Моделирование аварии на ЧАЭС", Национальная лаборатория, штат Айдахо, Перевод предприятия п/я 7755, № 92 (1988).
- [35] Анализ разрушительных сил, приведших к аварии на ЧАЭС, Nucl. Eng. and Design, 106 2 (1988) 179-189.
- [36] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, О решении секции 2 НТС ГАЭН СССР, письмо, исх. № 040-04/2571 от 28.03.90.
- [37] КИЕВСКИЙ ИНСТИТУТ ЯДЕРНЫХ ИССЛЕДОВАНИЙ АН УССР, Моделирование на ЭВМ динамических процессов в эксплуатационных режимах АЭС, включая аварийные. Изменение реактивности при погружении СУЗ РБМК-1000 в активную зону, Киев (1986).
- [38] UNITED STATES NUCLEAR REGULATORY COMMISSION, Implication of the Accident at Chernobyl for Safety Regulation of Commercial Nuclear Power Plants in the United States, Rep. NUREG-1251, USNRC, Washington, DC (1987).
- [39] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ, Ввод в эксплуатацию реакторов РБМК-1000 I и II блоков ЧАЭС после длительной остановки и меры ядерной безопасности, программа 12.170П от 29.06.86, Москва.
- [40] ВСЕСОЮЗНОЕ ПРОИЗВОДСТВЕННОЕ ОБЪЕДИНЕНИЕ СОЮЗАТОМ-ЭНЕРГО, Технологический регламент по эксплуатации 3 и 4 энергоблоков Чернобыльской АЭС, Москва (1984).
- [41] Рабочая программа испытаний турбогенератора № 8 Чернобыльской АЭС в режимах совместного выбега с нагрузкой собственных нужд.
- [42] Регламент переключения ключей и накладок технологических защит и блокировок, ЧАЭС, инв. № 280/11.
- [43] НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ЭНЕРГОТЕХНИКИ/ГИДРОПРОЕКТ, Техническое решение по вопросу схем защит реактора от снижения уровня в сепараторах пара и от снижения расхода питательной воды, Москва (1983).
- [44] ГИДРОПРОЕКТ, Чернобыльская АЭС ТОб Ш очередь, Москва (1982). Согласован НИКИЭТ исх. № 040-06/3396 от 06.04.83, согласован ИАЭ им. И.В. Курчатова, исх. № 33-33/13 (1983).
- [45] ДУБОВСКИЙ Б.Г., О факторах неустойчивости ядерных реакторов на примере реактора РБМК, УДК 621.039.58, Обнинск (1989).
- [46] ВОЛКОВ В.П., Чернобыльская авария. Истоки и уроки. Научно-технический отчет о НИР, ИАЭ им. И.В. Курчатова, Москва (1987).
- [47] МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНСУЛЬТАТИВНАЯ ГРУППА ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ, Итоговый доклад совещания по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле, Серия изданий по безопасности № 75-INSAG-1, МАГАТЭ, Вена (1986).
- [48] МЕЖДУНАРОДНАЯ КОНСУЛЬТАТИВНАЯ ГРУППА ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ, Основные принципы безопасности атомных электростанций, Серия изданий по безопасности № 75 INSAG-3, МАГАТЭ, Вена (1988).

- [49] ФРЕДЕРИК Э.Р., Взгляд на проект, подготовку персонала, эксплуатацию как на критические звенья, IAEA-SA-296/91.
- [50] АБРАМОВА В., Взгляд психолога на Чернобыльскую аварию, Наука и жизнь 11 (1989).
- [51] МЕЖДУНАРОДНОЕ АГЕНТСТВО ПО АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ, Безопасность атомных электростанций — эксплуатация, ввод в эксплуатацию и снятие с эксплуатации, Свод положений, Серия изданий по безопасности № 50–С–О, МАГАТЭ, Вена (1979).
- [52] Итоговый документ Венской встречи представителей государств-участников совещания по безопасности и сотрудничеству в Европе, Политиздат, Москва (1989).

БИБЛИОГРАФИЯ К ПРИЛОЖЕНИЮ I

ADAMOV E.O., The Soviet RBMK: Where do we go from here?, Nucl. Eng. Int. 6 (1990) 33-36.

ГИДРОПРОЕКТ, Техническое обоснование безопасности 2 очереди КАЭС и ЧАЭС (дополнение), инв. № 253 ТП, Москва (1976).

ГИДРОПРОЕКТ, Техническое обоснование безопасности 2 очереди Курской и Чернобыльской АЭС, инв. № 180, 4Д-183, Москва (1974).

ГОСАТОМНАДЗОР СССР, Решение № 8 секции № 2 НТО от 15.05.88.

ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ИМ. И.В. КУРЧАТОВА, Дополнительные нейтронно-физические расчеты к техническому проекту РБМК, Предварительные результаты экспериментов на физстенде УГ (сб.01Р и сб.010Т).

ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ИМ. И.В. КУРЧАТОВА, Изменение мощности РБМК с разрывом труб контура циркуляции, № 31/1490 дсп, Москва (1977).

ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ИМ. И.В. КУРЧАТОВА, Типовой технологический регламент по эксплуатации блоков АЭС с реактором РБМК-1000, инв. № 33/262982 (1982).

ЛЕНИНГРАДСКАЯ АТОМНАЯ СТАНЦИЯ, Влияние перегрузки реактора 1 блока в КПр 1976 г. на величину парового коэффициента реактивности, инв. № НТБ 1092 дсп (1976).

ЛЕНИНГРАДСКАЯ АТОМНАЯ СТАНЦИЯ/НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭНЕРГОТЕХНИКЕ, Исследование эффектов реактивности реактора РБМК 3 блока, инв. № 51-281 (1979).

ЛЕНИНГРАДСКАЯ АТОМНАЯ СТАНЦИЯ, Оценка парового коэффициента реактивности по данным режима с отключением ГЦН на мощности 45% от номинальной, инв. № ПТО-667 (1974).

ЛЕНИНГРАДСКАЯ АТОМНАЯ СТАНЦИЯ, Физические характеристики реактора РБМК 2 блока в процессе эксплуатации, инв. № 504-ОТ/51-198 (1979).

НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭНЕРГОТЕХНИКЕ, Анализ результатов измерения парового коэффициента реактивности реакторов РБМК в ходе выполнения мероприятий по повышению безопасности, инв. № 120-398-2999 (1989).

НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭНЕРГОТЕХНИКЕ/ВСЕСОЮЗНЫЙ НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭКСПЛУАТАЦИИ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ, Исследования парового и мощностного эффектов реактивности реактора РБМК-1500 при энерговыработке 13 эфф. суток, инв. № 251-1-84 НТБ, Москва (1984).

НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭНЕРГОТЕХНИКЕ/ЛЕНИНГРАДСКАЯ АТОМНАЯ ЭЛЕКТРОСТАНЦИЯ, Исследование эффектов реактивности и переходных процессов в процессе энерговыпуска реактора РБМК, инв. № КТО 5521/42-565/ (1974).

НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭНЕРГОТЕХНИКЕ, Об уменьшении парового коэффициента реактивности, исх. № 050-571 от 12.01.76.

НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭНЕРГОТЕХНИКЕ/ИНСТИТУТ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ ИМ. И.В. КУРЧАТОВА, Отчет о переводе реакторов РБМК-1000 на топливо 2% обогащения, инв. № 050-001-098с (1977).

НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭНЕРГОТЕХНИКЕ, Техническое обоснование безопасности реакторной установки РБМК-4, сб.01 с дополнением к отчету, Отчет инв. № Е4.306-440 (1973).

НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭНЕРГОТЕХНИКЕ, Экспертное заключение по работе т. ЯДРИХИНСКОГО А.А. "Ядерная авария на 4-м блоке ЧАЭС и ядерная безопасность РБМК", исх. 050-02/1226 (1990).

НАУЧНО-ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ И КОНСТРУКТОРСКИЙ ИНСТИТУТ ПО ЭНЕРГОТЕХНИКЕ, Ядерная безопасность РБМК вторых очередей, нейтронно-физические расчеты, инв. № 050-0750933, Москва.

Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации (ОПБ-82), Энергоатомиздат, Москва (1984).

Решение о порядке перевода РБМК на обогащение 2%, инв. № 1597с, исх. № 16-1807.

Система физического контроля распределения энерговыделения, Технические условия ТУ 95.5098-78 РБМК-7, Сб. 170ТУ.

Технические условия на СУЗ РБМК-5, РБМК-9 ТУ95. 5115-82.

ЯДРИХИНСКИЙ А.А., Ядерная авария на 4-ом блоке Чернобыльской АЭС и ядерная безопасность реакторов РБМК (1989).

Приложение II

ДОКЛАД РАБОЧЕЙ ГРУППЫ ЭКСПЕРТОВ СССР

**Причины и обстоятельства аварии на 4 блоке
Чернобыльской АЭС и
меры по повышению безопасности АЭС с реакторами РБМК
(Москва, 1991 г.)**

Этот доклад подготовлен Рабочей группой в следующем составе:

Велихов Е.П.	Директор ИАЭ им. И.В. Курчатова
Абагян А.А.	Генеральный директор НПО “Энергия”
Адамов Е.О.	Директор НИКИЭТ
Большов Л.А.	Директор ИБРАЭ
Чукардин Э.И.	Главный специалист ГКНТ
Петров В.А.	Директор НТЦ ГПАН

Доклад одобрен Комиссией в составе: Абагян А.А., Воронин Л.М., Филимонцев Ю.Н., Крошилилин А.Е., Кисил И.М. (ВНИИАЭС), Пономарев-Степной Н.Н., Бурлаков Е.В., Калугин А.К., Краюшкин А.В., Малкин С.Д., Асмолов В.Г. (ИАЭ), Черкашов Ю.М., Никитин Ю.М., Петров А.А., Новосельский О.М., Василевский В.П., Подлазов Л.Н., Борщев В.П. (НИКИЭТ), Большов Л.А., Афанасьев А.М. (ИБРАЭ), Чукардин Э.И. (ГКНТ), Петров В.А., Петрунин Д.М. (ГПАН).

II-1. КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ И ОСОБЕННОСТИ РЕАКТОРНОЙ УСТАНОВКИ РБМК-1000 4 БЛОКА ЧАЭС

Реакторы канального типа эксплуатируются в стране более 580 реакторо-лет. Подобного рода реакторные установки были применены на первой в мире АЭС в Обнинске, на 1 и 2 блоках Белоярской АЭС, на Билибинской АЭС, на Сибирской АЭС и, наконец, на большой группе АЭС с реакторами РБМК-1000 и РБМК-1500. Таков путь развития канальных уран-графитовых реакторов.

Ядерный энергетический реактор, установленный на 4 блоке Чернобыльской АЭС, является гетерогенным канальным реактором на тепловых нейтронах, в котором в качестве замедлителя используется графит, а в качестве теплоносителя — кипящая легкая вода. 1660 топливных каналов размещаются в вертикальных отверстиях графитовых колонн и представляют собой трубу диаметром 80 мм из циркониевого сплава. Внутри канала установлена тепловыделяющая кассета, имеющая в сечении 18 стерженьковых ТВЭЛов диаметром 13,6 мм в оболочке из циркониевого сплава. Тепловая схема является типичной для одноконтурных энергетических установок с кипящим реактором (рис. II-1). Контур многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) состоит из двух параллельных петель, в каждой из которых осуществляется охлаждение половины топливных каналов реактора. Циркуляция теплоносителя осуществляется с помощью главных циркуляционных насосов (ГЦН). Подвод недогретой воды и отвод пароводяной смеси от каждого канала осуществляется по индивидуальным трубопроводам. В корпусных сепараторах горизонтального типа при давлении около 7 МПа происходит разделение пара и воды. Насыщенный пар направляется в две турбины, а его конденсат возвращается после подогрева и деаэрации в сепараторы, откуда, смешиваясь с отсепарированной насыщенной водой, подается ГЦН на вход в реактор.

Система управления и защиты (СУЗ) реактора основана на перемещении 211 твердых стержней-поглотителей в специально выделенных каналах, охлаждаемых водой автономного контура. Система в регламентных режимах и в условиях проектных аварий обеспечивает: автоматическое поддержание заданного уровня мощности; быстрое снижение мощности стержнями автоматических регуляторов (АР) и ручных регуляторов (РР) по сигналам отказа основного оборудования; аварийное прекращение цепной реакции стержнями аварийной защиты (АЗ) по импульсам опасных отклонений параметров блока или отказов оборудования; компенсацию изменений реактивности при разогреве и выходе на мощность; регулирование энерговыделения по активной зоне.

Независимые регуляторы при срабатывании АЗ вводятся в активную зону со скоростью 0,4 м/с.

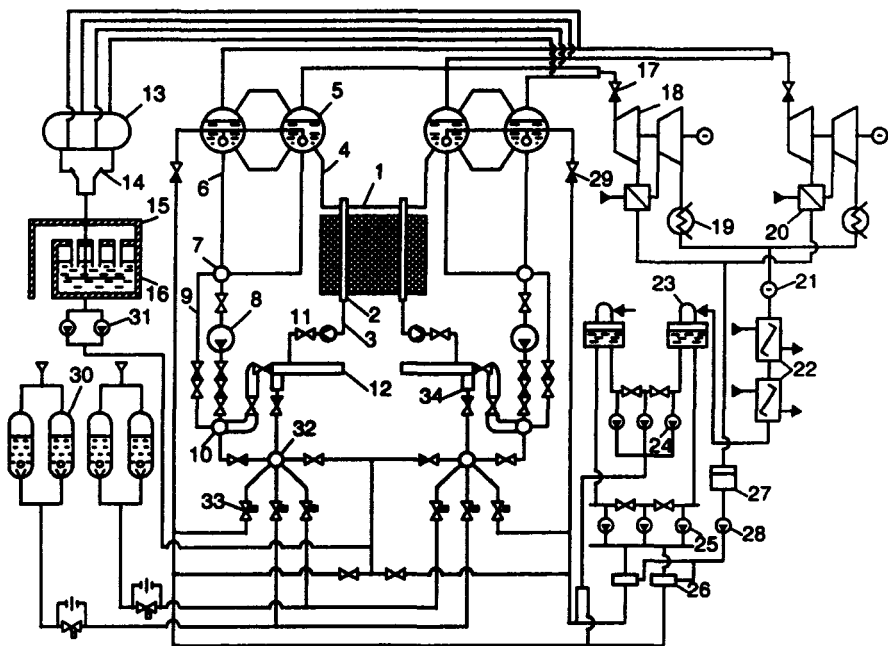


РИС. II-1. Принципиальная технологическая схема АЭС с реактором РБМК: 1 — реактор; 2 — топливный канал; 3 — труба ВК; 4 — труба ПВ; 5 — сепаратор; 6 — опускная труба; 7 — всасывающий коллектор; 8 — ГЦН; 9 — байпас; 10 — напорный коллектор; 11 — ЗРК; 12 — РГК; 13 — паровой коллектор; 14 — паросбросный клапан; 15 — система локализации; 16 — запас воды САОР; 17 — регулятор давления; 18 — турбогенератор; 19 — конденсатор; 20 — сепаратор-пароперегреватель (СПП); 21 — конденсатный насос; 22 — подогреватель; 23 — деаэратор; 24 — АПЭН; 25 — ПЭН; 26 — смешивающий подогреватель; 27 — конденсато-сборник; 28 — конденсатный насос СПП; 29 — регулятор уровня; 30 — гидроаккумулирующий узел САОР; 31 — насос САОР; 32 — коллектор САОР; 33 — быстродействующий клапан САОР; 34 — ограничитель течи.

СУЗ включает подсистемы локального автоматического регулирования (ЛАР) и локальной аварийной защиты (ЛАЗ). Обе работают по сигналам внутрореакторных ионизационных камер. ЛАР автоматически стабилизирует основные гармоники радиально-азимутального распределения энерговыделения, а ЛАЗ обеспечивает АЗ реактора от превышения заданной мощности ТВС в отдельных его зонах. Для регулирования высотных полей предусмотрены укороченные стержни-поглотители, вводимые в зону снизу (24 шт.).

В РБМК-1000 предусмотрены также следующие системы контроля и управления:

- физического контроля поля энерговыделения по радиусу (свыше 100 каналов) и по высоте (12 каналов) при помощи датчиков прямой зарядки;
- пускового контроля (реактиметры, пусковые выемные камеры);
- контроля расхода воды по каждому каналу шариковыми расходомерами;
- контроля герметичности оболочек твэлов по короткоживущей активности летучих продуктов деления в пароводяных коммуникациях на выходе из каждого канала; активность детектируется последовательно в каждом канале в соответствующих оптимальных энергетических диапазонах (окнах) сцинтилляционным датчиком с фотоумножителем, перемещаемым специальной тележкой от одной коммуникации к другой;
- контроля целостности труб каналов по влажности и температуре газа, омывающего каналы.

Все данные поступают в ЭВМ. Информация выдается оператором в виде сигналов отклонений, показаний (по вызову) и данных регистраторов.

Энергоблоки РБМК-1000 работают в базовом режиме (при постоянной мощности).

Основные проектные характеристики реактора 4 блока ЧАЭС представлены в табл. П-1.

Важной физической характеристикой с точки зрения управления и безопасности реактора является величина, называемая оперативным запасом реактивности (ОЗР), т. е. определенное число погруженных в активную зону стержней СУЗ в пересчете на полностью погруженные стержни СУЗ с учетом высотного нейтронного поля.

Согласно “Технологическому регламенту при эксплуатации 3 и 4 энергоблоков ЧАЭС с реакторами РБМК-1000” 1Э-С-11 (стр. 34 и 46) на номинальной мощности в стационарном режиме величина ОЗР должна составлять 26–30 стержней.

Работа реактора при запасе менее 26 стержней допускается с разрешения Главного инженера станции.

При снижении оперативного запаса реактивности до 15 стержней реактор должен быть немедленно заглушен.

Подъем мощности после кратковременной остановки без прохождения “йодной” ямы при мощности перед остановкой ниже 50% от номинальной разрешается, если ОЗР до остановки был не менее 30 стержней.

ТАБЛИЦА П-1. ОСНОВНЫЕ ПРОЕКТНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ
РЕАКТОРА 4 БЛОКА ЧАЭС

Тепловая мощность, МВт	3200
Обогащение топлива, %	2,0
Масса урана в ТВС, кг	114,7
Число/диаметр твэлов в ТВС, мм	18/13,6
Глубина выгорания топлива, МВт·сут/кг	20
Коэффициент неравномерности энерговыделения:	
по радиусу	1,48
по высоте	1,4
Максимальная расчетная мощность канала, кВт	3000
Паровой коэффициент реактивности α_p в рабочей точке, % ⁻¹ объема пара	$+2,0 \times 10^{-4}$
Быстрый мощностной коэффициент реактивности α_w в рабочей точке, МВт ⁻¹	$-0,5 \times 10^{-6}$
Температурный коэффициент топлива α_T , °C ⁻¹	$-1,2 \times 10^{-5}$
Температурный коэффициент графита α_C , °C ⁻¹	6×10^{-5}
Минимальная эффективность стержней СУЗ, %	10,5
Эффективность стержней РР, %	7,5
Эффект замены (в среднем) выгоревшей ТВС на свежую, %	0,02

Минимальный запас реактивности в процессе подъема мощности после кратковременной остановки должен составлять не менее 15 стержней.

Если при извлечении стержней СУЗ во время выхода реактора в критическое состояние запас реактивности уменьшится до 15 стержней и будет продолжать падать — сбросить до нижних концевиков все стержни АР, РР, ПК-АЗ, стержни УСП ввести в зону их наибольшей эффективности. По кривым разотравления определить время простоя.

Зависимость эффективного коэффициента размножения от плотности теплоносителя в РБМК в большой степени определяется наличием в активной зоне разного рода поглотителей. При начальной загрузке активной зоны, в которую входит ~ 240 борсодержащих дополнительных поглотителей, обезвоживание ТК приводит к отрицательному эффекту реактивности. Увеличение паросодержания в режиме установившихся перегрузок на номинальной мощности при запасе реактивности 30 стержней приводит к росту положительной реактивности.

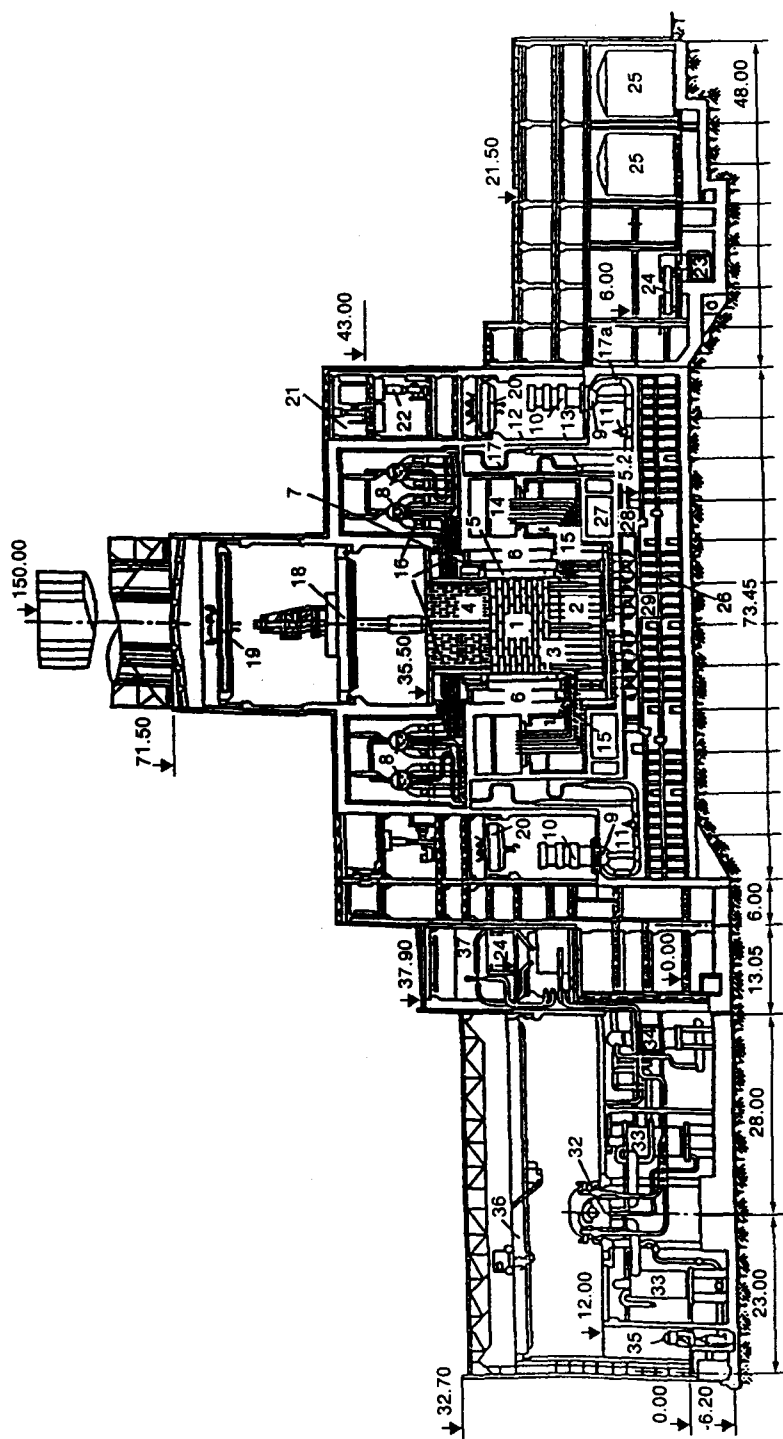


РИС. II-2. Разрез по главному корпусу АЭС с РБМК-1000, включая зону локализации. (Цифры соответствуют перечню основного оборудования главного корпуса АЭС в табл. II-1. Размеры даны в метрах).

ТАБЛИЦА II-П. ПЕРЕЧЕНЬ ОСНОВНОГО ОБОРУДОВАНИЯ
ГЛАВНОГО КОРПУСА АЭС (см. рис. II-2)

Номер позиции	Оборудование или изделие	Единица измерения	Масса (т)	Количество на блок
<i>Реакторное отделение</i>				
1	Графитовая кладка	Комплект	1850	1
2	Металлоконструкции схемы С	Комплект	126	1
3	Металлоконструкции схемы ОР	Комплект	280	1
4	Металлоконструкции схемы Е	Комплект	450	1
5	Металлоконструкции схемы КЖ	Комплект	79	1
6	Металлоконструкции схемы Л	Комплект	592	1
7	Металлоконструкции схемы Д	Комплект	236	1
8	Барaban-сепаратор	Штука	278	4
9	Главный циркуляционный насос ЦВН-8	Штука	67	8
10	Электродвигатель ГЦН	Штука	33	8
11	Главная запорная задвижка Ду 800	Штука	5,7	8
12	Всасывающий коллектор	Штука	41	2
13	Напорный коллектор	Штука	46,0	2
14	Раздаточный групповой коллектор	Штука	1,3	44
15	Нижние водяные коммуникации	Комплект	400	1
16	Пароводяные коммуникации	Комплект	450	1
17	Опускные трубопроводы Ду 300	Комплект	16	1
17а	Трубопроводы Ду 800 контура МНЦ	Комплект	350	1
18	Разгрузочно-погрузочная машина	Комплект	450	1
19	Мостовой кран центрального зала (Q = 50/10 тс)	Штука	121	1
20	Мостовой кран помещения ГЦН (Q = 50/10 тс)	Штука	176	2
21	Приточный вентилятор типа ВДН на отметке +43,0	Штука	3,5	30
22	Вытяжной вентилятор на отметке +35,0	Штука	3,5	50
23	Бак организованных протечек	Штука	1,4	2
24	Теплообменник организованных протечек	Штука	0,2	2
25	Баки плано-предупредительных ремонтных работ	Штука	25	4
26	Металлоконструкции и трубопроводы зоны локализации аварий	Комплект	270	1
27	Обратные клапаны помещения нижних водяных коммуникаций	Комплект	2,5	11
28	Перепускной клапан системы локализации аварий	Штука	2	8
29	Конденсаторы системы локализации аварий	Штука	3,7	36
30	Вагон-контейнер	Штука	146	1
31	Кран в помещении УПАК (Q = 30/3 тс)	Штука	45	1
	Трубопроводы из углеродистой стали	Комплект	1170	1
	Трубопроводы из нержавеющей стали	Комплект	760	1
<i>Машинный зал</i>				
32	Турбоагрегат К-500-65/3000	Штука	3500	2
33	Сепаратор-пароперегреватель СПП-500	Штука	15	8
34	Подогреватель низкого давления	Штука	37,5	4
35	Конденсатные насосные агрегаты 1-го подъема	Штука	2,5	6
36	Мостовой кран машинного зала (Q = 125 тс)	Штука	211	1
37	Деаэратор	Штука	4,5	2
	Трубопроводы из углеродистой стали	Комплект	3825	1
	Трубопроводы из нержавеющей стали	Комплект	1300	1

Реакторная установка РБМК 4 блока оснащена системами безопасности. К ним относятся:

Защитные системы безопасности, включающие:

- систему управления и защиты;
- систему аварийного охлаждения реактора (САОР);
- систему защиты от превышения давления в основном контуре теплоносителя;
- систему защиты реакторного пространства от превышения давления;
- локализирующие системы безопасности (СЛА), включающие:
 - систему герметичных помещений
 - систему отсечной и герметичной арматуры
 - барботажно-конденсационное устройство;
- обеспечивающие системы безопасности;
- управляющие системы безопасности;
- систему радиационного контроля.

Данные характеристики реакторной установки вместе с системами обеспечения безопасности (защитными, локализирующими, обеспечивающими) (рис. П-2 и табл. П-П) обеспечивали надежную и эффективную работу РБМК во всех регламентных режимах и безопасность для всего перечня проектных аварий в соответствии с утвержденной проектной документацией.

К особенностям реакторных установок РБМК следует отнести:

- недостаточную автоматическую техническую защищенность реакторной установки от перевода ее в нерегламентное состояние;
- характер изменения парового коэффициента реактивности α_p и эффект обезвоживания в зависимости от уменьшения плотности теплоносителя в активной зоне;
- недостаточное быстрое действие аварийной защиты и возможность ввода положительной реактивности в условиях недопустимого снижения запаса реактивности.

Четвертый блок ЧАЭС введен в эксплуатацию в декабре 1983 г. К моменту остановки блока на средний ремонт, которая была запланирована на 25 апреля 1986 г., активная зона содержала 1650 ТВС со средним выгоранием 10,3 МВт·сут/кг, 1 дополнительный поглотитель и 1 незагруженный канал. Основная часть ТВС (75%) представляла собой сборки первой загрузки с выгоранием 10–15 МВт·сут/кг.

Четвертый блок ЧАЭС был спроектирован в соответствии с действовавшими в СССР в конце 60-х - начале 70-х годов нормативными документами по безопасности. Технический проект АЭС разработан в 1974 году. Проект второй очереди ЧАЭС утвержден в установленном порядке. Проектные материалы по безопасности АЭС согласованы Госатомнадзором СССР, Госгортехнадзором СССР и Госсаннадзором СССР в 1975 году.

II-2. СОВРЕМЕННЫЕ ПРЕДСТАВЛЕНИЯ О ВОЗНИКНОВЕНИИ И РАЗВИТИИ АВАРИИ НА ЧАЭС

Анализ обстоятельств, связанных с возникновением и развитием чернобыльской аварии, начался 27-28 апреля 1986 г., когда специалистам стали доступны документы об основных параметрах 4 блока перед аварией и в ее первой фазе (до момента разрушения систем измерения и регистрации). Обращали на себя внимание, по меньшей мере, два обстоятельства: во-первых, быстрое протекание процесса, во-вторых, практическое отсутствие в активной зоне регулирующих стержней перед аварией. Более или менее стало ясно, что процесс был не контролируемым и что разгон реактора связан с положительным эффектом реактивности.

В основу первой версии, разработанной на месте аварии, было положено, что авария на 4 энергоблоке ЧАЭС произошла в результате неконтролируемого разгона реактора вследствие запаривания топливных каналов активной зоны из-за срыва циркуляции в КМПЦ. Срыв циркуляции при этом происходил из-за несоответствия расхода питательной воды и расхода теплоносителя в КМПЦ.

Более тщательный анализ всей зарегистрированной информации показал, что для правильного понимания причин аварии необходимо расчетное моделирование аварийного процесса. Эта работа проводилась независимо тремя организациями (ИАЭ им. И.В. Курчатова, НИКИЭТ и ВНИИАЭС). Кроме того, был проведен большой объем экспериментальных исследований на стендах и действующих реакторах.

Было уточнено значение парового эффекта реактивности и влияние на эту величину дополнительных поглотителей (ДП) и стержней регулирования. Было показано, что при двугорбой форме высотного распределения нейтронного потока ввод регулирующих стержней из верхнего положения мог привести к вводу на первой секунде отрицательной реактивности, а при дальнейшем движении стержней к увеличению реактивности за счет вытеснения столбов воды в нижней части реактора графитовыми вытеснителями.

В августе 1986 г. был выполнен анализ аварии на интегральной модели. Этот анализ лег в основу доклада СССР для экспертов МАГАТЭ. В этом материале первопричиной аварии было показано “крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом энергоблока”. Отмечалось также, что “катастрофические размеры авария приобрела в связи с тем, что реактор был приведен персоналом в такое нерегламентное состояние, в котором существенно усилилось влияние положительного коэффициента реактивности на рост мощности”.

Дальнейший анализ аварии проводился уже с использованием распределенных нейтронно-физических моделей с обратными связями по теплогидравлике, тестированных на имеющейся экспериментальной информации.

Расчеты, результаты которых были представлены в МАГАТЭ в сентябре 1987 г., показали существенную роль аксиально-азимутальных эффектов. В то же время продолжались исследования на интегральных моделях, где было проще оценивать влияние разных физических процессов и отдельных факторов на ход аварийного процесса.

В октябре–ноябре 1989 г. различные аспекты чернобыльской аварии и эффективность мер по повышению безопасности АЭС с РБМК детально обсуждались на первой международной рабочей группе ученых и специалистов по тяжелым авариям и их последствиям в Дагомьсе (СССР). На этом совещании советские и зарубежные специалисты представили доклады, в которых аварийный процесс анализировался на трехмерных нейтронно-физических моделях, с учетом обратных связей по теплогидравлике. По общему мнению специалистов, причиной аварии была признана “нестабильность реактора, вызванная как недостатками проекта реактора, так и режимом его работы”. Была подтверждена эффективность принятых мер по повышению безопасности.

Зарубежными учеными было отмечено, что детали аварийного процесса могут отличаться от тех, которые получались у советских специалистов, и было рекомендовано продолжить исследования в данном направлении.

К настоящему времени разработаны три полномасштабные модели согласованного физического и теплогидравлического расчета РБМК, детали которых описаны ниже.

II-2.1. Общая характеристика программы испытаний, при выполнении которой произошла авария

Авария произошла при проведении испытаний режима выбега с нагрузкой собственных нужд турбогенератора № 8 4 блока Чернобыльской АЭС.

Целью проведения этих испытаний была проверка возможности продления принудительного расхолаживания при обесточивании.

Для режима обесточивания АЭС при максимальной проектной аварии (МПА) электроснабжение питательных насосов (ПН), являющихся составными элементами третьей подсистемы аварийного охлаждения реактора (САОР), должно обеспечиваться за счет выбега турбогенератора (ТГ).

В 1982 г. на Чернобыльской АЭС были проведены соответствующие испытания на 3 энергоблоке, которые показали, что для поддержания приемлемой величины электрического тока, вырабатываемого за счет выбега ТГ, в течение заданного времени необходима доработка системы регулирования возбуждения ТГ. Дополнительные испытания выбега с модернизированной системой возбуждения проводились в 1984 и 1985 гг. Программами 1982 и 1984 гг. предусматривалось подключать к выбегающему ТГ по одному ГЦН с каждой стороны реактора, а программами 1985 и 1986 гг. — по два ГЦН. Программами 1984, 1985 и 1986 гг. предусматривалось отключение САОР ручными задвижками. С точки зрения современных подходов к разработке программ проведения подобных испытаний на АЭС, данная программа неудовлетворительна прежде всего в части регламентации мер безопасности.

Выполнение намеченных испытаний неправомерно относить к чисто электрическим, поскольку их проведение сопровождается изменением схемы электропитания ответственных механизмов энергоблока, требует вмешательства в штатную систему защит и блокировок.

В соответствии с «Технологическим регламентом при эксплуатации 3 и 4 энергоблоков ЧАЭС с реакторами РБМК-1000» (1Э-С-11, стр. 11) на предназначенные для работы в реакторе на мощности сборки, датчики, поглотители и другие устройства, не предусмотренные проектом реактора, дирекция АЭС обеспечивает разработку программ и чертежно-технологической документации, согласовывает их с Научным руководителем, Главным конструктором, Главным проектировщиком, Главатомнадзором СССР и утверждает в ВПО «Союзатомэнерго» СССР.

Специфической теплогидравлической особенностью режима испытаний являлся повышенный, относительно номинального, начальный расход теплоносителя через реактор. Паросодержание было минимальным при незначительном недогреве теплоносителя до температуры кипения на входе в активную зону. Оба указанных фактора, как оказалось, имели прямое отношение к масштабу проявившихся при испытаниях эффектов.

II-2.2. Хронология событий на Чернобыльской АЭС 25–26 апреля 1986 г.

[Табл. II–III представляет хронологию технологического процесса на Чернобыльской АЭС 25–26 апреля 1986 г.]

ТАБЛИЦА П-Ш. ХРОНОЛОГИЯ ТЕХНОЛОГИЧЕСКОГО ПРОЦЕССА 25–26 АПРЕЛЯ 1986 г.

Время	События
<i>25 апреля 1986 г.</i>	
(время по оперативному журналу)	
01 ч 06 мин	Начало разгрузки энергоблока; оперативный запас реактивности (ОЗР) равен 31 стержню ручного регулирования (РР);
03 ч 45 мин	начата замена состава газовой продувки графитовой кладки реактора с азотно-гелиевой смеси на азот;
03 ч 47 мин	тепловая мощность реактора 1600 МВт;
07 ч 10 мин	ОЗР равен 13,2 стержня РР;
13 ч 05 мин	отключен от сети ТГ-7;
14 ч 00 мин	САОР отключена от контура циркуляции;
14 ч 00 мин	отсрочка выполнения программы испытаний по требованию диспетчера Киевэнерго;
15 ч 20 мин	ОЗР равен 16,8 стержня РР;
18 ч 50 мин	нагрузка оборудования собственных нужд, не участвующего в испытаниях, переведена на электропитание от рабочего трансформатора Т-6;
23 ч 10 мин	продолжена разгрузка энергоблока, ОЗР равен 26 стержням РР.
<i>26 апреля 1986 г.</i>	
(время по распечатке ДРЕГ)	
00 ч 05 мин (по оперативному журналу)	Тепловая мощность реактора 720 МВт; дальнейшая равномерная разгрузка энергоблока;
00 ч 28 мин (по оперативному журналу)	при тепловой мощности реактора около 500 МВт переход с системы локального регулирования мощности (ЛАР) на автоматический регулятор мощности основного диапазона (1АР, 2АР). В процессе перехода допущено непредусмотренное программой снижение тепловой мощности до 30 МВт (нейтронной мощности — до нуля); после паузы продолжительностью 4–5 мин начат подъем мощности;
00 ч 34 мин 03 с 00 ч 43 мин 37 с	отклонения уровня в барабанах-сепараторах за пределы срабатывания аварийной защиты – 600 мм (аварийная

ТАБЛИЦА П-Ш. (продолжение)

Время	События
<i>26 апреля 1986 г. (продолжение)</i>	
00 ч 52 мин 27 с	уставка понижения уровня была остановлена на уровне -1100 мм);
01 ч 00 мин 04 с	
01 ч 09 мин 45 с	
01 ч 18 мин 52 с	
с 00 ч 41 мин до 01 ч 16 мин (по оперативному журналу)	отключение от сети ТГ-8 для вибрационных характеристик на холостом ходу;
00 ч 43 мин 37 с	выключена из работы аварийная защита по отключению обоих ТР;
01 ч 03 мин (по оперативному журналу)	тепловая мощность реактора поднята до 200 МВт и застabilизирована;
01 ч 03 мин (по оперативному журналу)	включен в работу седьмой ГЦН;
01 ч 06 мин	превышен расход питательной воды до 1200-1400 т/ч для восстановления уровня в БС;
01 ч 07 мин (по оперативному журналу)	включен в работу восьмой ГЦН;
01 ч 09 мин	резко снижен расход питательной воды до 90 т/ч по правой стороне и до 180 т/ч по левой стороне при общем расходе по контуру 56 000-58 000 т/ч. В результате температура на всасе ГЦН составила 280,8°C (левая сторона) и 283,2°C (правая сторона);
01 ч 18 мин 52 с	сигнал МПА (по ДРЕГ);
01 ч 22 мин 30 с	произведена запись параметров системы централизованного контроля (СЦК СКАЛА) на магнитную ленту. Расчет неизмеряемых параметров на ЧАЭС не производился. После аварии проведен расчет ОЗР по стандартной кривой высотного энергораспределения, заложенной в программу ПРИЗМА, который оказался равным 1,9 стержня РР. В расчетах с использованием фактических данных о высотном энергораспределении он составил 6-8 стержней РР;
01 ч 23 мин 04 с	подана команда "Осциллограф включен", закрыты стопорнорегулирующие клапаны (СРК) турбины № 8. Начался ее выбег. Время работы ГЦН, подключенных

ТАБЛИЦА II-III. (продолжение)

Время	События
<i>26 апреля 1986 г. (продолжение)</i>	
	к выбегающему ТГ, составляло 36,2 с по данным осциллографа, фиксирующего электрические параметры ГЦН. Нажата кнопка МПА ^а . Точное время ее нажатия и включения осциллографа не установлено;
01 ч 23 мин 40 с	зарегистрирован сигнал АЗ-5. По объяснительным запискам персонала нажата кнопка АЗ-5. Стержни АЗ и РР начали движение в активную зону;
01 ч 23 мин 43 с	по всем боковым ионизационным камерам (БИК) появились сигналы аварийных защит по периоду разгона (АЗС), а также по превышению мощности (АЗМ);
01 ч 23 мин 47 с	резкое снижение (на 40%) расходов ГЦН, не участвующих в выбеге, и недостоверное показание расходов ГЦН, участвующих в выбеге, резкое увеличение давления в барабанах-сепараторах (БС); резкий подъем уровня в БС; сигналы "неисправность измерительной части" обоих автоматических регуляторов основного диапазона (1АР, 2АР);
01 ч 23 мин 48 с	восстановление расходов на ГЦН, не участвующих в выбеге, до значений, близких к исходным; дальнейший рост давления в БС (левая сторона — 75,2 кг/см ² , правая — 88,2 кг/см ²) и уровня в БС; срабатывание быстродействующих редуционных устройств сброса пара в конденсатор турбины;
01 ч 23 мин 49 с	сигнал аварийной защиты "повышение давления в реакторном пространстве (РП) (разрыв ТК)"; сигнал "нет напряжения = 48 в" (снято питание муфт сервоприводов СУЗ); сигналы "неисправность исполнительной части 1АР, 2АР";
01 ч 24 мин (по оперативному журналу)	сделана запись о сильных ударах, стержни СУЗ остановились, не дойдя до нижних концевиков; выведен ключ питания муфт.

^а По программе испытаний кнопка МПА (максимальная проектная авария) была специально смонтирована с целью имитации сигнала МПА. Этот сигнал должен быть выдаваться в схему запуска дизель-генератора и включения системы выбега ТГ. Предусматривалось ее нажатие одновременно с закрытием СРК.

II-2.3. Характеристики данных об источнике информации

Ход предварительного и аварийного процесса анализировался с использованием данных регистрации следующих приборных и информационно-вычислительных систем.

II-2.3.1. Штатные самопишущие приборы

Предназначены для регистрации сравнительно медленно протекающих процессов (скорость лентопотяжки не более 240 мм/ч) и поэтому позволяют достаточно определенно регистрировать значения экстремумов интересующих параметров, но не пригодны для восстановления хода быстропротекающих нестационарных процессов.

II-2.3.2. Система централизованного контроля СКАЛА с подсистемами

Система обеспечивает расчет основных параметров реакторной установки с периодичностью около 5 мин, что обусловлено мощностью ЭВМ типа В-ЗМ. Естественно, что такая периодичность расчетов также не пригодна для анализа быстропротекающих процессов.

Программа ДРЕГ опрашивает и регистрирует несколько сотен дискретных и аналоговых сигналов. Однако она не фиксирует такие важные параметры реакторной установки, как мощность, реактивность, каналные расходы теплоносителя и другие массовые параметры. Из 211 стержней СУЗ регистрируются положения только 9 стержней, в том числе по одному стержню каждой из трех групп автоматических регуляторов. Эти параметры не являются непосредственно измеряемыми, поэтому цикл их опроса значительно больше (1 мин). Несмотря на малый цикл регистрации некоторых параметров (1 с), интервал опроса может быть довольно неопределенным в связи с тем, что программа ДРЕГ в СЦК СКАЛА является одной из самых низкоприоритетных. Кроме того, в течение последнего часа перед аварией ДРЕГ имел 3 перерыва в работе, связанные с перезапуском СЦК СКАЛА. Это привело к дополнительной потере информации. Другие результаты работы СЦК СКАЛА, включая программу ПРИЗМА и запись состояния реакторной установки на магнитную ленту (РЕСТАРТ), имеют больший цикл (5 мин), а также перерывы во времени, обусловленные перезапуском системы и особенностями работы программного обеспечения. Кроме того, результаты работы программы ПРИЗМА регистрируются только на распечатках. Данные ДРЕГ по технологическим параметрам приведены.

II-2.3.3. Осциллографирование

Нештатная система осциллографирования быстроменяющихся параметров была смонтирована в соответствии с программой испытаний. Она позволила получить параметры работы отдельного электротехнического оборудования. Недостатком системы явилось отсутствие аппаратурной синхронизации указанных электрических параметров с реакторными параметрами, фиксируемыми СЦК СКАЛА.

II-2.3.4. Другая информация, полученная из эксплуатационных источников

К этой категории информации относятся данные о записях в эксплуатационных журналах и магнитофонные записи телефонных переговоров персонала. Указанные данные, а также объяснительные записки персонала не дали сколько-нибудь существенной дополнительной информации по сравнению с инструментально зафиксированными данными. Отмечалось, например, что в ряде случаев персонал излагал даже последовательность событий с большими неточностями.

Наиболее важным является указание большинства на то, что на 4 блоке ЧАЭС имело место два взрыва. В журналах имеются также записи, подтверждающие приведенную выше хронологию событий до и после развития аварии.

II-2.4. Первоначальные версии аварии

Как только стали известны характер разрушений и некоторые подробности аварии, возникло множество версий и сценариев развития событий, с помощью которых делались попытки понять и объяснить случившееся. Среди этих версий и сценариев были и достаточно “фантастические” и весьма правдоподобные. Большая часть из них отпала по мере получения дополнительной информации с аварийного энергоблока или в процессе более детального анализа.

Анализ был построен на выявлении противоречий между ожидаемым эффектом рассматриваемой версии аварии и имеющимися объективными данными, зафиксированными программой ДРЕГ.

II-2.5. Расчетное моделирование аварии

II-2.5.1. Одномерное моделирование

Моделирование переходного процесса снижения мощности проведено с помощью одномерной программы, учитывающей йодно-ксеноно-

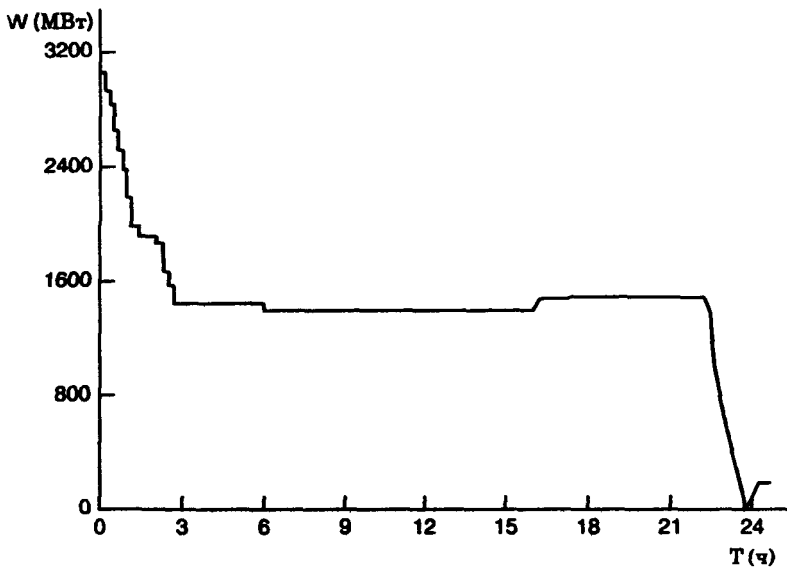


РИС. II-3. Изменение мощности во времени (отсчет времени ведется с момента начала снижения мощности).

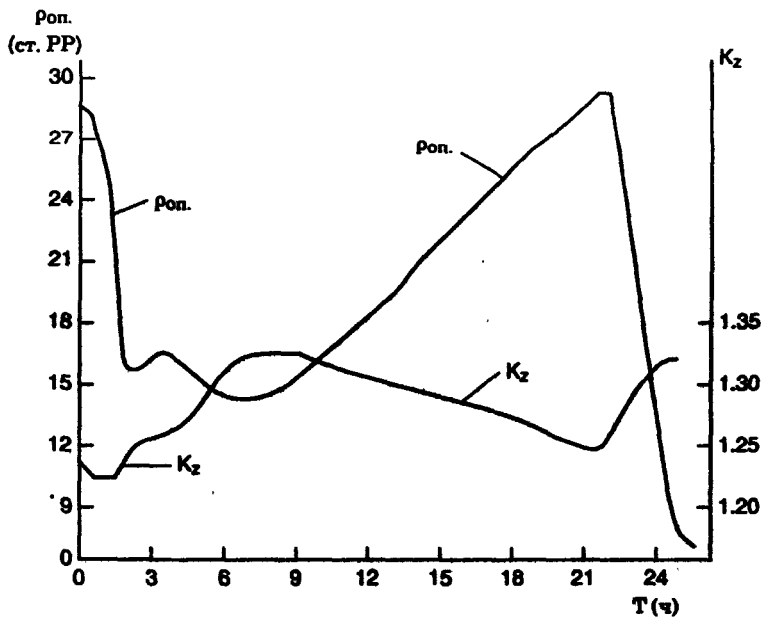


РИС. II-4. Изменение оперативного запаса реактивности $\rho_{оп}$ и коэффициента неравномерности K_z в переходном режиме.

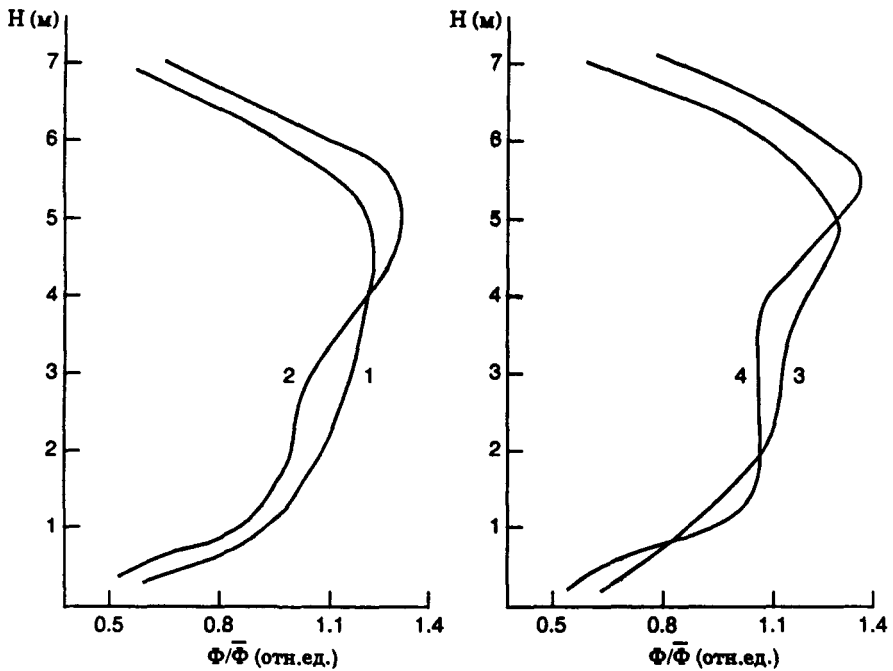


РИС. П-5. Аксиальное распределение плотности потока тепловых нейтронов для различных моментов времени в течение ксенонового переходного процесса, предшествовавшего аварии: 1 — 00 ч; 2 — 07 ч; 3 — 22 ч; 4 — 24 ч 30 мин (перед аварией).

вую кинетику и обратные связи по температурам графита и топлива и по плотности теплоносителя.

На рис. П-3 приведен график снижения мощности, которое началось 25 апреля в 01 ч 06 мин. На рис. П-4 приведена зависимость от времени ОЗР и отмечены также известные фактические значения ОЗР.

Видно, что ОЗР вначале снизился из-за 50%-ного снижения мощности до величины, меньшей минимально допустимого значения, равного 15 стержням РР. К 22 ч 25 апреля он вернулся примерно к исходному значению. Затем вскоре началось дальнейшее снижение мощности, и ОЗР начал падать, достигнув перед аварией значения, не превышающего 6–8 стержней РР. Коэффициент неравномерности аксиального поля (K_z) как функция времени также приведен на рис. П-4. Форма аксиального поля приведена на рис. П-5. Видно, что перед аварией форма является двугорбой с большим верхним максимумом.

II-2.5.2. Характеристики трехмерных расчетных моделей

Модель 1 (ИАЭ им. И.В. Курчатова)

Нейтронное поле описывается системой двухгрупповых уравнений с расчетной точкой на ячейку в конечноразностной сетке. Нейтронные сечения рассчитываются по программе WIMS. Имеется возможность настройки исходного состояния на показания датчиков внутриреакторного контроля. Теплогидравлический блок описывает участок контура циркуляции от напорного коллектора до барабана-сепаратора. Модель тестирована по большому числу известных стационарных состояний и переходных процессов на действующих реакторах.

Модель 2 (НИКИЭТ)

Нейтронное поле описывается одногрупповым уравнением. Количество узлов разностной сетки в плане реактора варьировалось от 140 до 2000. Константы преобразовывались из двухгрупповых, полученных по программе WIMS. Теплогидравлический блок модели 2 описывает часть контура от раздаточно-группового коллектора до сепаратора. Используется одножидкостная гомогенная модель одномерного течения двухфазного теплоносителя с эмпирическими поправками на проскальзывание фаз.

Модель 3 (ВНИИАЭС совместно с ИЯИ АН УССР, г. Киев)

Нейтронное поле описывается одногрупповым уравнением с расчетной точкой на 4 ячейки. Константы преобразовывались из данных по программе WIMS. Детально описывается теплогидравлическая схема реакторного контура энергоблока с включением двух петель циркуляции теплоносителя. Используются уравнения модели потока со скольжением в однотемпературном варианте. Соотношения для проскальзывания и карта режимов течения использованы из программы TRAC-PIA.

Таким образом, описанные выше модели имеют довольно существенные различия. С другой стороны, наличие трех независимых моделей и возможность сопоставления результатов повышает достоверность основных выводов, получаемых при анализе аварийного процесса на 4 энергоблоке Чернобыльской АЭС.

II-2.5.3. Результаты расчетов

Первоначально было воспроизведено положение всех регуляторов (рис. II-6) и “восстановлено” поле энерговыделения на время 01 ч 22 мин 30 с 26 апреля 1986 г. Радиально-азимутальное распределение показано на рис. II-7, показания датчиков высотного распределения — на рис. II-8. В момент времени, соответствующий 01 ч 23 мин 40 с 26 апреля 1986 г., по сигналу АЗ-5, имитировалось движение в активную зону всех стержней СУЗ.

Расчеты по всем трем моделям показали, что в первую секунду наблюдается некоторое падение реактивности. Далее поле нейтронов перераспределяется со смещением максимума в нижнюю часть активной

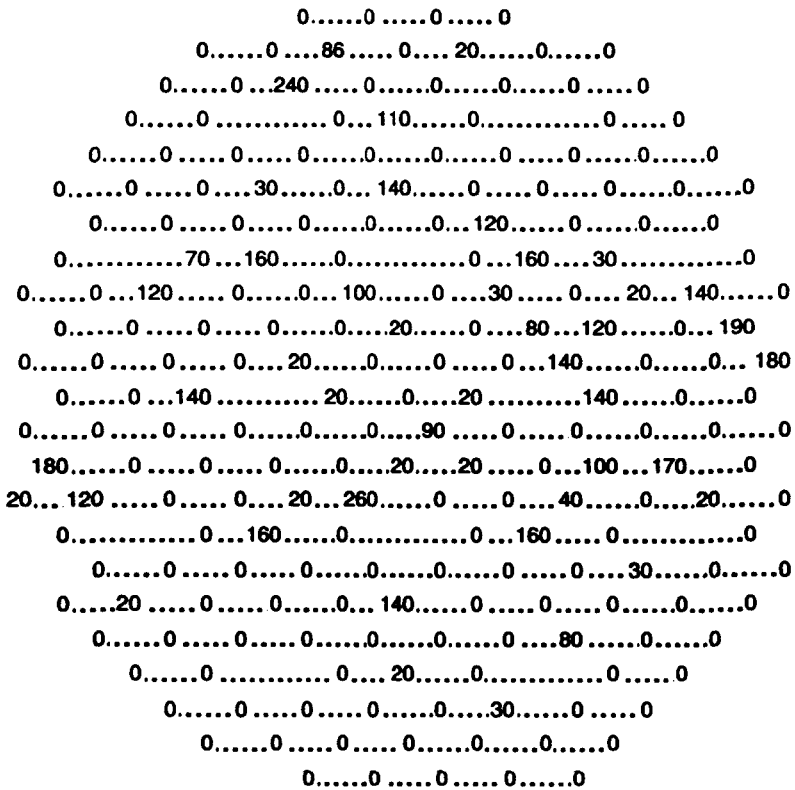


РИС. II-6. Глубины погружения стержней СУЗ в СМ.

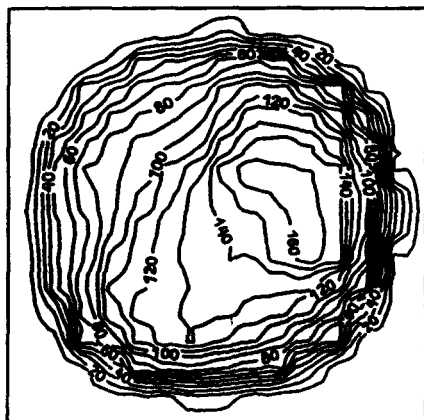
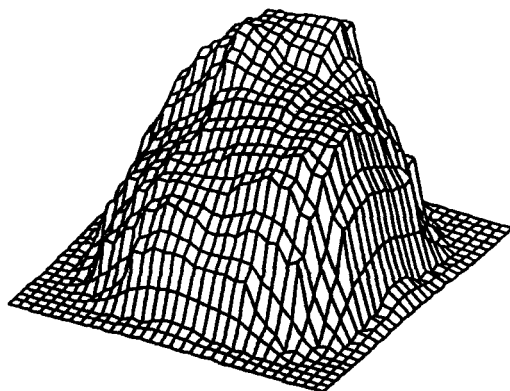


РИС. П-7. Радиальное распределение исходного нейтронного поля.

зоны (рис. П-9), и начинается рост реактивности и интегральной мощности реактора. В нерегламентных условиях этот эффект обусловлен конструктивными особенностями регулирующего стержня: при вводе его в активную зону из верхнего положения (рис. П-10) в нижней части реактора происходит увеличение коэффициента размножения за счет замены поглощающих нейтроны столба воды на графитовый вытеснитель. Изменение реактивности и интегральной мощности реактора, рассчитанное по модели 1, показано на рис. П-11.

В условиях малого запаса до кипения теплоносителя на входе в реактор непосредственно перед аварией существенно усилилось влияние положительного парового коэффициента реактивности на рост мощности.

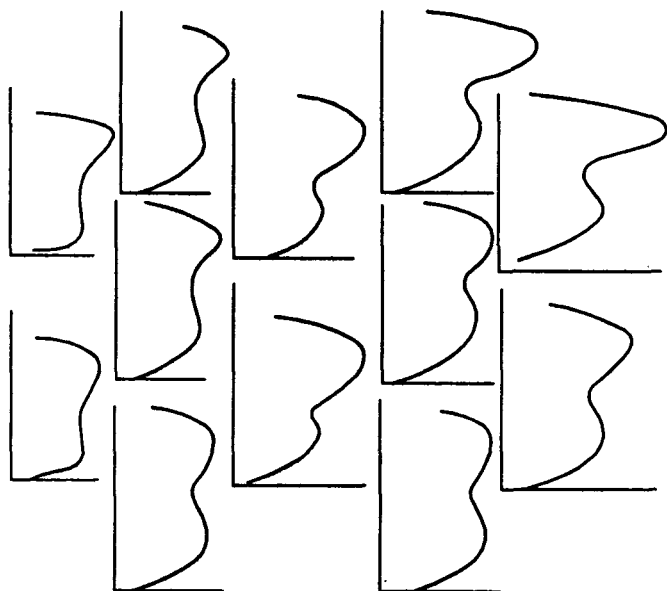


РИС. 11-8. Распределение профиля энерговыделения по объему активной зоны, зарегистрированное высотными датчиками.

Абсолютная величина всплеска интегральной мощности заметно отличается для разных моделей: от 3,5 раз по сравнению с исходной для модели 2 до ~ 80 раз для модели 1; модель 3 дает промежуточное значение ~ 9 раз. Для всех моделей характерна высокая степень неравномерности объемного поля $\sim 6,0$, хотя характер деформации радиального поля значительно отличается, что характерно для большого реактора.

Однако не может остаться незамеченным тот факт, что ни одна из трех моделей не воспроизводит такого разгона реактора, когда к третьей секунде от момента срабатывания АЗ-5 появляются сигналы, превышающие аварийные уставки по мощности и по скорости ее нарастания.

Для детального согласования результатов расчетов с экспериментальными данными необходимо дальнейшее уточнение моделей как в части нейтронной физики, так и в теплогидравлических процессах.

Весьма важное обстоятельство, которое отмечают все группы исследователей, это чрезвычайно сильная зависимость характеристик переходного процесса от возможной степени погрешности исходного аксиального

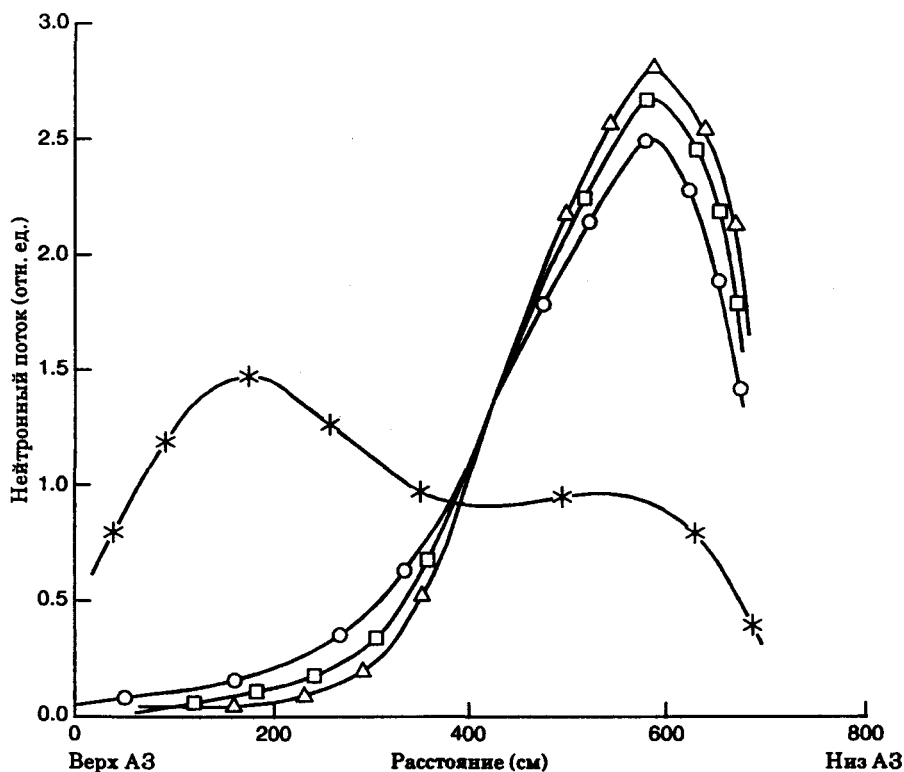


РИС. П-9. Искажение аксиальных нейтронных полей в процессе ввода стержней на момент аварии реактора 4 блока ЧАЭС. Видно смещение нейтронного потока (максимума) в нижнюю часть активной зоны. Время после АЗ-5: * — 0 с; о — 4 с; □ — 6 с; Δ — 7 с.

распределения, величины парового эффекта реактивности, изменения реактивности при замене столба воды графитовым вытеснителем в канале СУЗ и многих других факторов.

Устранение главных недостатков, обусловивших неустойчивость реактора, устраняет и возможность повторения аварии. И на самом деле, расчеты по тем же моделям и для проанализированных исходных состояний реактора РБМК-1000 с его теперешними параметрами показывают, что происходит достаточно быстрое заглушение реактора. В этом смысле можно говорить о том, что все применяемые модели дают эквивалентные результаты.

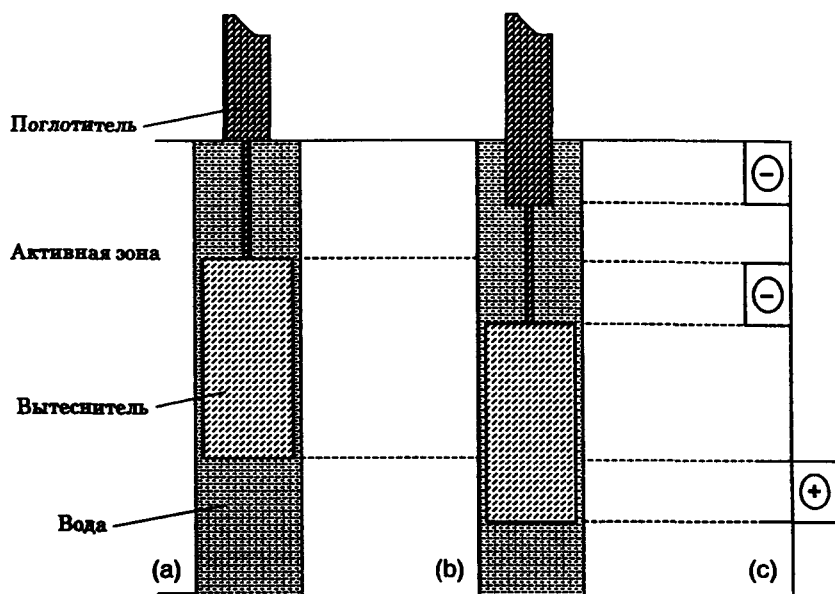


РИС. П-10. Схематическое изображение реактивности, вводимой стержнями СУЗ при движении из верхнего положения. (а) Стержень РР извлечен; (в) стержень РР на начальном участке погружения; (с) схематическое изображение изменения δk_{∞} в результате введения стержня.

Вместе с тем результаты анализа первой фазы чернобыльской аварии нельзя считать вполне законченными: вероятнее всего, возможно добиться лучшего согласия между моделями, совершенствуя теплогидравлические блоки моделей, т. к. в последние годы большое внимание уделялось нейтронно-физическим моделям, хотя механизм формирования групповых констант также нуждается в совершенствовании.

Значительно в меньшей степени изучены стадии аварии, связанные с разрушением реактора и помещений энергоблока. Однако для понимания механизма протекания этих процессов дальнейшее изучение второй фазы аварии представляется необходимым, тем более что к настоящему времени накоплен большой объем информации на разрушенном блоке.

Расчеты, независимо проведенные по трем трехмерным динамическим моделям, показали, что во время аварии существенную роль играли пространственные факторы. Для анализа аварии также необходимо привлечение всей совокупности имеющихся данных, в частности, детального воспроизведения предаварийного состояния реактора, начиная с момента снижения мощности за сутки до аварии.

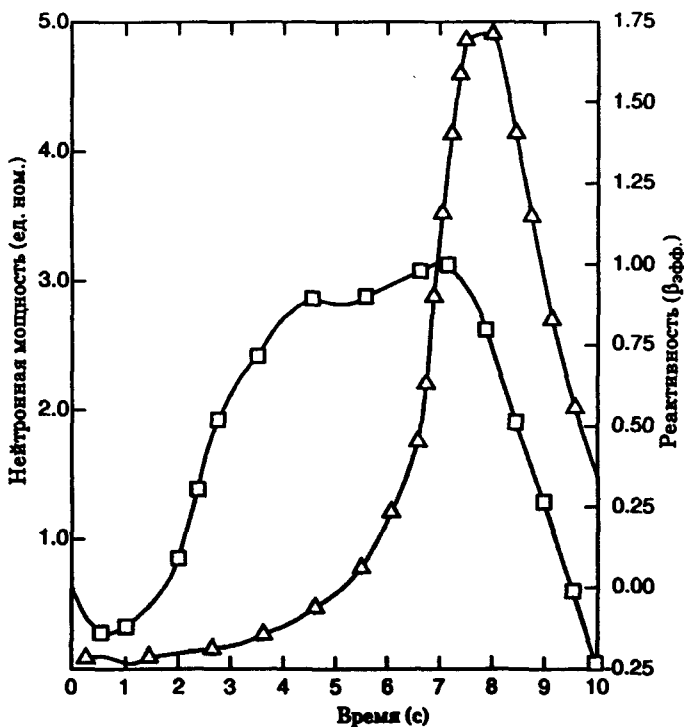


РИС. П-11. Зависимость реактивности и нейтронной мощности от времени на начальной фазе развития аварии. □ — реактивность; Δ — нейтронная мощность.

Основными факторами, повлиявшими на ход аварии, явились положительный паровой эффект реактивности и недостатки конструкции СУЗ, приведшие к вводу положительной реактивности в условиях, в которых оказался реактор перед аварией. Эти выводы легли в основу мероприятий по повышению безопасности АЭС с реакторами РБМК.

П-3. МЕРОПРИЯТИЯ ПО ПОВЫШЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С РБМК

Технические и организационные мероприятия по повышению безопасности эксплуатации действующих АЭС с реакторами РБМК были разработаны на основании анализа причин возникновения и развития аварии на 4 энергоблоке ЧАЭС.

ТАБЛИЦА II-IV. ЭКСПЛУАТАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ДЕЙСТВУЮЩИХ ЭНЕРГООБЛОКОВ С РЕАКТОРАМИ

АЭС	№ блока	Дата измерения	Средняя энерговыработка на ТВС (МВт·сут/касс.)	Количество ДП (шт.)	Количество СВ (шт.)	Запас реактивности (ст. РР)	Количество ТВС-2,4% (шт.)	α_p (β)	α_w ($\beta \times 10^{-4}$)
ЛАЭС	1	29.03.1991	1114	88	2	47,9	917	0,7	-2,7
	2	06.12.1990	1280	80	3	46,5	1305	0,8	-2,8
	3	28.10.1990	1230	80	0	47,0	1367	0,8	-2,7
	4	15.03.1991	1229	80	12	46,0	1444	0,9	-2,7
КАЭС	1	20.07.1990	1011	94	4	45,8	579	1,0	-1,2
	2	15.02.1991	1001	99	21	44,5	833	1,0	-1,45
	3	11.08.1990	1079	81	9	44,5	789	1,0	-1,25
	4	04.03.1991	1164	81	0	50,4	1134	0,9	-1,3
САЭС	1	13.12.1990	1121	81	3	50,6	1009	0,5	-2,58
	2	08.05.1990	1145	81	0	48,5	1145	0,89	-2,98
ЧАЭС	1	27.02.1991	1143	80	13	46,5	774	0,87	-1,85
	2	26.02.1991	1101	81	1	48,4	787	0,66	-1,45
	3	17.02.1991	1140	81	1	46,5	769	0,66	-1,2
ИАЭС	1	13.10.1990	885	52	2	55,0	0	0,8	-1,9
	2	09.02.1991	865	54	2	54,1	0	1,0	-1,6

В первую очередь были разработаны и внедрены на действующих АЭС те из них, которые были направлены на:

- уменьшение положительного парового коэффициента реактивности,
- повышение скоростной эффективности аварийной защиты,
- внедрение программ расчета оперативного запаса реактивности с цифровой индикацией его текущей величины на пульте оператора,
- предотвращение возможности отключения аварийных защит при работе реактора на мощности,
- исключение режимов, приводящих к снижению температурного запаса до кипения теплоносителя на входе в реактор.

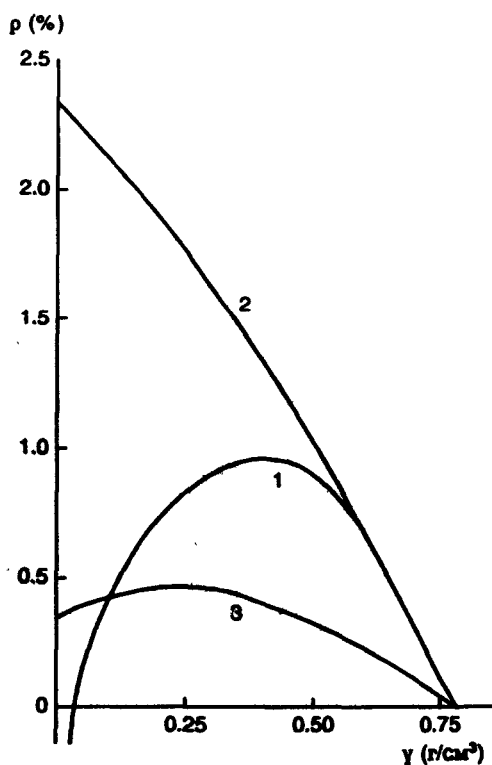


РИС. П-12. Зависимость реактивности ρ от плотности теплоносителя γ .
1 — проектные расчеты; 2 — действительная зависимость в момент аварии 26 апреля 1986 г.; 3 — современное состояние после внедрения мероприятий.

Снижение парового коэффициента реактивности проводилось в два этапа. На первом этапе его величина снижена до $+1\beta$ за счет установки в активную зону дополнительных поглотителей (80–90 шт.) и увеличения оперативного запаса реактивности до 43–48 стержней РР СУЗ. В табл. II-IV представлены измеренные величины парового коэффициента и быстрого мощностного коэффициента на всех действующих энергоблоках с реакторами РБМК в настоящее время. Расчетные изменения реактивности в зависимости от плотности теплоносителя до внедрения мероприятий по повышению безопасности, после их внедрения, а также то, что было заложено в проекте, представлены на рис. II-12.

Второй этап снижения парового коэффициента реактивности связывается с полным переводом реакторов на топливо с обогащением 2,4% ^{235}U .

Повышение эффективности и быстродействия аварийной защиты проведено за счет трех самостоятельных направлений ее реконструкции.

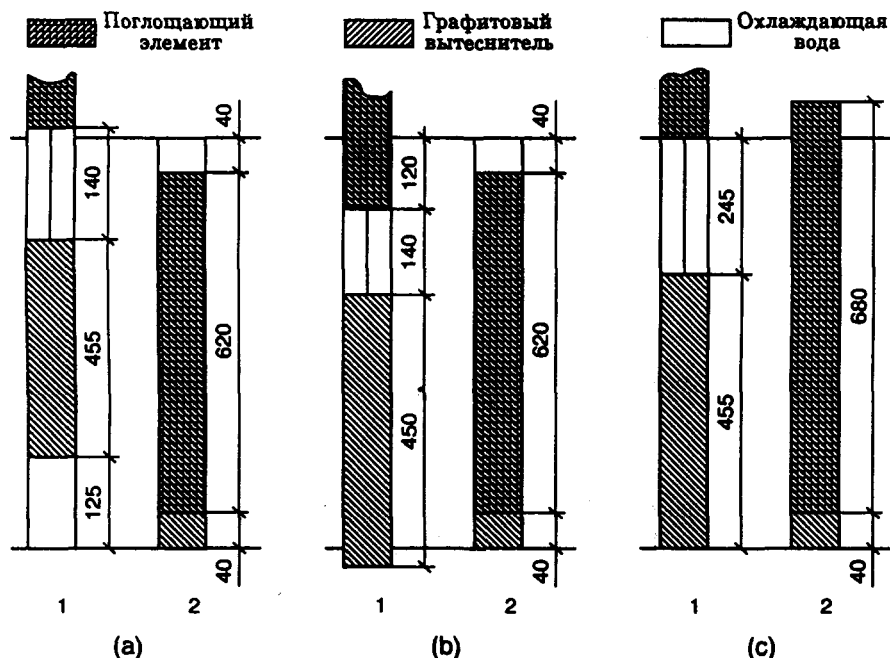


РИС. II-13. Стержни ручного управления в реакторе типа РБМК.

(а) — стержень старой конструкции; (в) — стержень старой конструкции, смещенный в активную зону для исключения возможности ввода положительной реактивности; (с) — модернизированный стержень. 1 — стержень выведен; 2 — стержень введен. (Размеры даны в см.)

Прежде всего были заменены исполнительные механизмы новой конструкцией, исключаяющей столбы воды в нижней части каналов СУЗ и имеющей большую поглощающую часть (рис. П-13).

За счет модернизации сервоприводов уменьшено время полного ввода стержней в активную зону с 18 с до 12 с. В результате выполнения первых двух мероприятий на первых секундах движения стержней повышена в несколько раз скоростная эффективность аварийной защиты.

Третьим этапом увеличения эффективности аварийной защиты была разработка и внедрение на всех действующих реакторах быстродействующей аварийной защиты (БАЗ). Разработанная конструкция исполнительного механизма позволяет обеспечить охлаждение стенки трубы канала тонкой пленкой воды и перемещение стержня в газовой среде. В 1987–88 годах проведены полномасштабные испытания системы БАЗ на Игналинской и Ленинградской АЭС. При испытаниях были подтверждены расчетные характеристики системы БАЗ, а именно — 24 стержня БАЗ за время менее 2,5 с обеспечивают ввод отрицательной реактивности более 2β (рис. П-14). В настоящее время все реакторы РБМК оснащены быстродействующей аварийной защитой.

Достигнутое увеличение скоростной эффективности аварийной защиты после модернизации исполнительных механизмов СУЗ и внедрение быстрой аварийной защиты по сравнению с эффективностью, имевшей место на 4 блоке ЧАЭС в момент аварии, представлено на рис. П-15 в виде кривых изменения реактивности.

Осуществление намеченных мероприятий по улучшению нейтронно-физических характеристик реактора, резкое повышение эффективности аварийной защиты позволили исключить неконтролируемый рост мощности при авариях с потерей теплоносителя и ограничить последствия всех проектных аварий допустимыми уровнями радиационного воздействия на персонал, население и окружающую среду.

Эксплуатационная документация была откорректирована с учетом результатов причин аварии и мероприятий по повышению безопасности АЭС с РБМК.

Известно, что шесть энергоблоков первого поколения с реакторами РБМК не имеют прочно-плотных боксов и специальных сооружений систем локализации радиоактивных выбросов. Поэтому для этих энергоблоков в первую очередь должна быть решена задача по снижению вероятности разрыва крупных трубопроводов до такой степени, когда такие события можно отнести к разряду гипотетических. С этой целью проведены расчетно-экспериментальные исследования возникновения и динамики подрастания трещин в металле, определены размеры критических трещин, которые могут привести к разрушению трубопроводов. На основании этих исследований установлен регламент усиленного контроля

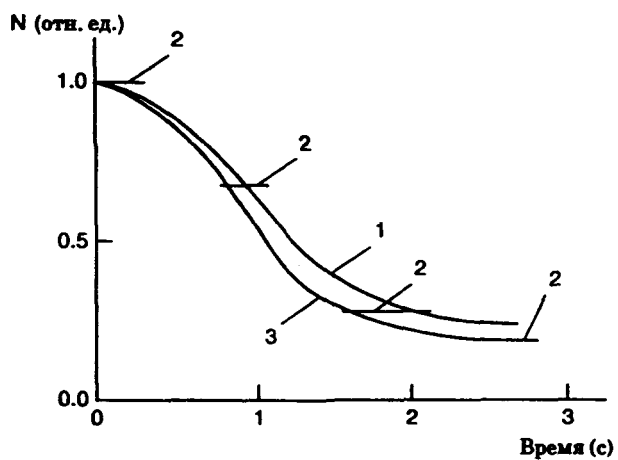
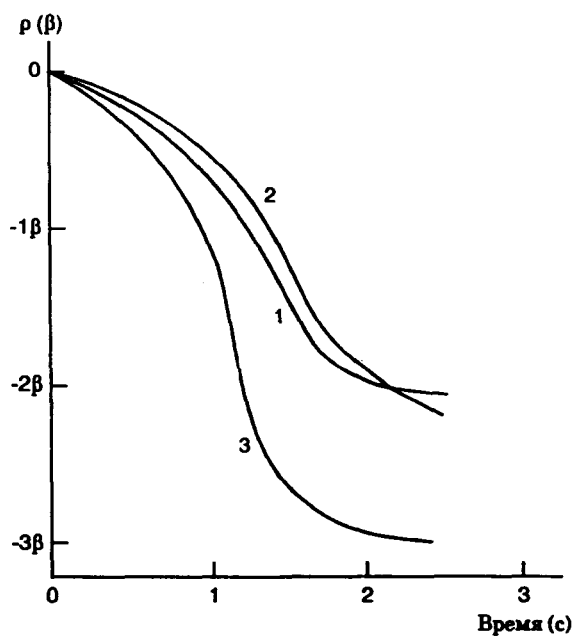


РИС. II-14. Испытания системы БАЗ на Ленинградской и Игналинской АЭС. $N_p = 0,4 N_{ном.}$; 1 — теория; 2 — эксперимент на ЛАЭС; 3 — эксперимент на ИАЭС.

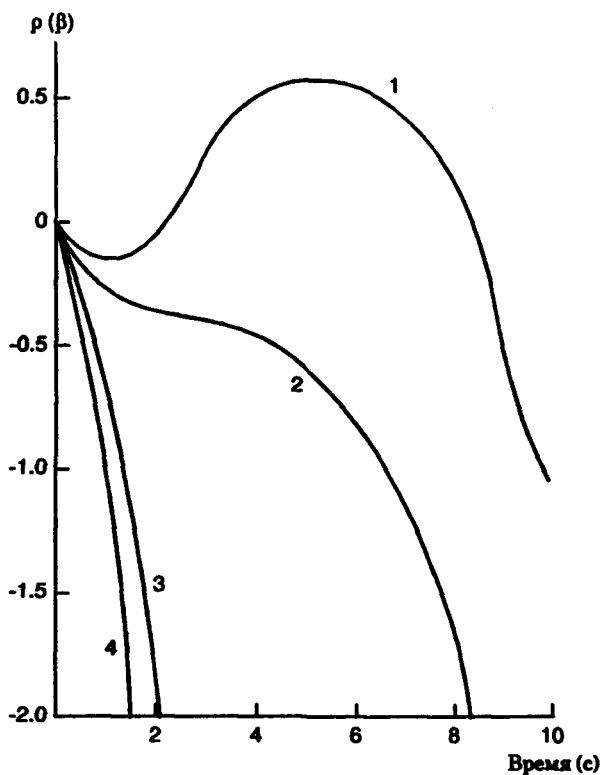


РИС. П-15. Эффективность аварийной защиты.

1 — ЧАЭС 26.04.86 г., запас реактивности, ЗР = 7 РР (в условиях МПА); 2 — запас реактивности регламентный, ЗР = 15 РР; 3 — модернизированный СУЗ, ЗР = 30 РР; 4 — модернизированный СУЗ, БАЗ в работе.

металла крупных трубопроводов, определяющих требования к средствам контроля, периодичности проведения, требования к подготовке и квалификации дефектоскопистов и т. д.

За период 1986–90 годов на всех энергоблоках проведен ультразвуковой контроль сварных швов трубопроводов Ду 800 и коллекторов Ду 900 контура циркуляции. По расчетам ВНИИАЭС с учетом результатов выполненного контроля вероятность разрыва таких трубопроводов оценивается величиной $0,75 \times 10^{-6}$ 1/реактор·год. Установленная периодичность 100%-ного контроля металла и проведения инспекционных гидропрессовок — раз в четыре года. Ведутся работы по созданию автоматизированных систем неразрушающего контроля, которые позволят, прежде всего, исключить ручной труд дефектоскопистов и уменьшить вероятность связанной с этим возможности пропуска дефектов. Внедре-

ние опытных образцов автоматизированных систем контроля намечено на 1991 год.

Одной из проблем реакторов канального типа, широко обсуждаемого после аварии на ЧАЭС, является вероятность одновременного разрыва множества топливных каналов. Существующая система паросброса из реакторного пространства рассчитана на прием пара при одновременном разрыве двух каналов, при этом вероятность такого события оценивается малой величиной².

За время эксплуатации энергоблоков было несколько случаев разрушения каналов. Причем в двух из них, связанных с локальным перекосом мощности и перекрытием расхода теплоносителя, возникших из-за отклонений от регламентных требований, произошло практически полное разрушение каналов и находящихся в них ТВС. Ни в том, ни в другом случае не было ни одного повреждения рядом расположенных труб технологических каналов. Все они находятся в эксплуатации без каких-либо замечаний. В то же время, несмотря на столь низкую вероятность события, на вновь введенном 3 энергоблоке Смоленской АЭС реализован проект аварийных паросбросов из реакторного пространства, рассчитанных на прием пара от 9–10 одновременно разрушающихся каналов. Аналогичные мероприятия будут выполняться и на всех действующих энергоблоках при выполнении запланированной реконструкции реакторов этих энергоблоков.

С целью максимального приближения к вновь введенным в настоящее время более жестким требованиям по проектному обеспечению безопасности АЭС в настоящее время разрабатываются проекты реконструкции первого поколения энергоблоков АЭС с реакторами РБМК. В основу проектов положена концепция реконструкции, прошедшая многоэтапное обсуждение и согласование.

Концепцией реконструкции предусматривается:

- создание более мощных систем аварийного расхолаживания,
- полная замена всех систем управления и защиты реактора, с созданием многозонной системы контроля полей энерговыделения и аварийной защиты по сигналам внутриреакторных датчиков,
- обеспечение многоканальности систем безопасности,
- внедрение в полном объеме систем автоматизированного контроля металла,
- увеличение мощности и надежности систем питания собственных нужд,

² По расчетным данным НИКИЭТ, эта вероятность оценивается величиной 10^{-8} 1/реактор·год.

ТАБЛИЦА II-V. ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ АЭС С РЕМК В 1986-1990 гг.

АЭС	1986			1987			1988			1989			1990		
	Электро- энергия (млрд. кВт·ч)	КИУМ* (%)	Электро- энергия (млрд. кВт·ч)	КИУМ (%)	Электро- энергия (млрд. кВт·ч)	КИУМ (%)	Электро- энергия (млрд. кВт·ч)	КИУМ (%)	Электро- энергия (млрд. кВт·ч)	КИУМ (%)	Электро- энергия (млрд. кВт·ч)	КИУМ (%)	Электро- энергия (млрд. кВт·ч)	КИУМ (%)	
ЛАЭС	1	6,42	73,3	8,11	92,6	7,17	81,9	4,96	56,7	0	0	0	0	0	
	2	7,75	88,4	7,23	82,5	7,38	84,3	6,65	76,0	6,61	6,61	76,0	6,61	75,4	
	3	7,53	86,0	6,02	68,7	7,60	86,8	7,56	86,3	8,20	8,20	86,3	8,20	93,7	
	4	7,69	87,8	7,32	83,7	6,59	75,2	8,07	92,1	8,45	8,45	92,1	8,45	96,5	
КАЭС	1	6,14	70,1	7,02	80,2	7,12	81,1	6,09	69,5	5,53	5,53	69,5	5,53	63,2	
	2	6,97	69,3	7,20	82,2	6,45	73,5	6,65	75,9	5,24	5,24	75,9	5,24	59,8	
	3	5,26	60,0	5,46	62,3	7,26	82,7	6,44	73,5	7,48	7,48	73,5	7,48	85,4	
	4	6,84	78,1	6,17	70,4	7,19	81,8	6,68	76,2	6,05	6,05	76,2	6,05	69,1	
ЧАЭС	1	3,55	40,6	6,41	73,1	6,12	69,9	6,57	75,0	5,65	5,65	75,0	5,65	64,5	
	2	3,16	36,0	6,78	77,4	6,62	75,6	6,92	79,0	4,81	4,81	79,0	4,81	54,9	
	3	2,36	27,0	—	—	6,95	79,4	6,767	77,2	6,86	6,86	77,2	6,86	78,3	
САЭС	1	3,29	37,5	7,44	85,0	7,21	82,1	7,06	80,6	6,76	6,76	80,6	6,76	77,2	
	2	7,20	82,2	6,36	72,7	7,29	83,0	7,17	81,8	7,25	7,25	81,8	7,25	82,8	
	3	—	—	—	—	—	—	—	—	5,09	5,09	—	5,09	58,1	
ИАЭС	1	9,88	75,2	6,65	50,0	5,34	48,3	8,94	81,6	8,07	8,07	81,6	8,07	73,2	
	2	—	—	3,53	—	7,55	68,9	7,71	70,4	8,95	8,95	70,4	8,95	81,8	
Итого	84,8	—	91,0	—	103,9	—	—	104,2	—	—	—	101,0	—		

* КИУМ — коэффициент использования установленной мощности.

- повышение сейсмостойкости строительных конструкций и реакторного оборудования,
- увеличение производительности паросбросов из реакторного пространства и ряд других мероприятий.

Одновременно на всех реакторах во время их остановки на реконструкцию предусматривается замена всех топливных каналов. В целом эксплуатация энергоблока с реакторами РБМК характеризуется достаточно хорошими показателями (табл. II-V).

Установленная мощность АЭС с реакторами РБМК на начало 1991 года составила 45% (16,5 ГВт) от установленной мощности всех АЭС в СССР (36,6 ГВт). В 1990 году на АЭС с РБМК выработано 47,8% (101,0 млрд. кВт·ч) от общей энерговыработки АЭС (211,5 млрд. кВт·ч) в стране.

II-4. ЗАКЛЮЧЕНИЕ

За время после аварии проведена большая работа по уточнению параметров состояния 4 энергоблока ЧАЭС перед аварией, обработке имеющейся фактической информации системы контроля о процессе протекания аварии, по анализу состояния энергоблока после аварии и математическому моделированию первой фазы аварии.

На базе выполненных исследований, обсуждения их результатов на различных, в том числе, международных совещаниях, можно сделать следующие основные выводы по аварии на ЧАЭС.

- (1) Авария произошла в результате наложения следующих основных факторов: физических характеристик реактора, особенностей конструкции органов регулирования, вывода реактора в нерегламентное состояние.
- (2) Появление новых современных программ, использование мощных средств вычислительной техники, а также экспериментальное изучение эффекта обезвоживания РБМК позволили уточнить основные физические параметры реактора, а следовательно, и выработать новые требования к системам, повышающим его безопасность.
- (3) Изменение физических характеристик загрузкой дополнительных поглотителей, переход на топливо с обогащением 2,4%, внедрение быстрой аварийной защиты, переработка эксплуатационной документации и повышение квалификации персонала, ужесточение требований технологического регламента, как и другие организационно-технические меры, выполняемые в рамках “Сводных мероприятий”, существенно повысили безопасность реакторов РБМК.

ЧЛЕНЫ МЕЖДУНАРОДНОЙ КОНСУЛЬТАТИВНОЙ ГРУППЫ ПО ЯДЕРНОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

Beninson, D.
Birkhofer, A.
Chatterjee, S.K.
Domaratzki, Z.
Edmondson, B.
González-Gómez, E.

Kouts, H.J.C. (*Председатель*)

A. Karbassioun занимается вопросами, относящимися к ИНСАГ, в Отделе ядерной безопасности МАГАТЭ.

Lepecki, W.
Li, Deping
Sato, K.
Сидоренко В.А.
Tanguy, P.
Vuorinen, A.P.

ЧЛЕНЫ РАБОЧЕЙ ГРУППЫ

Вена, 13–15 ноября 1991 года

Абагян А.А.

Всесоюзный научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций, Российская Федерация

Brown, R.A.

Ontario Hydro, Canada

Cogné, F.

Commissariat à l'Énergie Atomique, France

Guppy, J.

Brookhaven National Laboratory,
United States of America

Штейнберг Н.

Государственный комитет Украины по надзору за безопасным ведением работ в атомной энергетике

Young, J.D.

Nuclear Electric, United Kingdom

АССОЦИИРОВАННЫЕ ЭКСПЕРТЫ

Вена, 27–28 июля 1992 года

Абагян А.А.

Всесоюзный научно-исследовательский институт по эксплуатации атомных электростанций, Российская Федерация

Бурлаков Е.В.

Институт атомной энергии им. И.В. Курчатова, Российская Федерация

Черкашов Ю.М.

ЕНТЕК, Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники, Российская Федерация

Найденов М.	Министерство атомной энергетики и промышленности, Российская Федерация
Петров В.	Государственный комитет по надзору за ядерной и радиационной безопасностью, Российская Федерация
Штейнберг Н.	Государственный комитет Украины по надзору за безопасным ведением работ в атомной энергетике

КАК ЗАКАЗАТЬ ПУБЛИКАЦИИ МАГАТЭ

- ☆☆ В Соединенных Штатах Америки и Канаде агентом с исключительными правами на продажу публикаций МАГАТЭ, которому следует направлять все заказы и запросы, является:

UNIPUB, 4611-F Assembly Drive, Lanham, MD 20706-4391, USA

- ☆☆ В указанных ниже странах публикации МАГАТЭ могут быть приобретены у перечисленных ниже агентов или в крупных местных книжных магазинах. Оплата может производиться в местной валюте или купонами ЮНЕСКО.

АВСТРАЛИЯ	Hunter Publications, 58A Gipps Street, Collingwood, Victoria 3066
АРГЕНТИНА	Comisión Nacional de Energía Atómica, Avenida del Libertador 8250, Ra-1429 Buenos Aires
БЕЛЬГИЯ	Service Courier UNESCO, 202, Avenue du Roi, B-1060 Brussels
ВЕНГРИЯ	Librotrade Ltd., Book Import, P.O. Box 126, H-1656 Budapest
ГЕРМАНИЯ	UNO-Verlag, Vertriebs- und Verlags GmbH, Dag Hammarskjöld-Haus, Poppelsdorfer Allee 55, D-53115 Bonn
ИЗРАИЛЬ	YOZMOT Literature Ltd., P.O. Box 56055, IL-61560 Tel Aviv
ИНДИЯ	Oxford Book and Stationery Co., 17, Park Street, Calcutta-700 016
ИСПАНИЯ	Oxford Book and Stationery Co., Scindia House, New Delhi-110 001
ИСПАНИЯ	Díaz de Santos, Lagasca 95, E-28006 Madrid
ИТАЛИЯ	Díaz de Santos, Balmes 417, E-08022 Barcelona
ИТАЛИЯ	Libreria Scientifica Dott. Lucio di Biasio "AEIOU", Via Coronelli 6, I-20146 Milan
КИТАЙ	Публикации МАГАТЭ на китайском языке: China Nuclear Energy Industry Corporation, Translation Section, P.O. Box 2103, Beijing
	Публикации МАГАТЭ на других языках (кроме китайского): China National Publications Import & Export Corporation, Deutsche Abteilung, P.O. Box 88, Beijing
НИДЕРЛАНДЫ	Martinus Nijhoff International, P.O. Box 269, NL-2501 AX The Hague
	Swets and Zeitlinger b.v., P.O. Box 830, NL-2610 SZ Lisse
ПАКИСТАН	Mirza Book Agency, 65, Shahrah Quaid-e-Azam, P.O. Box 729, Lahore 3
ПОЛЬША	Ars Polona, Foreign Trade Enterprise, Krakowskie Przedmieście 7, PL-00-068 Warsaw
РОССИЙСКАЯ ФЕДЕРАЦИЯ	Международная книга, Совинкнига-ЕА, ул. Димитрова, 39 SU-113 065 Москва
РУМЫНИЯ	Hexim, P.O. Box 136-137, Bucharest
СЛОВАЦКАЯ РЕСПУБЛИКА	Alfa Publishers, Hurbanovo námestie 3, SQ-815 89 Bratislava
СОЕДИНЕННОЕ КОРОЛЕВСТВО	HMSO, Publications Centre, Agency Section, 51 Nine Elms Lane, London SW8 5DR
ФРАНЦИЯ	Office International de Documentation et Librairie, 48, rue Gay-Lussac, F-75240 Paris Cedex 05
ЧИЛИ	Comisión Chilena de Energía Nuclear, Venta de Publicaciones, Amunategui 95, Casilla 188-D, Santiago
ШВЕЦИЯ	AB Fritzes Kungl. Hovbokhandel, Fredagatan 2, P.O. Box 16356, S-103 27 Stockholm
ЮГОСЛАВИЯ	Jugoslovenska Knjiga, Terazije 27, P.O. Box 36, YU-11001 Beograd
ЮЖНАЯ АФРИКА	Van Schaik Bookstore (Pty) Ltd, P.O. Box 724, Pretoria 0001
ЯПОНИЯ	Maruzen Company, Ltd., P.O. Box 5050, 100-31 Tokyo International

- ☆☆ Заказы (исключая покупателей в Канаде и США) и запросы на информацию, могут также направляться непосредственно по следующему адресу:



Sales and Promotion Unit
International Atomic Energy Agency
Wagramerstrasse 5, P.O. Box 100, A-1400 Vienna, Austria

ISBN 92-0-400593-9
ISSN 1011-3193