

## SULLE CAUSE E CIRCOSTANZE DELL'INCIDENTE NEL QUARTO BLOCCO DELLA CENTRALE NUCLEARE DI CHERNOBYL

### CAUSES AND CIRCUMSTANCES OF THE ACCIDENT ON BLOCK 4 OF CHERNOBYL NUCLEAR POWER PLANT ON APRIL 26, 1986 (Russian) Report of USSR Gospromatomnadzor

**Lo storico rapporto, in russo, redatto dalla Commissione "Per il controllo dell'industria atomica statale" dell'URSS e pubblicato ufficialmente nel 1991.**

# О причинах и обстоятельствах аварии на 4 блоке черновобильской АЭС 26 апреля 1986 г.

## Доклад Комиссии Госпроматомнадзора СССР

Государственный Комитет СССР по надзору за безопасным ведением работ в промышленности и атомной энергетике  
1991 г.

УДК 621. 039. 586

Ключевые слова: Чернобыльская авария, безопасность, реактивность, правила обеспечения безопасности, аварийная защита, СУЗ.

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 неременной разработкой соответствующих мер по повышению безопасности атомных станций.

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

Председатель - Н.А. Штейнберг

Заместитель Председателя - В.А. Петров

Члены Комиссии - М.И. Мирошниченко, Ю.Э. Багдасаров, А.Г. Кузнецов, А.Д. Журавлёв

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.

## Содержание

Перечень сокращений

1. Введение
2. Краткая справка о проектировании 4 блока ЧАЭС
3. О некоторых несоответствиях проекта блока № 4 ЧАЭС требованиям правил и норм безопасности
4. Причины и обстоятельства аварии
  - 4.1. Общая характеристика программы испытаний, при выполнении которой произошла авария
  - 4.2. Хронология технологического процесса 25-26.04.86
  - 4.3. Данные о регистрируемой информации, использованной Комиссией
  - 4.4. О математическом моделировании предаварийного и аварийного процесса
  - 4.5. Версии и предполагаемые причины аварии

- 4.6. Версия Комиссии о причинах аварии
- 4.7. О действиях персонала ЧАЭС
- 4.8. Об оперативном запасе реактивности
- 4.9. Причины аварии
- 5. Заключение

## Перечень 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, осуществляющая 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-барботёр  
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  
ИЯИ АН СССР  
Киевский институт ядерных исследований АН СССР  
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 турбиной  
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.

---

## 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 недалёком 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 [29], говорит о том, что первопричиной аварии явилось крайне маловероятное сочетание нарушения 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" [30], 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 [28], утверждённом уже после представления доклада [29] 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 4-ого 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 [66, 67, 68] 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 энергетике 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 блока №4 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 конструктивных недоработках проекта было известно уже в конце мая - начале июня 1986 г. 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, ещё 28.12. 84 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 с РБМК-1000 в соответствие с требованиями нормативных документов по безопасности.** Однако, экспертные комиссии МВНТС, к сожалению, не обратили внимания на некоторые особенности реактора РБМК-1000, **которые оказались существенными для возникновения и развития аварии 26.04.86 г.**

В настоящем докладе рассмотрены только те конструктивные и проектные решения, которые в той или иной мере могли стать причиной аварии, проявились в её развитии или сказались на её последствиях. Комиссия посчитала 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 на то, что направленность и сущность этих мероприятий не адекватны официальной версии о том, что причины аварии кроются только в ошибках персонала.**

## 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 г.г. 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-изыскательских 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 15.03.66 г. утвердило размещение Центрально-Украинской АЭС у с. Копачи. 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 трёх 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 были 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 большой 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 14.12.70 г. В соответствии с приказом Минэнерго СССР от 30.03.70 г. дальнейшее проектирование Чернобыльской АЭС было передано институту "Гидропроект". Разработку проекта реакторного отделения 1-ой очереди ЧАЭС, включая рабочее проектирование, согласно постановлению СМ СССР от 29.06.67 г. выполнил институт ВНИПИЭТ Минсредмаша СССР в качестве подрядчика 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 04.01.74 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 № 2638Р от 01.12.75 г.

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

### **3. О некоторых несоответствиях проекта блока № 4 ЧАЭС требованиям правил и норм по безопасности.**

В данном разделе приводятся сведения о несоответствии проекта блока № 4 ЧАЭС некоторым требованиям действовавших на момент проектирования и сооружения "Правил ядерной безопасности атомных электростанций" [35] и "Общих положений обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации" [36]. В статье 1.1.4 ОПБ-73 есть запись о том, что "объём 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. выполнять требования ОПБ-73 и ПБЯ-04-74. Комиссия приводит только те отступления от вышеупомянутых документов, которые оказались существенными для возникновения и развития аварии 26.04.86 г. Для удобства представления результатов анализа приводится содержание статьи правил, отступления от требований которых обсуждаются, а затем излагается существо допущенных отступлений.

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 этой же разделе указываются все отступления от требований "Правил". Отступления должны быть согласованы с Госатомнадзором СССР на стадии технического проектирования".**

Технический проект 2-ой очереди Чернобыльской АЭС в составе блоков №№ 3 и 4, разработанный Генеральным проектировщиком - институтом "Гидропроект" в 1974 г. [2], содержал раздел "Техническое обоснование безопасности ЧАЭС", согласованный Научным руководителем (ИАЭ им. И.В. Курчатова) и Главным конструктором (НИКИЭТ).

Техническое обоснование безопасности АЭС [3] было составлено с учетом "Технического обоснования безопасности реакторной установки" [4], разработанного НИКИЭТ, и технического решения Главатомэнерго Минэнерго СССР [5].

**Во всех указанных выше проектных материалах отсутствовал перечень отступлений проектов АЭС и реакторной установки 2-ой 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 (реактивности) и аварийная защита, которая при нарушении эксплуатационных инструкций глушила реактор недостаточно быстро, а в ряде случаев могла даже кратковременно повысить его мощность" [75].** Оба этих "слабых места" явились результатом допущенных отступлений от требований норм и правил по безопасности и рассмотрены ниже. Поскольку официально отступлений не существовало, то не были разработаны технические и организационные меры по компенсации отступлений от требований "Правил...".

Техническое обоснование безопасности АЭС [3] согласовано с Управлением по надзору в атомной энергетике Госгортехнадзора СССР (письмо № 24-11/73 от 05.03.75 г.), Госатомнадзором СССР (письмо № Н18 доп. от 18.05.75 г.), Государственным санитарным надзором СССР (письмо № 32-57 доп. от 20.01.75 г.).

*Примечание: До 1984 г. Госатомнадзор СССР являлся одним из структурных подразделений Минсредмаша СССР.*

**Комиссия считает, что требования статьи 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.**

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"  $\alpha_p$ , 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  $-3,2 \cdot 10^{-4}$  Дк/к до  $+9,6 \cdot 10^{-4}$  Дк/к. 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  $\alpha_{\phi}$  и полного мощностного  $\alpha_N$  коэффициентов реактивности проводились по соответствующим методикам, начиная с пуска 1-ого 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:

от - 0,22  $\beta_{\text{эфф.}}$  (211 ДП) до + 5,1  $\beta_{\text{эфф.}}$  (32 ДП) на блоке 1 ЛАЭС [11];

от - 0,16  $\beta_{\text{эфф.}}$  (215 ДП) до + 4,9  $\beta_{\text{эфф.}}$  (39 ДП) на блоке 1 ЧАЭС [12];

от - 0,38  $\beta_{\text{эфф.}}$  (179 ДП) до + 5,3  $\beta_{\text{эфф.}}$  (40 ДП) на блоке 2 ЧАЭС [12].

Экспериментально было подтверждено, что по мере роста  $\alpha_{\phi}$  уменьшался такой важный параметр, как период развития первой азимутальной гармоники, характеризующий стабильность поля энерговыделения в реакторе и возможность эффективного управления реактора оперативным персоналом. **При значении  $\alpha_{\phi}$  около + 5  $\beta_{\text{эфф.}}$  этот период уменьшался до 3-х 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 урану-235 и оснащению реакторов системой ЛАР (локальный автоматический регулятор). Вторые поколения АЭС с РБМК-1000 (3-й и 4-й блоки ЛАЭС, КАЭС, ЧАЭС, 1-й и 2-й блоки САЭС) с самого начала загружались топливом с обогащением 2% по урану-235. Однако, и при этом обогащении по мере роста выгорания до значения 1100-1200 МВт ? сут./ТВС и при регламентном оперативном запасе реактивности в 20-30 стержней РР величина парового коэффициента реактивности становилась близкой к + 5  $\beta_{\text{эфф.}}$ . Близкие значения величины выгорания топлива были и на блоке № 4 ЧАЭС перед аварией.

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

Измерения быстрого мощностного коэффициента реактивности, характеризующего изменение реактивности активной зоны реактора в ответ на изменения мощности реактора, показали, что при увеличении  $\alpha_{\phi}$  от - (0,2-0,4)  $\beta_{\text{эфф.}}$  до + 5  $\beta_{\text{эфф.}}$ ,  $\alpha_N$  менялся от -  $4 \cdot 10^{-4}$   $\beta_{\text{эфф.}}$  /МВт (т) до +  $0,6 \cdot 10^{-4}$   $\beta_{\text{эфф.}}$  /МВт (т). Однако, и эти данные были справедливы для мощностей выше 50 %  $N_{\text{ном.}}$  [12].

**Комиссия, в связи с отсутствием расчетных данных по коэффициентам реактивности на уровнях мощности менее 50 %  $N_{\text{ном.}}$ , должна отметить, что разработчики реактора, видимо, не предполагали каких-либо опасных особенностей в поведении реактора на малых уровнях мощности и до аварии 26.04.86 г. не вводили никаких ограничений по работе на малых уровнях мощности.**

Для анализа протекания максимальной проектной аварии (МПА) в проекте рассматривался разрыв напорного коллектора контура многократной принудительной циркуляции (КМПЦ) с осушением половины активной зоны реактора. Научным руководителем и Главным конструктором по расчетным программам была определена зависимость реактивности активной зоны реактора от плотности теплоносителя в активной зоне. В соответствии с расчетной зависимостью при обезвоживании активной зоны реактора (снижении плотности теплоносителя) вначале вводится положительная реактивность - до + 2  $\beta_{\text{эфф.}}$  - 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 [4]. **В действительности, согласно расчетам 1980-85 г.г. и затем 1987 г., при замещении воды в активной зоне реактора на пар выделяется положительная реактивность величиной до + 5  $\beta_{\text{эфф.}}$  [72], 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 с фактически полученными значениями этого

коэффициента, а не с установленными проектом. Выше уже отмечалось, что величина  $\alpha_{\phi}$  в значительной степени зависит от состава активной зоны реактора, которая в свою очередь определялась 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 машиноориентированных расчетных методик, существовавших до недавнего времени. Для расчетного определения физических характеристик реактора РБМК в различных режимах необходимы 3-хмерные нестационарные нейтронно-гидравлические модели. Такие модели стали появляться незадолго до чернобыльской аварии и получили развитие лишь после неё.

**Комиссия констатирует, что конструкция реактора, ядерно-физические и теплогидравлические характеристики активной зоны реактора 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 из себя 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.**

3.3. Статьей 3.1.3. 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, повышения излучения выше установленных пределов, нарушения нормального функционирования оборудования...".**

Известно, что в информации [29] и в докладе [30], 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 уж об аварийной защите при достижении этим параметром предельных значений. Только после аварии "Сводными мероприятиями по повышению безопасности и надежности РБМК" [39] 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 всём диапазоне возможных режимов работы реакторной установки (см. п. 4.7.4. доклада).

**Комиссия констатирует, что для ряда важнейших параметров, нарушение которых 28.04.86 г. (персоналом) 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.**

3.4. Статья 3.3.1. ПБЯ-04-74 устанавливает: **"Система управления и защиты должна обеспечивать надёжный контроль мощности (интенсивности цепной реакции), управление и быстрое гашение цепной реакции, а также поддержание реактора в критическом состоянии"**.

Система аварийной защиты РБМК рассчитывалась на компенсацию следующих эффектов реактивности [22]:

- обезвоживание технологических каналов в холодном состоянии реактора;
- схлопывание пара в активной зоне реактора при охлаждении ТВЭЛ до температуры 265 °С;
- 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 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 реактора 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 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 [71], **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 в активную зону на 1,4 м каждый) происходит интенсивный ввод отрицательной реактивности. При ОЗР, равном 15 эффективных стержней РР, на протяжении первых 6 с. после команды АЗ-5 в реактор вносится менее  $1\beta_{эфф.}$  отрицательной реактивности. В случае нерегламентного ОЗР, равного 7 эффективным стержням РР, в течение первых 8 с. после команды АЗ-5 вводимая реактивность положительна **(т.е. цепная реакция в активной зоне реактора 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 надёжного контроля мощности (интенсивности цепной реакции) реактора РБМК-1000, который осуществляется двумя системами - системой физического контроля энерговыделения (СФКРЭ), датчики которой расположены внутри активной зоны, и системой управления и защиты, датчики которой расположены как в баке боковой биологической защиты, так и внутри активной зоны реактора. 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 %  $N_{ном.}$ , 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 %  $N_{ном}$ . Контроль на малой мощности такого геометрически большого реактора, как РБМК-1000 (диаметр активной зоны - 11,8 м, высота активной зоны - 7,0 м), только на основе боковых ИК представляет существенные трудности, поскольку на малой мощности при отключенном ЛАР-ЛАЗ боковые ИК "не чувствуют" центральной 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 ведётся в соответствии с предварительным расчетом, то аналогичный режим на малой мощности при останове неравномерно отравленного реактора связан с риском большого перекоса поля и получения критически высоких неравномерностей энерговыделения как по высоте, так 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 и конструкции стержней СУЗ.**

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 п. 3.4. настоящего доклада, просчеты разработчиков реактора в определении эффектов реактивности, учет которых был необходим при проектировании СУЗ, предопределил невыполнение требований статьи 3.3.5. ПБЯ-04-74.

3.6. Статья 3.3.21. ПБЯ-04-74 устанавливает, что "в СУЗ должна быть предусмотрена быстродействующая аварийная защита (АЗ 1-го рода), 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 быстродействия аварийной защиты. Время ввода всех стержней СУЗ в активную зону реактора (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 быстродействие для реактора, обладающего большими положительными обратными связями, было недостаточным. Можно полагать, что исследований по определению необходимого быстродействия 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 [29], 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 подтверждена 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 реактора 2,5 с.*

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

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 не рабочем состоянии любых двух из трёх 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 реактора из верхнего положения по любому аварийному сигналу или при нажатии кнопки аварийной защиты в зависимости от 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 4 доклада).**

В разделе 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 ТВЭЛ`ов, что при малой способности реактора к сбросу пара из реакторного пространства предопределяет его возможное разрушение.**

В соответствии с проектом реакторное пространство не имело защиты от множественных разрывов 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 реактора и даже вывод (выброс) стержней СУЗ из активной зоны, что ведёт 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.**

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 исполнительные органы АЗ без одного наиболее эффективного органа обеспечивают:

- скорость аварийного снижения мощности реактора, достаточную для предотвращения возможного повреждения ТВЭЛ`ов 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 года на 4-ом 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 урану-235, в то время как в техническом проекте было принято 179 стержней СУЗ при обогащении топлива 1,8% по урану-235. Эскизным проектом предусматривались стержни СУЗ с поглотителем и вытеснителем длиной 7 м (т.е. полностью перекрывавшие активную зону реактора), 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 штук с длиной поглотителя 6 м. В окончательном рабочем проекте предусматривалось 179 стержней СУЗ с длиной поглотителя 5 м у всех стержней (кроме 21 стержня УСП с длиной поглотителя 3,5 м). 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 критических масс в активной зоне реактора, поскольку в силу своей конструкции не перекрывали по высоте всю активную зону (по данным [24] 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, соединённого с поглощающим 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 [32] и Научному руководителю этот эффект был известен до аварии. Экспериментально он был обнаружен при проведении физических пусков 1-ого блока Игналинской и 4-ого блока Чернобыльской АЭС в ноябре-декабре 1983 г., т.е. почти за 2,5 года до катастрофы [69]. 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, доработка конструкции стержней СУЗ с исключением нижнего водяного столба или внедрение плёночного 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 на 50% (например, при отключении одной турбины) запас реактивности уменьшается за счет отравления и возникают перекосы высотного поля до  $K_z \sim 1,9$ . **Срабатывание АЗ в этом случае может привести к выделению положительной реактивности.** Видимо, более тщательный анализ позволит выявить и другие опасные ситуации..." [70].

И далее делаются предложения, реализация которых в режиме, имевшем место 26.04.86 г. на блоке № 4 ЧАЭС, **позволила бы избежать катастрофы:**

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

НИКИЭТ признал наличие положительного выбега реактивности [32] 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 плёночным охлаждением каналов СУЗ). Главный конструктор предлагает организационными мерами устранить опасный эффект и даёт следующую рекомендацию по исключению концевой 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." [32].

Рекомендация допускала такое положение стержней СУЗ, при одновременном движении из которого по сигналу аварийной защиты в нижней части активной зоны реактора 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 реактора вводились стержни УСП (рацпредложение № 264 от 22.02.77 г.). Однако, на большинстве блоков это реализовано не было, в том числе и на блоке № 4 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.**

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 [22], 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 путём 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 первопричины (защита по превышению мощности, защита по скорости увеличения мощности) 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.**

3.10. По результатам рассмотрения вопроса о соответствии системы управления и защиты реактора РБМК-1000, существовавшей на 4-ом 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 реактора стержней УСП по сигналу АЗ.**

Все вышеуказанные меры уже после аварии были включены в "Сводные мероприятия" [39,40], 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.**

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 блока № 4 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 находятся вне герметичных помещений, должны быть предусмотрены устройства, обеспечивающие безопасность населения и персонала в случае разрыва этой части контура".

Проектом 2-ой очереди ЧАЭС часть контура первичного теплоносителя (трубопроводы  $\varnothing_y$  70 и  $\varnothing_y$  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  $\varnothing_y$  70 и  $\varnothing_y$  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 аварии [3].

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 - схемы "Е", **что и произошло 26.04.86 г. Комиссия считает необходимым отметить, что дискуссии о возможном значительном уменьшении последствий аварии, происшедшей 26.04.86 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 у реакторов РБМК-1000, во-первых, говорит о пренебрежении выработавшейся и реализовывавшейся за рубежом в полном объеме уже в 60-70-х г.г. философии безопасности АЭС, базирующейся на принципе глубокоошелонированной защиты (защитная оболочка - четвертый барьер защиты в этой философии); во-вторых, именно Чернобыльская катастрофа трагически убедительно подтвердила цену отступления проекта от принципов многобарьерной защиты.**

3.12. Фактическое состояние обоснования ядерной безопасности реакторной установки РБМК-1000 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. **В этом решении, в частности, сказано, что обеспечение температурного режима оболочек ТВЭЛ 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 освобождения дополнительной положительной реактивности за счет парового эффекта - является весьма сложной задачей, которая ещё 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 реактора после разрыва ТК и создавала бы большую подкритичность. В этом же решении зафиксировано мнение ИАЭ о том, что **следует разработать дополнительно более быструю аварийную защиту, чтобы скомпенсировать положительный паровой эффект реактивности при разрывах.****

Указанная выше комиссия рекомендовала **НИКИЭТ`у совместно с ИАЭ рассмотреть расчеты ИАЭ, 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 реактора. **К сожалению, дальше рекомендаций дело не продвинулось, хотя актуальность предложений, высказанных ещё 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 30.11.75 г. на блоке № 1 Ленинградской АЭС, приведшей к радиоактивным выбросам.** Приведенные выше выдержки говорят о понимании членами этой комиссии того, что авария 30.11.75 г. на блоке № 1 ЛАЭС (головного в серии с реакторами РБМК-1000) явилась следствием принципиальных особенностей конструкции собственно реактора, а не ошибок персонала, хотя известно, что перед аварией 30.11.75 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 [12], которая в дальнейшем использовалась для обоснования безопасности 3-ей 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 нейтронов;

- 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.

**По мнению Комиссии, приведенный набор негативных свойств реакторов рассматриваемого типа (РБМК-1000) 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 РБМК-1000 характеристики реактора, опасные последствия их проявления и пути повышения безопасности 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 [38], которые включали:

- установку в активную зону реактора 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 стержней, 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 реактора (перенастройка ВК);
- ограничение перемещения стержней УСП в диапазоне 3,5-1,2 м по УП;
- обеспечение расчета ОЗР с цикличностью 5 мин., а не 15 мин., как это было до аварии;
- запрет включения в работу 4-х ГЦН на мощности реактора менее 700 МВт (тепловых) - 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.**

3.13. Конструктивные дефекты и нестабильность физических и теплогидравлических характеристик реактора РБМК-1000 были теоретически и экспериментально определены до аварии 26.04.86 г. Однако, не было принято адекватных мер, во-первых, для устранения этих недостатков и 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 эксплуатации ядерных энергетических установок. 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, - действиях персонала. Установленные в регламенте пределы и условия безопасной эксплуатации (см. раздел 4 данного доклада) далеко не всегда были однозначны, обоснованы и понятны персоналу, что не могло не отразиться на безопасности эксплуатации ядерной 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 было принято. 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-го блока ЧАЭС имел существенные отступления от норм и правил по безопасности в ядерной энергетике, действовавших на момент согласования и утверждения технического проекта 2-ой очереди Чернобыльской АЭС в составе блоков №№ 3 и 4;**

- разработчиками проекта отступления не были выявлены, проанализированы, обоснованы и согласованы в установленном порядке;
- не было разработано технических и организационных мер, компенсирующих отступления от требований норм и правил по безопасности в ядерной энергетике.

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 блока № 4 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 в ядерной энергетике. Столь же бездеятельными в вопросах приведения АЭС с реакторами РБМК-1000 в соответствие с требованиями действующих правил по безопасности в ядерной 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.

## 4. Причины и обстоятельства аварии

### 4.1. Общая характеристика программы испытаний, при выполнении которой произошла авария на 4-ом блоке ЧАЭС.

Авария произошла при проведении испытаний режима выбега с нагрузкой собственных нужд турбогенератора № 8 блока № 4 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 [60] 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, ТОВ 2-ой очереди Смоленской АЭС: "...При МПА, сопровождающейся обесточиванием собственных нужд блока, охлаждающая вода подаётся в аварийную половину ПН`ами, 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-ый блок ЧАЭС был принят в эксплуатацию в декабре 1983 г. **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-ем 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 в 1985 г.г. Программами 1982 и 1984 г.г. предусматривалось подключать к выбегающему ТГ по одному ГЦН с каждой стороны реактора, а программами 1985 и 1986 г.г. - по два ГЦН.

### **Программами 1984, 1985 и 1986 г.г. предусматривалось отключение САОР ручными задвижками.**

Комиссия считает, что выполнение указанных выше испытаний неправомерно было относить к чисто электрическим, поскольку их проведение сопровождалось изменением схемы электропитания ответственных механизмов энергоблока, требовало 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 и 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 её 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 РБМК-1000 в предстоящем режиме работы.**

Специфической еплогидравлической 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 реактора. Оба указанных фактора, как оказалось, имели прямое отношение к масштабу проявившихся при испытаниях эффектов.

## **4.2. Хронология технологического процесса 25-26.04.86 г. на 4-ом блоке ЧАЭС.**

Комиссия основывает свой анализ и выводы на следующей хронологической последовательности событий, полученных ею на основе изучения источников, указанных в п. 4.3.

*25 апреля 1986 г.*

01.06

начало разгрузки энергоблока; оперативный запас реактивности (ОЗР) равен 31 стержню РР;

03.45

начата замена состава газовой продувки графитовой кладки реактора с азотно- гелиевой смеси на азот;

03.47

тепловая мощность реактора 1600 МВт;

с 04.13 до 12.36

поочередное измерение характеристик систем регулирования и вибрационных характеристик ТГ-7,8 при постоянной тепловой мощности реактора 1500 МВт;

07.10

ОЗР равен 13,2 стержня РР;

13.05

отключен от сети ТГ-7;

14.00

САОР отключена от КМПЦ;

14.00

отсрочка выполнения программы испытаний по требованию диспетчера Киевэнерго;

15.20

ОЗР равен 16,8 стержней РР;

18.50

нагрузка оборудования собственных нужд, не участвующего в испытаниях, переведена на электропитание от рабочего трансформатора Т6;

23.10

продолжена разгрузка энергоблока; ОЗР равен 26 стержней РР;

26 апреля 1986 г.

00.25

тепловая мощность реактора составила (по оперативному журналу) 720 МВт;

00.28 (по оперативному журналу)

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 не предусмотренное программой снижение тепловой мощности реактора до 30 МВт (нейтронной мощности до нуля).

00.34.03` `

Начат подъём мощности; аварийные отклонения уровня в барабан- сепараторах;

00.43.37"

...

уставка АЗ по снижению давления в барабан-сепараторах переведена с 55 на 50 кг/см<sup>2</sup> ; с 00.39.32" до 00.43.35"

программа ДРЕГ не работала; персоналом блокирован сигнал АЗ по останову двух ТГ; с 00.41 до 01.16 (по оперативному журналу)

отключение от сети ТГ-8 для снятия вибрационных характеристик на холостом ходу; с 00.52.35" до 00.59.54"

программа ДРЕГ не работала;

01.03 (по оперативному журналу)

тепловая мощность реактора поднята до 200 МВт и застabilизирована; включен в работу седьмой ГЦН (ГЦН-12);

01.07 (по оперативному журналу)

включен в работу восьмой ГЦН (ГЦН-22);

с 01.12.10" до 01.18.49"

программа ДРЕГ не работала;

01.19.39"

зарегистрирован сигнал "1ПК вверх";

с 01.19.44" до 01.19.57"

сигнал "1ПК вверх";

01.22.30"

произведена запись параметров на магнитную ленту. (Расчет произведен аварии на Смоленской АЭС. ОЗР по программе "ПРИЗМА" оказался равен 8 стержням РР);

01.23.04"

подана команда "Осциллограф включен", закрыты стопорно-регулирующие клапаны (СРК) турбины № 8. Начался выбег четырёх ГЦН: ГЦН-13, 23 (секция 8РА), ГЦН-14, 24 (секция 8РБ);

01.23.10"

нажатие кнопки МПА;

01.23.30"

снялся сигнал "1ПК вверх" (длительность 3 мин. 33 сек.);

01.23.40"

нажата кнопка АЗ-5. Стержни АЗ и РР начали движение в активную зону реактора;

01.23.43"

появились сигналы аварийных защит по периоду разгона (АЗС) - период менее 20 с., а также по превышению мощности (АЗМ) - мощность более 530 МВт;

01.23.46"

отключение первой пары "выбегающих" ГЦН - 13, 23;

01.23.46,5"

отключение второй пары "выбегающих" ГЦН - 14, 24;

01.23.47"

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 подъём уровня в БС; сигналы "неисправность измерительной части" обоих автоматических регуляторов основного диапазона (1АР, 2АР);

01.23.48"

восстановление расходов на ГЦН, не участвующих в выбеге, до близких к исходным; на выбегающих ГЦН левой стороны восстановление расходов на 15 % ниже исходного; на выбегающих ГЦН правой стороны восстановление расхода на 10 % ниже исходного для ГЦН-24 и недостоверность для ГЦН-23; дальнейший рост давления в БС (левая сторона - 75,2 кг/см<sup>2</sup>, правая сторона - 88,2 кг/см<sup>2</sup>) и уровня в БС; срабатывание БРУК-1 и БРУК-2;

01.23.49"

сигнал аварийной защиты "Повышение давления в РП (разрыв ТК); сигнал "Нет напряжения = 48 в" (снято питание муфт сервоприводов СУЗ); сигналы "Неисправность исполнительных частей 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".

### 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-8.

#### 4.3.1. Штатные самопишущие приборы.

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

#### 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 большей 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 регистрируется положения только 9-ти 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 три 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.

#### 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-1, 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 - 1 ч. 23 мин. 04 с. Этот момент можно отметить по изменению ряда параметров на осциллограмме. Известно, что сигнал АЗ-5 прошел в 1 ч. 23 мин. 40 с., что также можно отметить на осциллограмме, а изменения 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 1 ч. 23 мин. 46 с., а сброс нагрузки другой пары ГЦН - через 0,45 с. после этого. Это значит, что эти события произошли через 6,0-6.45 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 дизельгенератора № 6 со схемой ступенчатого набора нагрузки и включения испытываемого блока выбега ТГ-8.*

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 не измеряемых 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 в 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, не противоречащих друг другу и согласующихся с имеющимися экспериментальными данными, к настоящему времени удастся получить, повидимому, достаточно реалистичную картину развития аварии.

Одно из первых расчетных исследований после аварии проведено с использованием одномерной модели в ИАЭ [28], в которой зависимость реактивности от положения стержней СУЗ была получена из пространственной модели. Однако, несмотря на удовлетворительное в целом описание основных событий, начиная с 01 ч. 19 мин., данная модель является только качественной, т.к. не имеет детального описания процесса в активной зоне реактора 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 неадекватность 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 описывался нестационарным одноступенчатым 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). Однотипные 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 [33]. С её использованием было проведено исследование режима сброса стержней АЗ-5 для состояния, в котором находился реактор 4-ого блока ЧАЭС 26.04.86 г. на момент времени 01 ч. 22 мин. 30 с.

Сочетание удовлетворительного описания кинетики энерговыделения с удовлетворительным теплогидравлическим описанием тепловой инерции ТВЭЛ и роста парообразования в активной зоне реактора 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 давлений и уровней в БС, повышение давления в РП, соответственно, на 3-ей, 6-ой и 9-ой секундах после нажатия кнопки АЗ-5).

Однако, рассматриваемую модель все ещё нельзя считать в достаточной мере адекватной объекту, поскольку однотипное приближение в нестационарном уравнении на загруженной разностной сетке для реакторных установок подобного типа, вероятно, не даёт 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, 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 [52]. В ней решаются нестационарные двухгрупповые диффузионные уравнения переноса нейтронов в трехмерной геометрии с учетом 18 групп запаздывающих нейтронов (по 6 для U-235, Pu-239, Pu-241). Двухгрупповые 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, недогрева теплоносителя на входе в активную зону реактора и др.), не проведен до настоящего времени.**

Кроме указанных выше особенностей и недостатков разных методик расчетного моделирования, использование даже самых совершенных из них встречает трудности, обусловленную некорректностью исходных данных. Она заключается в том, что расчет распределения изотопного состава (энерговыработки) по высоте рабочих каналов штатной системой централизованного контроля не ведется. Поэтому распределение получается с помощью прогнозного расчета в зависимости от общей энерговыработки ТВС без учета конкретных условий их эксплуатации. Это же обстоятельство не даёт возможности корректно учесть нестационарное распределение ксенона-135 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.**

4.5. Версии и предполагаемые причины аварии.

Первая официальная версия происшедшей аварии была сформулирована 5 мая 1986 г. на ЧАЭС межведомственной комиссией под председательством первого заместителя Министра среднего машиностроения СССР А.Г. Мешкова [46]. Она состояла в том, что **авария на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС произошла в результате неконтролируемого разгона реактора вследствие запаривания технологических каналов активной зоны реактора из-за срыва циркуляции в контуре МПЦ. Срыв циркуляции произошел из-за несоответствия расхода питательной и расхода теплоносителя в контуре МПЦ.**

Несколько ранее, 01.05.86 г., в обращении к директору ИАЭ А.П. Александрову, а 09.05.86 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 реактора и неверным пониманием нейтронно-физических процессов, протекающих в ней".** Версия предполагала в качестве причин аварии - **положительный выбег реактивности при вводе стержней СУЗ в активную зону реактора 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 предположения о кавитации и срыве ГЦН [44].** 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 [48], 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 персоналу;
- **отсутствие указания в проекте и технологическом регламенте об опасности нарушения ОЗР.**

На состоявшихся под председательством академика А.П. Александрова двух заседаниях МВНТС (02.06.86 г. и 17.06.86 г. ) **результатам расчетов 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. [47] 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, существо аварийного процесса представлено следующим образом ([47] 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, 6кПа/с. Одновременно начал снижаться расход теплоносителя через реактор, обусловленный выбегом четырёх из восьми ГЦН. За минуту до этого (в 01 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, расходу по 120 т/час. на каждую сторон реактора.*

Снижение расхода теплоносителя через реактор, а также питательной воды в БС, несмотря на конкурирующее (по генерации пара) с этими эффектами повышение давления, в конечном 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 реактора и его прирост был во много раз больше, чем при эксплуатации на номинальной мощности (стр. 309).

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

Как следует из вышеизложенной 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 её расчетом без привлечения каких-либо дополнительных данных.** В частности, в работе американских специалистов [49], 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 [72], выпущенном в 1990 г., и в публикации директора НИКИЭТ Е.О. Адамова [73].

ИАЭ в 1986 г. выполнил анализ возможных версий аварии, согласно которым в реакторе могло бы происходить быстрое и значительное увеличение реактивности [28]. Анализ построен на выявлении противоречий между ожидаемым эффектом рассматриваемой версии аварии с имеющимися объективными данными, зафиксированными 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 реактора.
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 [33], при исходном состоянии реакторной установки, имевшем место перед началом испытаний, возникновение крупной (более  $\varnothing$ , 300 мм) течи теплоносителя из КМПЦ, - в силу присущего реактору большого положительного парового коэффициента реактивности, - могло привести к не менее крупномасштабной аварии. И некоторое время при расследовании аварии предполагалось, что контур МПЦ действительно поврежден, например, по причине повышенной вибрации ГЦН, обусловленной их возможной кавитацией. Однако, версия о течи теплоносителя (см. п.п. 3, 4, 5 перечня возможных версий аварии) были отвергнуты из-за того, что при них показания приборов давления и уровня в БС и ряда других параметров были бы другими. Кроме того, осмотры помещений КМПЦ блока № 4 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 положительным эффектом реактивности 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." [51].**

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 [72]. 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, находит возможным и целесообразным изложить сценарий предаварийного и аварийного процесса в ниже представленном виде, комментируя его оценками действия персонала и влиянием характеристик реактора.

4.6. Версия Комиссии о причинах аварии.

4.6.1. Период нормальной эксплуатации и подготовки испытаний.

Процесс разгрузки энергоблока, начатый в 01 ч. 06 мин. 25.04.86 г., до процесса продолжения разгрузки ниже 720 МВт (тепловых) в первом часу ночи 26.04.86 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. 26.04.86 г. произошло весьма важное для безопасности событие: СИУР, - при переходе с системы локального автоматического управления распределением энерговыделений по объёму активной зоны реактора (ЛАР) на автоматический регулятор общей мощности реактора (АР), - не смог достаточно быстро устранить разбаланс, появившийся в измерительной части АР, и допустил снижение тепловой мощности реактора с 500 МВт 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 реактора при снижении мощности, а также в

процессе произведенного затем повышения мощности реактора до 200 МВт из реактора пришлось извлечь часть стержней оперативного запаса - ОЗР. **Этим действием, 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 4.8. доклада).

В период времени от начала подъема мощности реактора до стабилизации параметров энергоблока при мощности 200 МВт, наступившей приблизительно к 01 ч. 23 мин., на энергоблоке шли обычные технологические процессы и производились обычные технологические операции (за исключением включения четвертой пары ГЦН), такие как: срабатывание паросбросных устройств БРУК; ручное регулирование уровня в БС; перекомпенсация реактора и т.д.

В 01 ч. 22 мин. 30 с. была произведена запись параметров энергоблока системой СКЦ СКАЛА на магнитную ленту, причем оперативные расчеты по программе ПРИЗМА в тот период времени 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 БЦУ и персонал системы СКАЛА результатов оперативных расчетов не имел и вычисляемых параметров, включая значение ОЗР, на этот момент времени не знал.**

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

Высотное распределение энерговыделения в большей части активной зоны реактора было двугорбым с более высокими значениями нейтронного потока в верхней части активной зоны [71]. 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 реактора больше, чем на периферии [29, 47]. **Как показали расчеты [48, 61], такое распределение чрезвычайно неблагоприятно с точки зрения кинетической устойчивости в сочетании с существовавшей конструкцией СУЗ.**

Теплогидравлический режим работы активной зоны реактора характеризовался весьма малым недогревом теплоносителя до кипения ( $\approx 3^\circ\text{C}$ ) и, соответственно, незначительным паросодержанием, которое имело место лишь в верхней части активной зоны [33]. В создавшихся условиях небольшой прирост мощности реактора (по любой причине) в силу малого недогрева до кипения теплоносителя мог приводить к приросту объёмного 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 (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 реактора 200 МВт (тепловых); 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  $56000\text{ м}^3/\text{ч.}$ ; 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 4-х 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**

**реактора было уже нельзя, по-видимому, начиная с 00 ч. 30 мин. 26.04.86 г., что требуется проверить дополнительными исследованиями.**

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 своё вращение ТГ-8 (ГЦН - 13, 14, 23, 24), снижали обороты и уменьшали производительность. Остальные ГЦН (ГЦН - 11, 12, 21, 22) в небольшой степени её увеличивали. Суммарный расход теплоносителя снижался. За 35 с. переходного процесса он снизился на 10-15 % от исходного.

Снижение расхода теплоносителя через активную зону реактора 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 [48] и американскими [49] специалистами. Оно показало хорошее согласие теоретических предсказаний интегральных параметров с действительно зарегистрированными. **Оба расчета показали, что высвобождавшаяся пустотная (паровая) положительная 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 испытания 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, расходы питательной воды и другие - не требовали какого-либо вмешательства ни персонала, ни предохранительных устройств на протяжении периода времени от начала испытания до нажатия кнопки АЗ-5.

Комиссия не выявила события 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.**

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 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 4.3.

Восстановление путем физического расчета [33] 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 реактора весьма неоднородно [33, 71].

Выполненное различными организациями независимо друг от друга математическое моделирование кинетики изменения энерговыделения [34,71] показывает весьма удовлетворительное качественное их согласие. Результатов, 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 поля энерговыделений. В верхних слоях активной зоны реактора, куда начали вдвигаться поглощающие части стержней АЗ

и РР, нейтронный поток начал убывать. В нижних слоях активной зоны, из которых начали вытесняться поглощающие нейтроны столбы, - возрастать. Самописец мощности реактора, который воспроизводит суммарный ток боковых ионизационных камер, расположенных за пределами активной зоны реактора, зарегистрировал небольшое снижение мощности, а затем её рост. В дальнейшем оба рассматриваемых расчета показывают, что практически всё энерговыделение смещается в нижнюю часть активной зоны высотой около 2 м. Оба расчета показывают, что линейные тепловые нагрузки в нижних участках ТВЭЛ 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 [71,72] показывают появление всех сигналов БИК спустя всего 3 с. после нажатия кнопки АЗ-5. Сведений об этих сигналах в расчетах [33] не приводится, возможно, из-за отсутствия внимания к этому показателю.

Полное отсутствие в активной зоне реактора "черных" поглотителей (всего один ДП), наличие во многих участках активной зоны реактора 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 [33, 71, 72].

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 реактора с чрезвычайно высокими показателями неравномерности.

Согласно расчету [33] объемный коэффициент неравномерности энерговыделения достиг величины  $KV = 5,5$ . С учетом того, что исходная мощность активной зоны реактора (по тем же расчетам) возрастает приблизительно в 30 раз, линейные тепловые нагрузки на наиболее напряженных участках многократно превосходят номинальные значения при 100 % -ой мощности реактора. Поэтому в нижних участках активной зоны в отдельных ТК энтальпия ТВЭЛ достигла критических величин, при которых происходит разрушение ТВЭЛ различной степени.

Как показано в работе японских специалистов, основанной на прямых экспериментальных исследованиях [73], при энтальпии ТВЭЛ 220 кал/г УО ( $T = 3300$  °К) начинается их разрушение. При энтальпии 285 кал/г УО ТВЭЛ разрываются, а при энтальпии 320 кал/г УО происходит их диспергирование (дробление на мелкие части) взрывного характера. **ПРИМЕЧАНИЕ:** ТВЭЛ реактора РБМК не вполне идентичны ТВЭЛ, использовавшимся при экспериментах японскими специалистами. Однако, возможное количественное несоответствие критических энтальпий модельных и реальных ТВЭЛ, по мнению Комиссии, не может изменить принципиальный вывод о механизме катастрофического разрушения, который указывается также в информации [29] и в работе [76].

Таким образом, результаты расчетных анализов, выполненных спустя 4 года после аварии наиболее компетентными в вопросах физики реакторов организациями: НИКИЭТ, ВНИИАЭС, ИАЭ, ИЯИ АН УССР [33, 72] - показали возможность опасного увеличения мощности реактора РБМК-1000 с многократным ростом локальных энерговыделений в активной зоне реактора по причине ввода стержней аварийной защиты в реактор.

Итак, 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 [51], - то для завершения изложения представляется возможным привести версию последовавших процессов, уже не основанную на расчетах.

С использованием данных работы [73] относительно разрушительных сил катастрофического процесса и с привлечением изложенных в разделе 3 данных о

характеристиках и конструкции реактора сценарий аварийного процесса может быть представлен в следующем виде.

Разрывы и разрушение отдельных участков ТВЭЛ 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 [73]. Если в 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 [48]) и **наличие более допустимого столбов воды внизу активной зоны (что редко, субъективно и допущено персоналом)**, то после преодоления определенной тепловой инерции ТВЭЛ в зоне наибольших энерговыделений **началось парообразование, которое из-за большого локального положительного парового коэффициента реактивности в значительной мере способствовало неравномерному саморазгону активной зоны и быстрому повреждению ТВЭЛ 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 положительный 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 барабан-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 особенности 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, частичному отрыву несущей плиты реактора от кожуха и к заклиниванию по этой причине всех стержней СУЗ, которые к моменту отрыва 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 новый эффект - массовое парообразование по всему объёму активной зоны из-за декомпрессии контура охлаждения реактора и высвобождение полной величины присущего РБМК-1000 большого положительного 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, происходивших в активной зоне реактора на начальной стадии аварийного процесса. Это работы группы сотрудников ВНИИАЭС, ИЯН АН УССР, ИАЭ [33] и НИКИЭТ [72]. В обеих работах без внешних теплотехнических возмущений типа кавитации ГЦН, разгерметизации КМПЦ и др. исследуются физические процессы в активной зоне при движении в неё 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 реактора и на значительный рост объёмной его неравномерности. Однако, выводы расчетов противоположны в части объяснения причин аварии. Если расчет [33] раскрывает причину аварии в виде локального подъема мощности, то расчет [72], подтверждая эти эффекты, констатирует, что количественные значения локальных всплесков энерговыделения недостаточны для повреждения ТВЭЛ. Возможно, это объясняется

недостаточно адекватным описанием теплогидравлики активной зоны реактора. Сведения о методике расчета теплогидравлических процессов в работах НИКИЭТ [71, 72] не приводятся.

**Комиссия не может признать вывод работы [72] корректным, поскольку авторы расчетов аварийного процесса не могут гарантировать высокую точность и адекватность методик производимых расчетов.**

Более того, в исследованиях НИКИЭТ [71], исследованных другими организациями [48], отмечается большая чувствительность результатов к небольшой вариации исходных данных. В исследовании [33] найдено **такое незначительное изменение стартового нейтронного распределения, которое резко ухудшает характеристики аварийного процесса.** Так, в пределах 20 %-ой 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, 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 [33] возможность значительного повреждения ТВЭЛ в предположении о существовании незначительной погрешности определения исходного объемного энерговыделения реализовалась в действительности.**

Однако, в работе [72], 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, вносимому стержнями СУЗ, необходимо одновременное проявление ещё каких-либо факторов: "кавитация ГЦН, попадание неравновесного пара на вход активной зоны, опережающие сигнал АЗ отключения выбегающих ГЦН, вскипание теплоносителя на входе в реактор, частичные нарушения герметичности НВК, кратковременное открытие паровых предохранительных клапанов".

Возможно, в будущем эти версии, фигурировавшие с первых дней поиска причины 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 РБМК **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 правильности такого подхода Комиссия находит в перечне организационных и технических мероприятий, которые были запланированы к исполнению и осуществлены на реакторах рассматриваемого типа [38, 39, 40, 62].

#### 4.7. О действиях персонала ЧАЭС.

**Официально опубликованные документы о причинах Чернобыльской аварии основную тяжесть вины за неё 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 [42] и другой обязательной для исполнения эксплуатационной документации. 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 нарушения нормативной документации персоналом или разработчиками.**

4.7.1. В процессе разгрузки блока № 4 25.04.86 г. (примерно, в 03 ч.) при мощности реактора около 2000 МВт ОЗР снизился ниже 26 стержней РР. Технологический регламент

(ТР) по эксплуатации блоков №№ 3, 4 ЧАЭС ([42], глава 9) допускал работу блока с ОЗР менее 26 стержней РР с разрешения главного инженера АЭС (ГИС).

При дальнейшей разгрузке (примерно, с 07 ч. 25.04.86 г.) на мощности реактора 1500 МВт ОЗР снизился до 15 стержней РР. В таких случаях в соответствии с требованиями 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 в аналогичных ей (например, при полном отказе программы "ПРИЗМА" по функции определения ОЗР) ситуациях.** Тем не менее, оставив в работе реактор 25.04.86 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 её 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 (тепловых), т.е. до 5 % N ном. , а затем АРМ или кнопкой АЗ-5". В этой связи необходимо указать на следующие обстоятельства:*

*Первое. Пункт 8.9.1.а.. ТР относит реактивность к важным технологическим параметрам, которые должны контролироваться на всех уровнях мощности. **Но ОЗР в перечне важных параметров отсутствует.***

*Второе. **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 энерговыделения.***

*Третье. **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 реактора стержней РР, не запрещаемое в других реакторах, например, в ВВЭР, для РБМК было недопустимо из-за конструкции стержней РР, поскольку извлечение из активной зоны более некоторого количества стержней СУЗ сосредотачивало в нижней её части слишком много "положительных запалов" реактивности в виде удаляемых столбов воды.*

4.7.2. В 14 ч. 25.04.86 г. персонал, согласно п. 2.15. рабочей программы [43], закрыл ручные задвижки САОР, тем самым отключив её 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 °С "САОР должна быть приведена в состояние готовности". В то же время раздел 2 "Регламента переключения ключей и накладок..." [45] 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 масштабов аварии" [46] из-за отключения САОР была не потеряна, а в принципе отсутствовала в конкретных условиях 26.04.86 г.**

4.7.3. В 00 ч. 28 мин. 26.04.86 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 провала мощности реактора 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 2АР 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 реактора для создания условий проведения испытаний.

*ПРИМЕЧАНИЕ: Событие, происшедшее в 00 ч. 28 мин. 26.04.86 г. на блоке / 4 ЧАЭС требует дополнительного комментария.*

*По самописцу СФКРЭ не зафиксировано снижение тепловой мощности реактора ниже 30 МВт. В то же время самописец нейтронной мощности около 5 мин. фиксировал нулевую мощность реактора, после чего кривая нейтронной мощности вышла на уровень, соответствующий 30-40 МВт по самописцу СФКРЭ. Низкое значение мощности и соответствующая малая точность её определения средствами штатного контроля означают, что мощность реактора практически опустилась к минимально контролируемому уровню (МКУ). **Снижение мощности реактора до любого уровня не ниже МКУ согласно пункту 6.1. ТР считалось частичной разгрузкой блока, после которой, согласно тому же пункту ТР, разрешалось её восстановление вплоть до номинальной.***

*Здесь необходимо обратить внимание на противоречивость указаний эксплуатационной документации, поскольку под кратковременным остановом реактора 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 приблизительно 00 ч. 33 мин., возбудило в реакторе новый ксеноновый процесс перестройки полей энерговыделения, контролировать который персонал не имел возможности (см. раздел 3.4. данного доклада). 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.**

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-ого блока ЧАЭС 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 переключения ключей и накладок технологических защит и блокировок" [45]. 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 [29] 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 [77] заявляют, что **"автоматический перевод уставок АЗ-1, 5 при отклонениях уровня воды в БС недопустим, т.к. при работе любой защиты АЗ-1 - АЗ-3 происходит снижение уровня до уставки "- 600" по прибору "+ 400 ... - 1200 мм", что в свою очередь приведет к срабатыванию АЗ-5 и полному глушению реактора",** и находят чрезвычайно простой выход из положения: **"вместо автоматического перевода уставок и автоматического ввода (вывода) АЗ-5 от снижения G 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 (хотя 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 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<sup>2</sup> на 50 кгс/см<sup>2</sup>. Эти действия персонала соответствуют требованиям эксплуатационной документации, поскольку согласно пункту 12 "Регламента переключения ключей и накладок" [45] право выбора этой уставки предоставлялось персоналу. **Обвинения в блокировке защиты по давлению пара в БС, предъявляемые персоналу в официальных материалах, Комиссия не подтверждает.**

*ПРИМЕЧАНИЕ:* Необходимо подчеркнуть, что защита от снижения Давления в БС действует на останов турбины и не является "защитой реактора по тепловым параметрам", как это написано в [29]. Объективности ради авторам [29] надо было бы отметить, что **реактор, - в полном соответствии проектом, - при мощности турбины менее 100 МВт (эл.) вообще оставался без защиты снижения давления, что при фактически существовавшем  $\alpha_{\phi}$  могло привести реактор к разгону при регламентном ОЗР (например, при открытии и непосадке главных предохранительных клапанов, БРУ-Б, разрыве паропроводов и т.д. ).**

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 испытаний режима выбега ТГ-8. Замер вибрации ТГ-7 и ТГ-8 с различной нагрузкой на них предусматривался другой программой, которую персонал частично уже выполнил 25.04.86 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. 25.04.86 г.) без заглушения реактора требовало вывода защиты реактора "АЗ-5 по останову двух ТГ", что и было сделано персоналом в соответствии с пунктом 1 "Регламента переключений ключей и накладок..." [45], 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.**

4.7.6. К 01 ч. 00 мин. 26.04.86 г. подъем мощности реактора был прекращен и мощность была застabilизирована на уровне  $\approx 200$  МВт (тепловых). Решение провести испытания выбега ТГ-8 на уровне мощности реактора  $\approx 200$  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 ограничения 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 тепловых), 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 блоке № 4 26.04.86 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 1 час после срабатывания АЗ-3 ОЗР мог стать ниже 15 стержней РР при мощности реактора 200 - 300 МВт (тепловых) и любое последующее действие, автоматическое или дистанционное, на останов реактора во многом повторило бы события 26.04.86 г. Комиссия считает, что обвинения оперативному персоналу в эксплуатации блока на уровне мощности менее 700 МВт не имеют оснований.*

4.7.7. В 01 ч. 03 мин. и 01 ч. 07 мин. в соответствии с пунктом 2.12. рабочей программы испытаний [43] "для обеспечения расхолаживания реактора в опыте" дополнительно включены в работу ещё по одному ГЦН с каждой стороны - ГЦН-12 и ГЦН-22. **Подключение к реактору всех восьми ГЦН на любом уровне мощности до 26.04.86 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 ГЦН технологический регламент ограничивал производительность каждого ГЦН величиной 6500-7000 м<sup>3</sup>/ч. Действительно, 26.04.86 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 [44] указано, что "выбегающие и не выбегающие насосы сохраняли устойчивую подачу, включая момент разгона и разрушения реактора".

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

- эксплуатация РУ с ОЗР 15 стержней РР и менее в период с 07 ч. 00 мин. до 13 ч. 30 мин. 25.04.86 г. и, ориентировочно, с 01 ч. 00 мин. 26.04.86 г. до момента аварии ( нарушение главы 9 ТР );
- отключение САОР в полном объёме (нарушение пункта 2.10.5. ТР );
- загробление уставки защиты реактора по снижению уровня в БС с "- 600" до "- 1100" (нарушение пункта 9 Регламента переключения ключей и накладок...);
- увеличение расходов по отдельным ГЦН до 7500 м<sup>3</sup>/ч. ( нарушение пункта 5.8. ТР ).

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

4.7.9. В заключение данного раздела Комиссия считает необходимым подытожить изложенное по степени влияния "наиболее опасных нарушений режима эксплуатации, совершенных персоналом четвертого блока ЧАЭС" [46], на причину и масштаб последствий аварии.

**По мнению Комиссии, отключение САОР не повлияло на возникновение аварии и на её 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 повышением расходов теплоносителя через отдельные ГЦН,** что, впрочем, целесообразно подвергнуть дополнительному расчетному анализу.

**Операции со значительными уставок и отключением технологических защит и блокировок не явились причиной аварии, не влияли на её масштаб.** Эти действия не имели никакого отношения к аварийным защитами собственно реактора ( по уровню мощности, по скорости её роста ), которые персоналом не выводились из работы. Изменения начальной мощности проведения испытаний и продолжение разгрузки энергоблока обусловило необходимость оперативных действий по управлению энергоблоком, не предусмотренных программой испытаний, что увеличило риск неудачных действий. **Подтверждением этого служит непредусмотренное программой испытаний снижение мощности реактора до МКУ и необходимость её подъёма, 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 опасным были именно малые мощности, на которых безопасность реактора РБМК-1000 в проектных материалах не исследовалась и не обосновывалась.**

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

4.8. Об оперативном запасе реактивности.

**Одной из самых важных в Чернобыльской аварии является проблема оперативного запаса реактивности.**

Дополнительно к изложенному в пунктах 4.7.1. и 4.7.3. настоящего доклада, в которых Комиссия анализирует соответствие действий персонала технологическому регламенту, необходимо отметить, что действительная роль ОЗР реактора, как показали послеаварийные исследования, крайне противоречиво отражается и 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 (РР).

Работа при запасе менее 26 стержней (РР) допускается с разрешения главного инженера станции.

При снижении оперативного запаса реактивности до 15 стержней (PP) 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 пересматривать их в сторону ужесточения по согласованию с Научным руководителем и с 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 ужесточения 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.

Таблица 6.1.

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

**"6.6.4. Минимальный запас реактивности в процессе поддержания мощности после кратковременной остановки должен составлять не менее 15 стержней.**

**Если при извлечении стержней PP 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 PP говорит о том, что **ОЗР не трактовался как предел безопасной эксплуатации, нарушение которого могло привести к аварии.**

*ПРИМЧАНИЕ: Столь же противоречивы указания относительно ОЗР и в проектных материалах. Так, например, в [63] записано, что "на номинальном уровне мощности в стационарном режиме величина оперативного запаса реактивности должна составлять не менее 26 и не более 35 стержней PP. По разрешению главного инженера станции (ГИС) допускается работа при запасе менее минимального запаса реактивности, но не более 3-х суток.*

*При запасе реактивности менее 10 стержней ( PP ) 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 пункту 4.7.1. настоящего доклада). Проектом ОЗР также не рассматривался как предельный параметр, по которому необходимо вводить защиту (см. раздел 3.3. и 3.7. настоящего 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 проекта 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 РБМК о том, что она намеревается ввести ограничение на полное извлечение из активной зоны реактора стержней СУЗ общим количеством 150 штук, причем каждый оставшийся должен быть погружен в активную зону не менее, чем на 0,5 м [32].

С позиций существующих в настоящее время знаний, полученных из послеаварийных исследований, можно понять смысл предлагавшегося ограничения следующим образом. Поскольку высотное поле энерговыделения в РБМК может иметь специфическую неустойчивость, определяемую наличием седловины в средних сечениях активной зоны реактора (двугорбое поле), при которой ввод стержня РР в активную зону вносит положительную реактивность в нижнюю часть реактора и отрицательную реактивность - в верхнюю часть (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 (полностью извлеченных из активной зоны) действует таким же образом на реактивность активной зоны реактора лишь спустя более секунды после команды АЗ-5.

*ПРИМЕЧАНИЕ: Ввиду сильной зависимости способности РБМК к разгону от количества поглотителей стержней РР и столбов воды под их вытеснителями, находящимися 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 параметра ОЗР именно для эффективности аварийной защиты, соответствующих изменений в ТР до 1986 г. внесено не было и персоналу АЭС с РБМК соответствующих разъяснений не было дано. **В любой ситуации "... персонал был вправе надеяться, что при любом режиме работы реактора АЗ сработает и эффективно прекратит цепную реакцию, предотвратит разгон реактора" [65].** Но это было не так и до самой аварии персонал энергоблоков с 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 в послеаварийный период (исключены столбы воды под вытеснителями стержней СУЗ) Главный конструктор, - спустя четыре года после аварии, - получил право заявить: "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 стержней РР." [51]. Теперь это действительно так, однако Комиссия обращает внимание, 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 и 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 только на инструкциях.** Если при заданных отклонениях какого-то параметра реактор необходимо заглушить, то это должно происходить автоматически*

без вмешательства оператора. Более того, нужно предпринять меры, чтобы такая автоматическая защита не могла быть произвольно отключена" [75].

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

4.9. Причины аварии.

**Исходным событием аварии было нажатие кнопки сброса стержней аварийной защиты ( кнопка АЗ-5 ) старшим инженером управления реактором 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 положительной реактивности в активной зоне реактора, внесённой вытеснителями стержней СУЗ [33, 72, 73].**

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

Возникшее первоначальное увеличение положительной реактивности обусловило значительный рост мощности, **поскольку РБМК обладал сильной положительной связью между реактивностью и парообразованием в активной зоне.** Этому же в немалой степени способствовала низкая исходная мощность реактора, теплогидравлические характеристики, способствовавшие максимальному проявлению положительного парового эффекта реактивности, и значительные неравномерности энерговыделений по объёму активной зоны реактора.

*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 [54]: "При анализе Чернобыльской аварии выяснилось: большой положительный эффект реактивности вытеснителей; большой положительный паровой эффект реактивности; образование чрезмерно большой неравномерности энерговыделения в активной зоне реактора в процессе аварии. Последнее обстоятельство одно из наиболее важных и обусловлено большими размерами активной активной зоны ( 7 ÷ 12 м ), малой скоростью перемещения неоднородных ( имеющих поглотители, вытеснители и водяные столбы под ними ) стержней СУЗ - 0,4 м/сек. и большим положительным паровым эффектом реактивности  $\approx 5\beta_{эфф}$ . **Всё 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 надёжности эксплуатации; к игнорированию неоднократных проявлений большой величины положительного 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 технологического 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 РБМК; игнорированием расхождения результатов, получающихся по различным методикам; отсутствием экспериментальных исследований в условиях, наиболее приближенных к натурным; отсутствием анализа специальной литературы и, в конечном итоге, передачей Главному конструктору неверных методик расчета нейтронно-физических процессов и своих собственных функций - обоснования процессов, протекающих в активной зоне реактора и обоснования безопасности АЭС с РБМК.

Важным обстоятельством является и то, что Минэнерго СССР длительное время пассивно эксплуатировало АЭС с РБМК с их нейтронно-физической нестабильностью в активной зоне реактора, не придавая должного значения неоднократным выпадениям сигналов АЗМ

и АЭС при срабатывании АЗ, не требовало тщательного разбора аварийных ситуаций. **... необходимо констатировать, что авария, подобная Чернобыльской, была неизбежной".**

## 5. Заключение

Чернобыльская авария была рассмотрена и проанализирована международной Консультативной Группой по Ядерной Безопасности (INSAG) при Генеральном директоре МАГАТЭ [64]. 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 эксплуатации 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. Культура безопасности предполагает всеобщую психологическую настроенность на безопасность, которая в первую очередь определяется деятельностью руководителей организаций, участвующих в создании и эксплуатации АЭС [56].

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 данной концепции должны формировать национальный климат, при котором безопасность является делом ежедневного внимания.

Однако, с позиций указанной концепции событие 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 и контролируемые структуры и т.д. ).

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

5.1. Недостатки конструкции реактора РБМК-1000, эксплуатировавшегося на 4-ом блоке Чернобыльской АЭС, предопределили тяжелые ( катастрофические ) 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, в эксплуатационной документации не было указано на возможные последствия эксплуатации реактора с имевшимися опасными характеристиками. Разработчиками проекта на самом высоком уровне постоянно утверждалось, что РБМК - самый безопасный реактор, чем притуплялось требуемое концепцией культуры безопасности чувство опасности у персонала по отношению к объекту управления, т.е. к реакторной установке.

Разработчики РБМК-1000 знали о таком опасном свойстве созданного ими реактора, как возможность ядерной неустойчивости, но количественно не смогли оценить возможные последствия её 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 ещё одно обстоятельство. Упомянутая весьма слабая защита против очень опасных последствий эксплуатации неустойчивого реактора не соответствует концепции глубоко эшелонированной защиты, на основе которой развивалась ядерная энергетика во всем мире.

РБМК-1000 с его проектными и конструктивными особенностями по состоянию на 26.04-86 г. обладал столь серьезными несоответствиями требованиям норм и правил по безопасности, что эксплуатация его стала возможной лишь в условиях недостаточного уровня культуры безопасности в СССР.

## **5.2. Практика переложения на человека-оператора функций 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 настоящем 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 персоналом нарушения во многом определялись неудовлетворительным качеством эксплуатационной документации и её противоречивостью, обусловленной неудовлетворительным качеством проекта РБМК-1000.

Персонал станции не знал о некоторых опасных свойствах реактора и, следовательно, не осознавал последствий допускаемых им 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 её возникновении и развитии. После тяжелой аварии на ЯЭС "Три Майл Айленд" ( США ) разработчики менее всего старались обвинить оперативный персонал станции 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" [53].

Американские специалисты поняли, что **"некоторых переходных процессов можно избежать при наличии хорошего проекта. Если можно представить себе переходный процесс, то всё можно учесть в проекте, чтобы управлять переходным процессом"** [53].

Эдвард Р. Фредерик, американский оператор, принявший ночью 28.04.79 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 неё"** [53].

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, ещё 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 энергетике, непонимание природы ошибок оператора"** [59].

Приоритет экономических факторов и производства электроэнергии на практике являлся и до сих пор является определяющим принципом деятельности ядерной энергетике. 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 их не в пользу последней. Это также сыграло свою роль 26.04.86 г. на Чернобыльской АЭС, когда возникновение затруднения в исполнении программы испытаний и отдельные нарушения регламента были преодолены многолетней привычкой к безусловному достижению поставленной цели.

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

Настоящий вывод вытекает, в частности, из того, что в отсутствие закона об использовании ядерной энергии полную ответственность за безопасность эксплуатируемых ядерных станций практически никто не несёт. 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 возлагалось 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 управления 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 [58] и официально признанной СССР [57], конечную ответственность перед населением и страной в целом за безопасную эксплуатацию АЭС всегда несёт эксплуатирующая организация. Однако, **ответственность не может реализоваться без необходимых для неё прав.** Между тем, существовавшая и существующая до сих пор система не даёт 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 Чернобыльской катастрофы - 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 неверно) за принимаемые решения.

В настоящем докладе указано на множество отступлений проекта и конструктивных решений 4-го 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 катастрофы 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 ядерной энергии. Однако, в отсутствие законодательной базы, экономических методов регулирования, человеческих и финансовых ресурсов у регулирующего органа и сложностью создания в стране института независимой экспертизы существовала и существует многозвенная система пооперационного контроля и мелочной опеки АЭС, но

не полнокровная система регулирования безопасного использования ядерной энергии в интересах всего населения страны.

Наиболее важным уроком Чернобыльской катастрофы является не только необходимость улучшения отдельных характеристик РБМК и условий их эксплуатации, хотя это и важно само по себе, но и **необходимость внедрения во все аспекты использования ядерной энергии в СССР требований концепции культуры безопасности.**

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

За время, прошедшее после 26.04.86 г. проведены значительные работы по анализу причин и обстоятельств аварии, однако, их нельзя считать законченными. 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**" [56].

### **Список использованных источников**

1. Техническое обоснование безопасности 2-ой Курской АЭС и Чернобыльской АЭС. Гидропроект, инв. № 180, 4Д-183, 1974 г.
2. Курская, Чернобыльская АЭС, 2-я очередь. Технический проект. Гидропроект, инв. № 174, 1974 г.
3. Техническое обоснование безопасности, Гидропроект, инв. № 176, 1976 г. Смоленская АЭС 1-я очередь; Курская АЭС 2-я очередь; Чернобыльская АЭС 2-я очередь.
4. Техническое обоснование безопасности реакторной установки РБМК-4, НИКИЭТ, инв. № Е4.306-387, 1973 г. и инв. № Е4.306-440, 1973 г.
5. Техническое решение Главтоэнерго и организации п/я В02250 по системе обеспечения безопасности АЭС с реакторами РБМК-1000, проектируемых Минэнерго СССР от 19 июля 1974 г.
6. Отчет "Техническое обоснование безопасности реакторной установки РБМК-4, сб. 01 с дополнением к отчету", НИКИЭТ, инв. № Е4. 306-440, 1973 г.
7. Расчетно-пояснительная записка к техническому проекту РБМК, ИАЭ им. И. В. Курчатова, инв. № 35-877, 1966 г.
8. Исследование эффектов реактивности и переходных процессов в процессе энергопуска реактора РБМК, НИКИЭТ, ЛАЭС инв. № КТО 5521/42-565, 1974 г.
9. Оценка парового коэффициента реактивности по данным режима с отключением ГЦН на мощности 45 % от номинальной, ЛАЭС инв. № ПТО-667, 1974 г.
10. Влияние перегрузки реактора 1 блока в КПр 1976 г. на величину парового коэффициента реактивности. ЛАЭС инв. № НТБ 1092 дсп. 1976 г.
11. Материалы по изменениям на 1-ом блоке ЛАЭС до КПр 1976 г. и после него. НИКИЭТ исх. 120-1244 от 07.02.77 г.
12. Исследования эффектов реактивности в переходных процессах реакторов РБМК на ЧАЭС. НИКИЭТ, инв. № 53-44, 1980 г.
13. Физические характеристики реактора РБМК 2-го блока в процессе эксплуатации. ЛАЭС, инв. № 504-ОТ/51-198, 1979 г.
14. Исследование эффектов реактивности реактора РБМК 3-го блока. ЛАЭС, НИКИЭТ, инв. № 51-281, 1979 г.
15. Об уменьшении парового коэффициента реактивности. НИКИЭТ, исх. 050-571 от 12.01.76 г.
16. Исследования парового и мощностного эффектов реактивности реактора РБМК-1500 при энерговыработке 13 эфф. суток. НИКИЭТ, ИАЭС, инв. № 251-1-84 НТБ, 1984 г.

17. Анализ результатов измерения парового коэффициента реактивности реакторов РБМК в ходе выполнения мероприятий по повышению безопасности. НИКИЭТ, инв. № 120-398-2999, 1989 г.
18. Дополнительные нейтронно-физические расчеты к техническому проекту РБМК. Предварительные результаты экспериментов на физстенде УГ. ( сб. 01Р сб. 01 ОТ ). ИАЭ им. И.В. Курчатова.
19. Техническое обоснование безопасности 2-ой очереди КАЭС и ЧАЭС (дополнение). Гидропроект, инв. № 253 ТП, 1976 г.
20. Решение о порядке перевода РБМК на обогащение 2 %. Инв. № 1597с, исх. 16-1807.
21. "Отчет о переводе реакторов РБМК-1000 на топливо 2 % обогащения". НИКИЭТ, ИАЭ им. Курчатова, инв. № 050-001-098с, 1977 г.
22. Технический проект системы управления и защиты реактора РБМК. НИКИЭТ инв. № 11526. /8.146-9144./
23. Технические условия на СУЗ РБМК-5, РБМК-9. ТУ95.5115-82.
24. Изменение мощности РБМК с разрывом труб контура циркуляции. ИАЭ им. Курчатова, инв. № 31/1490 дсп, 1977 г.
25. Ядерная безопасность РБМК вторых очередей, нейтронно-физические расчеты. НИКИЭТ, инв. № 050-0750933.
26. Ядрихинский А.А. "Ядерная авария на 4-ом блоке Чернобыльской АЭС и ядерная безопасность реакторов РБМК". 1989 г.
27. Система физического контроля распределения энерговыделения. Технические условия ТУ 95.5098-78 РБМК-7. Сб. 170 ТУ.
28. "Исследование причин аварии на ЧАЭС". Отчет ИАЭ им. И.В. Курчатова, инв. № 34/716186 дсп от 30.10.86 г.
29. "Авария на ЧАЭС и её последствия" - информация , подготовленная для совещания экспертов МАГАТЭ, части 1 и 2, ГКАЭ СССР.
30. "Авария на ЧАЭС: год спустя". ИАЕА-48163, Вена, 02.10.87 г.
31. Итоговый доклад МКГЯБ МАГАТЭ к Совещанию по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле, GC ( SPLI )/3. Вена. 24.09.86 г.
32. Письмо НИКИЭТ исх. № 050-01/1-120 от 02.02.84 г.
33. Разработка полномасштабных математических моделей динамики АЭС с РБМК-1000 и анализ на их основе начальной стадии аварии на Чернобыльской АЭС. Отчет ВНИИАЭС и ИАЭ им. И.В. Курчатова. Инв. № 07-282 1/89. 1989 г.
34. Анализ причин аварии на Чернобыльской АЭС путем математического моделирования физических процессов. Отчет ВНИИАЭС, инв. № 846, 1987 г.
35. Правила ядерной безопасности атомных электростанций. ПБЯ-04-74. Москва, Атомиздат, 1976 г.
36. Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации (ОПБ-73). Москва, Атомиздат, 1974 г.
37. Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, сооружении и эксплуатации (ОПБ-82). Москва, Энергоатомиздат, 1984 г.
38. План реализации мероприятий по повышению безопасности АЭС с реакторами РБМК. Июнь 1986 г.
39. Сводные мероприятия по повышению надежности и безопасности действующих и сооружаемых атомных станций с реакторами РБМК от 19.12.86 г.
40. Сводные мероприятия по повышению надежности и безопасности действующих и сооружаемых атомных станций с реакторами РБМК. СМ-88-РБМК.
41. Типовой технологический регламент по эксплуатации блоков АЭС с реактором РБМК-1000. ИАЭ им. И.В. Курчатова, инв. № 33/262982, 1982 г.
42. Технологический регламент по эксплуатации 3-го и 4-го энергоблоков Чернобыльской АЭС. ВПО Союзатомэнерго. 1984 г.
43. "Рабочая программа испытания турбогенератора № 8 Чернобыльской АЭС в режимах совместного с нагрузкой собственных нужд".
44. Анализ режима работы ГЦН в предварительный период и в первой фазе аварии на 4-ом блоке ЧАЭС. Отчет ОКБМ и ИАЭ им. И.В. Курчатова, инв. № 333/1-360-89.
45. Регламент переключения ключей и накладок технологических защит и блокировок. ЧАЭС, инв. № 280/11.

46. "Акт расследования причин аварии на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС, происшедшей 26.04.86 г.". ЧАЭС, уч. № 79, пу. 05.05.86.
47. "Информация об аварии на Чернобыльской АЭС и её последствиях, подготовленная для МАГАТЭ". "Атомная энергия", т. 61, вып. 5, ноябрь 1986 г., стр. 320.
48. "К акту расследования причин аварии на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС, происшедшей 26 апреля 1986 г.". Минэнерго СССР, Союзатомэнерго, инв. № 4/611, 1986 г.
49. "США: Моделирование аварии на ЧАЭС", Национальная лаборатория, штат Айдахо. Перевод предприятия п/я 7755, № 92 от 12.07.88.
50. Решение № 8 секции № 2 НТС Госатомэнергонадзора СССР от 15.02.90 г.
51. О решении секции № 2 НТС ГАЭН СССР, письмо НИКИЭТ, исх. № 040-04/2571 от 28.03.90 г.
52. Трехмерная нейтронно-теплогидравлическая модель и программа для исследования быстрых нестационарных процессов в РБМК. ИАЭ им. И.В. Курчатова, инв. № 33/1-282-88, 1988 г.
53. Эдвард Р. Фредерик. Взгляд на проект, подготовку персонала, эксплуатацию, как на критические звенья. IAEA-SM-269/91.
54. В.П. Волков. Чернобыльская авария. Истоки и уроки. Научно-технический отчет о НИР. ИАЭ им. И.В. Курчатова, 1987 г.
55. Экспертное заключение по работе т. Ядрихинского А.А. "Ядерная авария на 4-ом блоке ЧАЭС и ядерная безопасность РБМК". НИКИЭТ, исх. № 050-02/1226 от 13.02.90 г.
56. Основные принципы безопасности ядерных электростанций. 75 INSAG-3, Вена, 1988 г.
57. Итоговый документ Венской встречи представителей государств-участников совещания по безопасности и сотрудничеству в Европе. Москва, Политиздат, 1989 г.
58. Безопасность ядерных электростанций - ввод в эксплуатацию, эксплуатация и снятие с эксплуатации. Свод положений, № 50-С-О, МАГАТЭ, Вена, 1979 г.
59. В.Н. Абрамова. "Взгляд психолога на Чернобыльскую аварию." Наука и жизнь № 11, 1989 г.
60. О режиме выбега, письмо НИКИЭТ, исх. № 040-9253 от 24.11.76
61. Моделирование на ЭВМ динамических процессов в эксплуатационных режимах АЭС, включая аварийные. Изменение реактивности при погружении СУЗ РБМК-1000 в активную зону. КИЯИ АН УССР, 1986 г.
62. "Ввод в эксплуатацию реакторов РБМК-1000 1-ого и 2-ого блоков ЧАЭС после длительной остановки и меры ядерной безопасности" НИКИЭТ, программа 12.170П от 29.06.86 г.
63. Чернобыльская АЭС, ТОВ 3-ей очереди. Гидропроект, Москва, 1982 г. Согласован НИКИЭТ, исх. № 040-06/3396 от 06.04.83 г., согласован ИАЭ им. И.В. Курчатова, исх. № 33-33/13 от 16.02.83 г.
64. Совещание по рассмотрению причин и последствий аварии в Чернобыле. Итоговый доклад INSAG. Вена. 30 августа-3 сентября 1986 г.
65. В.Г. Дубовский. "О факторах неустойчивости ядерных реакторов на примере реактора РБМК", УДК 621.039.58, Обнинск, 1989 г.
66. Абрамова В.Н., Белехов В.В., Бельская Е.Г. и др. Социально-психологические исследования на ЧАЭС в период с мая 1986 по 1987 г.г. Научный отчет ОНИЛ "Прогноз", т. 2. Обнинск, ИАТЭ, 1987 г.
67. Абрамова В.Н. Авария на Чернобыльской АЭС: психологические уроки. Энергия: Экономика, техника, экология. № 3, 1988 г.
68. Абрамова В.Н. Психологическое обеспечение кадровой службы атомной энергетики. Докторская диссертация. Обнинск, 1990 г.
69. Физический пуск реактора РБМК-1500 первого блока Игналинской АЭС, НИКИЭТ. Отчет 12.346 От, 1987 г.
70. Письмо ИАЭ им. И.В. Курчатова, исх. № 33-08/67 дсп от 23.12.83
71. Анализ развития аварии на ЧАЭС. НИКИЭТ, инв. П-34962, 1986 г.
72. Обобщенный анализ аварии на 4-ом блоке ЧАЭС, НИКИЭТ, 13.168 От, 1990 г.
73. Анализ разрушительных сил, приведших к аварии на ЧАЭС. Nucl. Eng. and Design., V.106, № 2, 1988, p. 179-189.
74. The Soviet RBMK: There do where do we go from here ? E.O. Adamov, Nucl. Eng. Intern., v. 6, 1990, p. 33-36.

75. А.К. Калугин. Современное понимание аварии. "Природа" № 11, 1990 г., стр. 70-77.

76. Implication of the Accident at Chernobyl for Safety Regulation of Commercial Nuclear Power Plants in the United States, NUREG-1251, US NRG, 1987.

77. Техническое решение по вопросу схем защит реактора от снижения уровня в сепараторах пара и от снижения расхода питательной воды, НИКИЭТ, "Гидропроект", 1983 г.