

НЕСООТВЕТСТВИЕ СОСТОЯНИЯ БЛОКА 4 ЧАЭС ПРАВИЛАМ И НОРМАМ БЕЗОПАСНОСТИ

Напомним даты выхода документов, положенных в основу проекта реактора РБМК:

- 1965 г. - «Технические условия на проектирование РБМК», отчет п/я А-1758, инв. № 8107.
- 1965 г. - «Дополнение к ТУ на проектирование РБМК», отчет п/я А-1758, инв. № 8798.
- 1965 г. - «Расчетно-пояснительная записка к эскизному проекту реактора РБМК», п/я А-1758, инв. № М-8474.
- 1966 г. - «Расчетно-пояснительная записка к техническому проекту РБМК», п/я А-1758, инв. № М-9599.
- 1972 г. - «РБМ-К4. Пояснительная записка», п/я А-7291, инв. № П-18504.

Позднее вышли нормативные документы по безопасности, в соответствии с требованиями которых разработчики должны были пересмотреть все проектные документы по АЭС с РБМК:

- 1973 г. - «Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации» (ОПБ-73) [37].
- 1974 г. - «Правила ядерной безопасности» (ПБЯ-04-74) [38].

Практически одновременно вышли документы проектировщиков:

- 1973 г. - П/я №7291, «Техническое обоснование безопасности реакторной установки РБМК-4», инв. № Е4.306-387 и инв. № Е4.306-440.
- 1974 г. - Главатомэнерго МЭ СССР, «Техническое решение Главатомэнерго и организации п/я В-2250 по системе обеспечения безопасности АЭС с реакторами РБМК-1000, проектируемых Минэнерго СССР, от 19 июля 1974 года.
- 1974 г. - Гидропроект им. Жука, «Курская, Чернобыльская АЭС, 2 очередь, Технический проект», инв. № 174.

Еще позднее были разработаны документы по обоснованию безопасности АЭС с РБМК:

- 1976 г. - Гидропроект им. Жука, Техническое обоснование безопасности, Смоленская АЭС - 1 очередь; Курская АЭС - 2 очередь; Чернобыльская АЭС - 2 очередь, инв. № 176.

Но ни для одного из блоков, построенных для Минэнерго СССР после головного (1-й блок ЛАЭС), технический проект РБМК не пересматривался и не переутверждался даже после ввода в действие новых нормативных материалов по безопасности в 1982 году (ОПБ-82). Поэтому уверенно можно заявлять о том, что в серийное изготовление были сознательно переданы реакторы с недостаточным уровнем безопасности.

Массовое строительство энергоблоков с РБМК началось без создания необходимой научной и экспериментальной базы, поэтому действующие АЭС превратились в полигоны для проведения экспериментов, проверки разработчиками новых технических решений. В связи с отсутствием специализированной проектной базы к проектированию атомных электростанций стали привлекать организации из других направлений энергетики. В частности, проектирование второй очереди ЧАЭС выполнял институт Гидропроект, который не имел соответствующего специального опыта, поскольку занимался гидроэлектростанциями.

Перечень отступлений от требований правил ядерной безопасности

В этом разделе приводятся только те проектные отступления от вышеупомянутых нормативных документов по безопасности, которые оказались существенными при возникновении и развитии аварии на 4-м энергоблоке ЧАЭС 26 апреля 1986 года (всего в проекте нарушены требования 32-х пунктов ПБЯ-04-74 и ОПБ-82 [5]).

Для удобства представления результатов анализа отступлений вначале приводится содержание пункта правил, требования которого не было учтено при разработке проекта РБМК, а затем излагается суть допущенных проектных нарушений правил безопасности.

Основой для приводимого ниже анализа отступлений послужил Доклад Комиссии Госпроматомнадзора СССР (Москва, 1991 г.), в работе над которым автор принимал активное участие.

1. Пункт 3.1.6 ПБЯ-04-74

"В техническом проекте АЭС проектные материалы по обеспечению ядерной безопасности должны входить отдельным разделом в техническое обоснование безопасности сооружения и эксплуатации атомной электростанции.

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

Технический проект второй очереди Чернобыльской АЭС в составе блоков 3 и 4, разработанный Генеральным проектировщиком - институтом "Гидропроект" в 1974 г. [39], содержал раздел "Техническое обоснование безопасности ЧАЭС", который был согласован с Научным руководителем (ИАЭ им. И.В. Курчатова) и Главным конструктором (НИКИЭТ). В свою очередь, Техническое обоснование безопасности АЭС [40] было составлено с учетом "Технического обоснования безопасности реакторной установки" [41], разработанного НИКИЭТ и технического решения Главатомэнерго Минэнерго СССР [42].

Во всех вышеуказанных проектных материалах отсутствовал перечень отступлений проектов АЭС и реакторной установки от требований Правил ядерной безопасности, и не было приведено обоснование допустимости этих отступлений. Наличие имеющихся отступлений с Госатомнадзором СССР не согласовывали, а сам надзорный орган никакой инициативы не проявил. Может быть, он не знал о них? Знал! Но поскольку эти отступления не были официально сформулированы и отправлены ему по почте, то формально их как бы и не существовало. И только «Техническое обоснование безопасности АЭС» [40] было согласовано с Управлением по надзору в атомной энергетике Госгортехнадзора СССР (письмо от 05.03.75 № 24-11/73), Госатомнадзором СССР (письмо от 18.05.75 № Н18 дсп) и Государственным санитарным надзором СССР (письмо от 20.01.75 №32-57 дсп).

Но поскольку «Техническое обоснование безопасности АЭС» не содержало перечня отступлений от норм и правил, и мер по компенсации этих отступлений, то и разработанная на его основе эксплуатационная документация, которой руководствовался в своих действиях персонал, не была адекватной фактическим характеристикам реактора. Таким образом, требования п. 3.1.6 ПБЯ-04-74 разработчиками проекта ЧАЭС и реакторной установки не были выполнены.

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

2. Пункт 3.2.2 ПБЯ-04-74

"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".

Основной составляющей полного мощностного коэффициента реактивности в реакторах типа РБМК является так называемый "паровой эффект реактивности" (α_p), численно отражающий изменение реактивности реактора в ответ на изменение паросодержания в активной зоне. В проекте РБМК-1000 изначально предусматривалось, что при выбранном уран-графитовом соотношении величина парового эффекта реактивности будет иметь знак «минус» и значение на уровне -1β [24]. Но практика показала иное - при выгорании топлива и выгрузке из активной зоны дополнительных поглотителей (ДП) паровой эффект реактивности менял свой знак на «плюс» и его величина достигала значений $+6\beta_{эфф}$. Это было следствием проектной ошибки при выборе такого уран-графитового соотношения, которое гарантировало большую величину выгорания топлива и достижение высокой экономичности АЭС.

Экспериментальные определения парового α_p и полного мощностного коэффициента реактивности a_N на АЭС проводились регулярно, по специально разработанным методикам, с 1973 года (с момента пуска 1 блока Ленинградской АЭС).

Для реакторов с обогащением топлива 1,8 % по урану-235 в этих экспериментах на блоке 1 ЛАЭС были получены данные, указывающие на изменение знака и увеличение парового коэффициента реактивности с ростом выгорания топлива и выгрузкой ДП [43]:

от минус $0,22 \beta_{эфф}$ (при 211 ДП)

до плюс $5,1 \beta_{эфф}$ (при 32 ДП)

Значения парового эффекта реактивности, полученные отделом ядерной безопасности ЧАЭС в результате замеров на 4-м блоке, даны ниже в таблице.

Таблица 6

Эффекты и коэффициенты реактивности реактора энергоблока № 4 ЧАЭС

Кроме того, в экспериментах было замечено, что одновременно с увеличением значения α_ϕ происходило уменьшение значений такого важного параметра, как период развития первой азимутальной гармоники τ_{01} , характеризующего стабильность поля энерговыделения в реакторе и возможность эффективного управления реактором стержнями управления. При значении α_ϕ близком к $+5 \beta_{эфф}$ период

Дата замера	Среднее выгорание в реакторе МВтсут/ТВС	Мощн. реактора МВт	Кол-во ТВС 2%	Кол-во ДП	Кол-во H ₂ O	Кол-во СП	ОЗР ст. СУЗ	$\alpha_\phi \beta_{эфф}$	$\alpha_N \cdot 10^{-4} \beta_{эфф}/\text{МВт}$	τ_{01} мин	Примечание
27.01.1984	35	2100	1386	234	41	231	19,3	-1,25	-8,8	>200	[44]
06.06.1984	244	3200	1446	189	26	-	35,3	-0,97	-2,7	>120	[45]
09.10.1984	507	3200	1465	144	52	-	32,7	-0,1	-2,1	>90	[46]
07.06.1985	867	3200	1536	74	51	-	30,2	+1,3	-1,4	28,0	[47]
24.04.1986	1349	3200	1659	1	1	-	30,1	+5,2	+0,6	5,9	[30]

τ_{01} уменьшался до 3 минут, что делало поле энерговыделения в реакторе настолько неустойчивым, что старший инженер управления реактором (СИУР) не мог отойти от пульта даже на полминуты. Автоматический регулятор поддержания заданного

уровня мощности тоже работал на износ. Частота его срабатываний достигала 430-440 включений в час и муфты сервоприводов то и дело выходили из строя. Проблема регулирования поля энерговыделения оказалась очень актуальной, т.к. нестабильность его распределения приводила к превышению мощности в отдельных тепловыделяющих сборках и к их разгерметизации. Оперативными мерами СИУР эту проблему решить не мог, поскольку интенсивность его труда была уже запредельной (на 1-м блоке ЧАЭС в 1978-79 годах за 8-ми часовую смену СИУР был вынужден обращаться к стержням управления до 3500 раз).

С целью решения этой задачи проектировщиками было принято решение о переводе всех РБМК на топливо с 2% обогащением по U-235 и оснащению реакторов системой ЛАР (локальный автоматический регулятор). Но реальное внедрение в работу системы ЛАР состоялось только в 1983-84 годах.

Начальная загрузка реакторов АЭС второго поколения с РБМК-1000 (3 и 4 блоки ЛАЭС, КАЭС, ЧАЭС, 1 и 2 блоки САЭС) формировалась уже целиком из топливныхборок с обогащением 2% по U-235. Однако и с этим топливом, по мере роста выгорания до значений 1100-1200 МВтсут/ТВС и при регламентном оперативном запасе реактивности в 26-30 стержней РР, величина парового коэффициента реактивности α_ϕ постепенно возрастала и становилась близкой к $+5 \beta_{эфф}$.

Измерения a_N , быстрого мощностного коэффициента реактивности, характеризующего изменение реактивности реактора в ответ на изменения мощности показали, что при увеличении парового эффекта α_ϕ до $+5 \beta_{эфф}$, a_N тоже менял свой знак и увеличивался от минус $4 \times 10^{-4} \beta_{эфф}/\text{МВт}$ (тепл.) до $+0,6 \times 10^{-4} \beta_{эфф}/\text{МВт}$ (тепл.).

Примечание – приведенные значения α_ϕ и a_N были получены во время экспериментов на мощности реактора от 50% до 65% $N_{ном}$ [48].

В связи с отсутствием проектных и экспериментальных данных по эффектам и коэффициентам реактивности для мощности менее 50% $N_{ном}$, можно отметить, что до аварии 26 апреля 1986 года разработчики реактора не осознавали какой-либо особой опасности при работе реактора на малых уровнях мощности, и не вводили для этих режимов никаких ограничений.

Для анализа протекания максимальной проектной аварии (МПА), в качестве которой в проекте рассматривался разрыв напорного коллектора контура многократной принудительной циркуляции (КМЦ) с осушением половины активной зоны, Научным руководителем и Главным конструктором была определена (по расчетным программам) зависимость реактивности реактора от плотности теплоносителя в активной зоне. Результаты расчетов показали, что при обезвоживании активной зоны (снижении плотности теплоносителя) вначале в реактор вводится положительная реактивность (до $+2 \beta_{эфф}$), а затем, по мере приближения к полному запариванию каналов (или обезвоживанию активной зоны), вводимая реактивность уменьшается и становится отрицательной. Вследствие этого якобы происходит самоглушение реактора (даже при отсутствии воздействия исполнительных органов СУЗ на реактивность) [41]. Не будучи проверены на практике, эти расчеты, тем не менее, послужили основанием не рассматривать далее проблемы глушения реактора при течах теплоносителя. Но в реальной действительности, согласно позднее полученным данным из экспериментов на работающих реакторах, при замене воды в активной зоне на пар выделяется положительная реактивность величиной до $+5 \beta_{эфф}$ [48], что приводит не к "самоглушению" реактора, а к вводу большой положительной реактивности и «разгону» мощности реактора.

В целом надо отметить, что в материалах проекта РБМК-1000 вообще отсутствует обоснование безопасной величины парового эффекта реактивности, поэтому энергоблоки эксплуатировались с такими значениями α_ϕ , которые совершенно не соответствовали проектным данным.

Выше уже отмечалось, что величина α_0 в значительной степени зависит от состава загрузки активной зоны реактора, который в свою очередь определялся принятой на конкретной АЭС методикой расчета и проведения перегрузок топлива. Эти методики также не были обоснованы в проекте.

Выявленным в результате экспериментов фактам значительных по величине положительных эффектов и коэффициентов реактивности ни разработчики, ни Госатомнадзор своевременно не дали объективной оценки, вследствие чего поведение реакторов РБМК в аварийных ситуациях и режимах оставалось неизвестным.

Все вышеизложенное позволяет констатировать, что конструкция реактора, а также ядерно-физические и теплогидравлические характеристики активной зоны предопределили наличие опасных по величине положительных значений парового эффекта и мощностного коэффициента реактивности. И при этом не была "обеспечена и особо доказана ядерная безопасность" как для работы на номинальном уровне, так и для промежуточных уровней мощности (от минимально-контролируемой, до номинальной). Не было сделано это и для аварийных режимов.

Таким образом, реактор РБМК-1000, из-за ошибочно выбранных его разработчиками физических и конструктивных параметров активной зоны, представлял собой трудно управляемую, динамически неустойчивую систему.

На основании вышеизложенного можно утверждать, что проект реактора РБМК-1000 содержал, в части конструкций и характеристик активной зоны, опасные отступления от требований пунктов 3.2.2 ПБЯ-04-74 и 2.2.3 ОПБ-73.

3. Пункт 3.1.8 ПБЯ-04-74

"Система сигнализации реакторной установки должна выдавать следующие сигналы: аварийные (световые и звуковые, включая сирену аварийного оповещения) при достижении параметрами уставок срабатывания аварийной защиты (АЗ) и аварийных отклонениях технологического режима; предупредительные (световые и звуковые) - при приближении параметров к уставкам срабатывания АЗ, повышении излучения выше установленных пределов, нарушении нормального функционирования оборудования".

После аварии на 4-м блоке ЧАЭС (1986 г.), в информации [49] и докладе [50], представленных Государственным Комитетом СССР по использованию атомной энергии в МАГАТЭ, главной ошибкой персонала была названа работа с оперативным запасом реактивности (ОЗР) ниже установленного предела.

Однако проектные материалы и научно-исследовательские работы, выполненные в обоснование проекта, не предусматривали ОЗР в качестве основного параметра, по которому должна обеспечиваться сигнализация и аварийная защита (при достижении им предельных значений). Только после аварии была предусмотрена разработка устройства регистрации ОЗР с записывающим прибором на блочном щите управления, и выдача аварийного сигнала на останов реактора при достижении ОЗР аварийной уставки [51].

По ряду других критических параметров, например, по линейной нагрузке на твэл, проектом вообще не был предусмотрен контроль, и тем более защита. Поэтому уверенно можно говорить о том, что даже для важнейших параметров, нарушение которых 26 апреля 1986 г. разработчики реактора считали решающими для возникновения аварии, проектом не были предусмотрены предупредительные и аварийные сигналы (и аварийная защита), что является нарушением требований пункта 3.1.8 ПБЯ-04-74.

4. Пункт 3.3.1 ПБЯ-04-74

"Система управления и защиты должна обеспечивать надежный контроль мощности (интенсивности цепной реакции), управление и быстрое гашение цепной реакции, а также поддержание реактора в подкритическом состоянии".

Система аварийной защиты РБМК рассчитывалась на компенсацию следующих эффектов реактивности [52]:

- обезвоживание технологических каналов в холодном реакторе;
- схлопывание пара в активной зоне при охлаждении твэла до температуры 265°C;
- возможное «зависание» части стержней аварийной защиты (АЗ).

Невозможно объяснить, почему при расчете необходимой эффективности аварийной защиты разработчики реактора посчитали достаточным учесть только этот набор эффектов реактивности. Он был не полон, он не охватывал множества других эффектов реактивности, также известных уже на ранних стадиях создания реактора. Например, конструкторы не учли, что при выгорании топлива в реакторе мощностной и паровой коэффициенты реактивности меняют свой знак с отрицательного на положительный, и достигают опасных для эксплуатации значений. Не учли и того, что конструкция стержней СУЗ

изначально предопределяла ввод положительной реактивности при их движении в активную зону из крайнего верхнего положения. А низкие скоростные характеристики аварийной защиты (время полного погружения стержней в активную зону из верхнего положения 18 секунд, в то время как в аварийном режиме мощность за одну секунду может возрасти в десятки раз) вообще делали защитную функцию СУЗ неэффективной. Все вышеперечисленные недостатки привели к тому, что для ряда режимов работы реактора аварийная защита напрочь теряла свою функцию и сама инициировала разгон мощности реактора. Поэтому имеются все основания считать, что разработчики реактора своевременно не оценили эффективность аварийной защиты во всех возможных эксплуатационных ситуациях. И только после взрыва на 4-м блоке Главный конструктор в своей работе [53], посвященной анализу аварии на ЧАЭС, показал, что функция аварийной защиты полностью исчезает при ОЗР равном 7 стержням РР. В этом случае в течение первых 8 секунд (после срабатывания защиты АЗ-5) сброс стержней СУЗ приводит к внесению положительной реактивности (т. е. цепная реакция разгоняется, а не гасится).

Кроме того, разработчиками было допущено немало оплошностей в проекте систем контроля мощности (интенсивности цепной реакции) реактора. Контроль осуществлялся двумя системами - системой физического контроля распределения энерговыделения (СФКРЭ, датчики которой расположены внутри зоны), и системой управления и защиты, датчики которой расположены как в баке боковой биологической защиты, так и внутри активной зоны. Эти системы дополняют друг друга, но каждая из них обладает индивидуальными недостатками, в наибольшей степени проявлявшимися на малой мощности. Это связано с тем, что СФКРЭ обеспечивает **контроль относительного и абсолютного распределения энерговыделения** в диапазоне 10-120 % номинальной мощности реактора и **контроль его мощности** в диапазоне 5-120 % номинальной мощности. А система локального автоматического регулирования и локальной автоматической защиты (ЛАР-ЛАЗ), тоже действовавшая по сигналам внутризонных датчиков (импульсных камер - ИК), осуществляла свои функции по регулированию реактора начиная с мощности более 10% $N_{ном}$. Эти два обстоятельства позволяют утверждать, что в диапазоне мощностей от 0 до 5% $N_{ном}$ мощность реактора, и её распределение в объеме активной зоны практически не контролировались.

Контроль энерговыделения в таком большом реакторе (диаметр активной зоны 11,8 м, высота - 7,0 м) только на основе боковых импульсных камер (ИК), находящихся за пределами активной зоны реактора, является крайне неэффективным. На малой мощности боковые ИК "не чувствуют" центральные части активной зоны реактора и того, как распределено поле энерговыделения по высоте активной зоны. Это связано с тем, что ИК были расположены вне активной зоны в средней по высоте точке и не чувствовали энерговыделение в верхней и нижней частях реактора.

Таким образом, оператор реактора на малых уровнях мощности полагался в своих действиях больше на опыт и интуицию, чем на показания приборов контроля. Такой режим управления реактором неприемлем даже при пуске разотравленного реактора, когда управление полем его энерговыделения ведется в соответствии с предварительным расчетом. А при останове неравномерно отравленного реактора вышеупомянутый режим «интуитивного» управления приводит к риску получения критически высоких неравномерностей энерговыделения как по высоте, так и по радиусу активной зоны и к разгерметизации твэлов. Это обстоятельство не учитывалось до аварии на ЧАЭС, и по нему разработчики не ввели никаких ограничений.

На основании вышеизложенного можно сделать вывод о том, что система управления и защиты РБМК-1000 не отвечала требованиям пункта 3.3.1 ПБЯ-04-74.

5. Пункт 3.3.5 ПБЯ-04-74

"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".

Как показано выше в Таблице 2.4, просчеты разработчиков реактора в выборе эффектов реактивности, учет которых был необходим при проектировании СУЗ, изначально предопределили невыполнение требований пункта 3.3.5 ПБЯ-04-74.

6. Пункт 3.3.21 ПБЯ-04-74

"В СУЗ должна быть предусмотрена быстродействующая аварийная защита (АЗ первого 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 полностью отсутствует обоснование необходимого быстрого действия аварийной защиты. Время ввода всех стержней СУЗ в активную зону (18 секунд) было одинаковым для всех стержней. Разбивка их на функциональные группы АЗ и РР (аварийной защиты и ручного регулирования) была абсолютно условной (с точки зрения быстрого действия). В процессе эксплуатации реактора можно было без каких-либо технических и организационных помех перевести стержень из группы АЗ в группу РР, и наоборот.

Примечание: Только после аварии на ЧАЭС была разработана и внедрена быстродействующая аварийная защита (БАЗ), с временем полного погружения стержней в активную зону равным 2,5 секунды.

Вышеизложенного достаточно, чтобы считать - требования пункта 3.3.21 ПБЯ-04-74 в проекте не выполнены.

7. Пункт 3.3.26 ПБЯ-04-74

"Аварийная защита реактора должна обеспечивать автоматическое, быстрое и надежное гашение цепной реакции в следующих случаях:

- при достижении аварийной уставки по мощности;
- при достижении аварийной уставки по скорости нарастания мощности (или реактивности);
- при исчезновении напряжения на шинах электропитания СУЗ;
- при неисправности или нерабочем состоянии любых двух из трех каналов защиты по уровню или скорости нарастания мощности;
- при появлении аварийных технологических сигналов, требующих останова реактора;
- при нажатии кнопок аварийной защиты".

Выше было показано, что СУЗ реактора РБМК, включая систему АЗ, была неспособна 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.).

Следует также отметить, что сброс стержней СУЗ из верхнего положения (при срабатывании аварийной защиты), в зависимости от величины ОЗР, распределения поля энерговыделения и режима работы реактора мог привести (из-за конструктивных недостатков стержней СУЗ) не к заглушению, а к вводу положительной реактивности и разгону реактора [30, 53].

Не предусмотренное в проекте изменение характеристик активной зоны и недостаточная скорость и эффективность СУЗ приводили к тому, что возрастание мощности реактора при срабатывании АЗ-5 бывало настолько значительным (в определенных условиях), что при достижении мощностью аварийных уставок АЗМ и АЗС ядерная реакция уже не могла быть прекращена без значительного повреждение твэлов.

В соответствии с проектом, реакторное пространство не имело защиты от разрывов труб технологических каналов (ТК). При одновременном разрыве труб двух и более каналов мог произойти "отрыв" верхней плиты реактора (схемы "Е") и последующий выход из строя всей системы ввода стержней СУЗ в активную зону (так и было 26.04.86 на блоке №4 ЧАЭС). При этом событии может произойти выброс стержней СУЗ из активной зоны, что приведет к вводу положительной реактивности и взрывному разгону мощности реактора.

На основании вышеизложенного можно утверждать, что проект СУЗ РБМК-1000 не соответствовал требованиям пункта 3.3.26 ПБЯ-04-74.

8. Пункт 3.3.28 ПБЯ-04-74

"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, (даже) без одного наиболее эффективного органа обеспечивают:

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

В проекте СУЗ реактора РБМК-1000 количество, эффективность и скорость введения исполнительных органов АЗ были выбраны и обоснованы без учета экспериментально подтвержденных (или хотя бы математически исследованных) эффектов реактивности, которые могли сыграть (а в аварии 1986 года на 4 блоке ЧАЭС действительно сыграли) катастрофическую роль.

Представляет интерес эволюция проекта СУЗ в части касающейся определения количества стержней управления и их эффективности.

Так, в эскизном проекте РБМК [54], разработанном в 1965 г., предусматривалось иметь 212 стержней управления и защиты при обогащении топлива 2% по U-235, в то время как в техническом проекте было принято уже только 179 стержней СУЗ (при обогащении топлива 1,8% по ^{235}U).

Эскизным проектом предусматривались стержни СУЗ с поглотителем и вытеснителем длиной 7 м (т. е. перекрывавшие активную зону по всей её высоте), из них 68 стержней входило в группу АЗ. Однако в техническом проекте у 146 стержней длину сборки, которая поглощает нейтроны, укоротили до 6 м, у 12-ти стержней - до 5 м, и у 21 стержня - до 3 м. Общее количество стержней аварийной защиты было уменьшено с 68 до 20 (с длиной поглотителя 6 м). А в рабочем проекте вообще реализовали всего 179 стержней СУЗ с длиной поглотителя 5 м у всех стержней (кроме 21 стержня УСП с длиной поглотителя 3,5 м). Количество стержней АЗ стало 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 непонятной и длительной эволюции была выбрана такая конструкция стержней СУЗ, при которой органы воздействия на реактивность не предотвращали образования локальных критмасс, поскольку в силу своей конструкции не могли перекрыть своей поглощающей нейтроны частью всю высоту активной зоны реактора. И это при том, что критическая высота активной зоны РБМК-1000 может составлять от 0,7 до 2,0 м для различных состояний реактора (по данным отчета ВНИИАЭС [55]).

Проект не учитывал, что поглощающая способность графитового вытеснителя воды, подвешенного снизу к поглощающей части стержня, меньше, чем у вытесняемого им из нижней части канала столба воды. Это приводило к тому, что при движении стержня СУЗ вниз (из его крайнего верхнего положения) происходило замещение сильного поглотителя нейтронов (столб воды под вытеснителем) на менее эффективный поглотитель (графитовый вытеснитель). В итоге это приводило к введению 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 и Научному руководителю этот эффект локального ввода положительной реактивности стержнем регулирования был известен задолго до аварии [56]. Экспериментально он был обнаружен при проведении физических пусков 1 блока Игналинской, и 4 блока Чернобыльской АЭС в ноябре-декабре 1983 года, т. е. почти за 2,5 года до катастрофы [57].

Справедливости ради следует отметить, что на чрезвычайную опасность выявленного эффекта сразу же обратила внимание организация Научного руководителя – ИАЭ им. Курчатова. Она отметила, что "при снижении мощности реактора до 50% (например, при отключении одной турбины) запас реактивности уменьшается за счет отравления (активной зоны продуктами деления – К.Н.) и возникают перекосы высотного поля до $K_z = 1,9$. Срабатывание АЗ в этом случае может привести к выделению положительной реактивности. Видимо, более тщательный анализ позволит выявить и другие опасные ситуации" [58].

И далее Научным руководителем формулируются предложения, реализация которых позволила бы избежать Чернобыльской катастрофы:

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

Комиссиями по физпуску, которые проводили эксперименты на вновь вводимых блоках, тоже предлагались способы нейтрализации этого опасного явления [59]. Главный конструктор не принял ни одного из них, включая введение ограничения на извлечение стержней РР до верхних концевиков, доработку конструкции стержней СУЗ (с исключением под ними водяного столба).

Этот опасный эффект получил персональное имя – «концевой эффект» стержней СУЗ, но борьба с ним шла чрезвычайно вяло. Только спустя год НИКИЭТ признал наличие «концевого эффекта» у стержней управления (с вытеснителями) [56] и предложил технические меры по его компенсации (увеличение числа стержней УСП, увеличение длины телескопа, возврат к первоначальному проекту СУЗ с использованием стержней без вытеснителей и с пленочным охлаждением каналов СУЗ). Однако они так и не были реализованы, причем самим же Главным конструктором. Вместо этого он предложил устранить опасный эффект организационными мерами, т.е. дал к обязательному исполнению следующую рекомендацию: "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" [56].

Также не было реализовано промышленностью техническое задание Главного конструктора (8.794 ТЗ) на изготовление экспериментальных стержней СУЗ с увеличенным (до 7 м) поглотителем.

На основании вышеизложенного можно утверждать, что проект СУЗ реактора РБМК-1000 не отвечал требованиям пункта 3.3.28 ПБЯ-04-74.

Деятельность Главного конструктора и Научного руководителя в сфере ядерной безопасности РБМК

А теперь кратко рассмотрим историю того, как Научный руководитель и Главный конструктор занимались проблемами ядерной безопасности энергоблоков с реакторами РБМК. В лабораториях НИКИЭТа и ИАЭ им. Курчатова, при расчетах физических свойств решетки реактора попутно рассчитывали и изучали эффекты реактивности РБМК. Полученные значения парового эффекта (α_p) колебались от сверх опасной величины $+14,88 \beta_{эфф}$ (ИАЭ, 1966 г.) до совершенно благополучной цифры $-5,30 \beta_{эфф}$ (НИКИЭТ, 1969 г.). Последний результат и был положен в основу технического проекта реактора РБМК, хотя Правила ядерной безопасности требуют учитывать исключительно максимальную величину опасного эффекта. Такой разброс значений нельзя объяснить несовершенством расчетных программ и недостаточным знанием физики РБМК, ведь для получения достоверных результатов специально разрабатываются стендовые физические эксперименты, в которых ученые обязаны проверять расчетные значения изучаемых эффектов.

Работы по экспериментальному обоснованию безопасности проекта реактора РБМК прекрасно описал в своем труде «Ядерная энергетика. Ядерные аварии. Ядерная безопасность. Ядерная наука» Александр Ядрихинский, инженер-инспектор по ядерной безопасности (Курская АЭС, 1991 г.). Ниже приведены краткие выдержки из его исследования.

«По поводу экспериментального обоснования безопасности проекта реактора РБМК лучше предоставить слово сотрудникам ИАЭ им. Курчатова, докторам наук Е.П. Кунегину, Я.В. Шевелеву, И.Ф. Жежеруну, Н.И. Лалетину, которые в 1980 году дали объективную оценку качеству работ по этому обоснованию [60] – «Подводя итоги анализа, приходим к заключению: приведенные в работах (даны ссылки) параметры решеток РБМК, якобы измеренные в экспериментах по распространению нейтронного импульса в сборках размерами 60x75x125 см, вовсе не являются экспериментальными, ибо их нельзя, как и следовало ожидать, имея ввиду малые размеры сборок, получить из результатов измерений в этих экспериментах. Откуда они взяты, остается тайной авторов работы. И, видимо, не случайно, а с целью "замаскировать" эту тайну, они нигде - ни в оригинальных отчетах (даны ссылки), ни в диссертациях (даны ссылки) - не вычисляя поперечный геометрический параметр $\langle \dots \rangle$ сборок и не приводят материальных параметров $\langle \dots \rangle$ исследуемых решеток...».

"Программа выполненных экспериментов по РБМК более обширна, чем программа SGHWR, но в отличие от последней она не обладает полнотой для определения всех необходимых параметров решеток реактора. Она не дала возможности определить даже важнейшие – паровой и температурный коэффициенты реактивности».

И еще - "Эксперименты, предназначенные для проверки расчетов параметров миграции нейтронов в решетке (возраста - τ , длины - L и коэффициента диффузии - D) по существу оказались не выполненными. Ориентация на приведенные в отчетах и диссертациях А.Н. Кузьмина и М.Б. Егиазарова параметры τ , L^2 и K_∞ для некоторых решеток каналов РБМК **может принести только вред**, так как их нельзя получить из выполненных авторами измерений".

Как же поступили академик А.П. Александров и другие руководители ИАЭ им. Курчатова, узнав эти факты? Срочно начали работать над повышением ядерной безопасности реакторов РБМК? Нет. Они завели на И. Ф. Жежеруна дело и даже после Чернобыльской аварии утверждали, что сумеют достойно ответить на всю его "необоснованную" критику.

Сделал ли А.П. Александров (автор и Научный руководитель реактора РБМК), для себя какие-либо выводы из Чернобыльской аварии? Да, сделал. Из новых Правил ядерной безопасности ПБЯ РУ АС-89, действующих с 01.09.90 и разрабатывавшихся (в основном) сотрудниками ИАЭ, исчезло всякое упоминание об ответственности научного руководителя. Ответственность за эксплуатацию реакторов РБМК была переложена на институт ВНИИ АЭС [61]. В связи с этим еще раз вспомним, что реакторы РБМК проектировались исключительно на основе документов ИАЭ им. Курчатова – Главного научного руководителя проекта.

В 1975 году, при проведении физических экспериментов на 1-м блоке Ленинградской АЭС, при оперативном запасе реактивности в 15,6 стержней РР и загруженных в реактор 157 дополнительных поглотителях (ДП) было получено неожиданно высокое (по сравнению с проектом) значение парового эффекта реактивности $+2,8 \div 3,2 \beta_{эфф}$.

Экспериментаторы сразу сделали прогноз по дальнейшему изменению величины α_p – «Если линейно проэкстраполировать зависимость парового эффекта реактивности от количества ДП в зоне, с учетом оперативного запаса реактивности и отношения числа ДП к числу ТВС, то к моменту замены всех ДП на ТВС паровой эффект может достичь величины 10-12 $\beta_{эфф}$ [59,62]».

В 1976 году этот прогноз подтвердили сотрудники Института атомной энергии Кунегин Е.П., Егиазаров М.Б., Кузьмин А.Н., Осипов А.А. [63]: «В то же время для соответствующих решеток (т.е. решеток с такими же материальными параметрами, как в РБМК) с "отравленными" топливными кассетами эффект обезвоживания положительный и составляет 5-7%, или 10-14 $\beta_{эфф}$ ».

Примечание - Здесь "эффект обезвоживания" реактора является аналогом проявления полного парового эффекта реактивности.

Как показала авария в Чернобыле, на практике оправдались самые опасные оценки величины парового эффекта реактивности.