

ЯДЕРНАЯ БЕЗОПАСНОСТЬ РБМК

Технический проект реакторной установки РБМК-1000 разрабатывался НИКИЭТом (институт Главного конструктора) и был утвержден в октябре 1967 года на Научно-техническом совете (НТС) Министерства среднего машиностроения СССР, которое являлось заказчиком головного блока Ленинградской АЭС.

Проект энергоблока с реактором РБМК, выполненный НИКИЭТом и Институтом атомной энергии, имел к моменту начала эксплуатации 1-го блока ЛАЭС (1974 г.) огромное число отступлений от существовавших с 1973-74 годов нормативных документов, требования которых являются обязательными для исполнения. Основными из этих документов были «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, строительстве и эксплуатации» (ОПБ-73) и «Правила ядерной безопасности атомных электростанций» (ПБЯ-04-74).

Ни для одного из последующих блоков, построенных для Минэнерго СССР, технический проект РБМК заново не разрабатывался, не рассматривался и не утверждался, даже после ввода в действие новых нормативных материалов по безопасности. И в 1982 году, после принятия «Общих положений по безопасности» (ОПБ-82), проект РБМК не был приведен в соответствие с новыми требованиями. В среде разработчиков реакторов, где были представители разных конструкторских направлений, назревал скандал. Эксплуатировать РБМК с такими отклонениями от норм безопасности было нельзя. Их нужно было срочно останавливать и проводить работы по устранению конструкторских просчетов. Но в этом случае план по выработке электроэнергии в СССР был бы сорван, и кому-то пришлось бы за это отвечать своей карьерой, теплым насиженным местом, или даже свободой. Поэтому ответственные за такое положение организации (ИАЭ и НИКИЭТ) стали искать приемлемый для себя выход и нашли его. В 1984 году они инициировали обсуждение этой проблемы на Межведомственном научно-техническом совете (МВНТС) по атомной энергетике, который и принял нужное им решение - отложить устранение конструкторских ошибок на несколько лет, до наступления периода плановой реконструкции блоков [17]. Таким простым бюрократическим способом разработчикам проекта РБМК удалось переложить свою ответственность на Межведомственный совет, который разрешил и дальше эксплуатировать почти полтора десятка мощнейших атомных энергоблоков, фатально не соответствующих требованиям ядерной безопасности.

Эта практика ухода от ответственности и перекалывания своей вины на других продолжилась и после аварии на ЧАЭС. В Правительственную комиссию и в следственную бригаду прокуратуры (во время расследования причин взрыва 4-блока) в большом количестве поступали справки, отчеты, акты расследований, отмечавшие серьезные отступления от правил ядерной безопасности и конструктивных недостатках в проекте РБМК, но все они были секретными, и общество о них не информировали. Обману подвергся не только советский народ. Документы по факту аварии, представленные Правительством СССР мировой общественности и международным экспертам МАГАТЭ, содержали чрезмерно подробное описание реактора РБМК «в общем», но в них полностью отсутствовали сведения о нарушениях в проекте реакторной установки и его систем.

Основные правила ядерной безопасности

Теперь настало время посмотреть, насколько безопасными были 14 энергоблоков с реакторами РБМК-1000, переданные в эксплуатацию персоналу Минэнерго СССР. Для этого возьмем реальные данные по реактору № 4 Чернобыльской АЭС и сделаем расчеты по оценке его ядерной безопасности, используя методику А.А. Ядрихинского [18].

Реакторы РБМК проектировались на основе следующих документов научного руководителя (ИАЭ им. Курчатова, он же п/я А-1758):

- «Технические условия (ТУ) на проектирование РБМК» [19];
- «Дополнение к ТУ на проектирование РБМК» [20].

На основании этих Технических условий и Дополнений к ним Главный конструктор разрабатывал проект реактора РБМК. При этом в выполненных Главным конструктором проектных документах и в официальных отчетах Научного руководителя не оказалось обоснования ядерной безопасности этих реакторов в требуемом объеме. Это могло быть связано с тем, что в действовавших с 1974 года «Правилах ядерной безопасности атомных электростанций ПБЯ-04-74» не содержалось однозначного определения ядерной безопасности. Но в более позднем документе (1982 г.), названном «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации» (ОПБ-82), ядерная безопасность АЭС определялась уже вполне строго – как качество АЭС, исключающее возможность возникновения ядерных аварий.

Сразу отметим, что независимо от того, когда создавался проект реактора, он должен удовлетворять требованиям всех пунктов нормативных документов по безопасности, в том числе и тех, которые были разработаны и введены в действие после пуска реактора. Поэтому для всех работавших в 1986 году реакторов РБМК требования ПБЯ-04-74 и ОПБ-82 были обязательны к исполнению.

Ниже приводятся основные определения и требования по ядерной безопасности, выполнение которых будет рассматриваться дальше по тексту. «Правила ядерной безопасности атомных электростанций (АС) ПБЯ-04-74» не содержат четкого определения ядерной безопасности АС, поэтому определение ядерной безопасности АС взято из «Общих положений обеспечения безопасности атомных станций при проектировании, сооружении и эксплуатации» (ОПБ-82).

1. Ядерная безопасность АС - качество АС, исключаяющее техническими средствами и организационными мероприятиями возможность возникновения ядерных аварий (п. 32 ОПБ-82).

2. Ядерная авария - авария, связанная с повреждением ТВЭЛов или с потенциально опасным облучением персонала, вызванная:

- нарушением контроля и управления цепной ядерной реакцией деления в активной зоне реактора;
- образованием критической массы при перегрузке, транспортировке и хранении ТВЭЛов;
- нарушением теплоотвода от ТВЭЛов.

Определения проектной аварии, максимальной проектной аварии (МПА), гипотетической аварии, максимальной гипотетической аварии (МГА) и последствий аварий взяты из ОПБ-82, т.к. в ПБЯ-04-74 они отсутствуют (п. п. 33, 34, 35, 36, 37).

3. Проектная авария - авария, исходное событие которой устанавливается действующей нормативно-технической документацией и для которой проектом предусматривается обеспечение безопасности АС.

4. Максимальная проектная авария (МПА) - проектная авария с наиболее тяжелым исходным событием, устанавливаемым для каждого типа реакторов.

5. Гипотетическая авария - авария, для которой проектом не предусматриваются технические меры, обеспечивающие безопасность АС.

6. Максимальная гипотетическая авария (МГА) - гипотетическая авария, приводящая к максимально возможному выбросу радиоактивных веществ в окружающую среду при расплавлении ТВЭЛов и разрушении локализирующих систем.

7. Последствия аварии - ущерб, характеризующийся радиационным воздействием на персонал, население и окружающую среду.

Остальные определения и требования производятся по Правилам ядерной безопасности ПБЯ-04-74.

8. Система управления и защиты (СУЗ) - технологическая система, представляющая собой совокупность устройств, предназначенных для:

- контроля мощности (интенсивности цепной реакции);
- управления цепной реакцией;
- аварийного гашения цепной реакции (п. 2.3).

9. Аварийная защита (АЗ) - устройство СУЗ, предназначенное для быстрого автоматического и ручного дистанционного гашения цепной реакции (п. 2.5).

10. Локальная критмасса - количество ядерного топлива в части активной зоны, в пределах которой может возникнуть неуправляемая самоподдерживающаяся цепная реакция (п. 2.10).

11. Ядерноопасный режим - отклонения от пределов и условий безопасной эксплуатации реакторной установки АЭС, не приведшие к ядерной аварии (п. 2.14).

12. Максимальный запас реактивности - реактивность, реализуемая в реакторе при удалении всех исполнительных органов СУЗ, включая растворы жидких поглотителей, для момента кампании и состояния реактора с максимальным значением эффективного коэффициента размножения - Кэф (п. 2.15).

В ядерной физике **реактивность** понимается как степень отклонения реактора от критического состояния.

Запас реактивности – это максимально возможная реактивность, которая выделяется при извлечении из реактора всех поглотителей нейтронов.

Оперативный запас реактивности - это максимально возможная реактивность, которая выделяется при извлечении из реактора всех стержней управления.

Теоретические и расчетные обоснования ядерной безопасности реактора РБМК

1. Основными параметрами, которые были положены в основу проекта реактора РБМК, являлись:

- размеры активной зоны;
- выбор параметров решетки (шаг 25 см), вида и обогащения топлива (UO_2 , обогащение 1,8%);
- выбор направления потока теплоносителя (воды) в активной зоне;
- размер полаячейки, близкий к величине локальной критической массы.

Размер полаячейки был выбран 4x4 канала (всего 16 каналов). Из них 14 каналов предназначались для топлива, а 2 канала - для системы управления и защиты (СУЗ). Из этой пары один канал СУЗ был предназначен для стержня регулирования, второй - для стержня АЗ или датчика контроля энерговыделения по высоте активной зоны. Периферийная полаячейка также состояла из 16 каналов, из них 15 были с топливом и 1 канал для СУЗ.

Общее число полаячек в реакторе РБМК - 118.

2. Расположение, количество и состав стержней СУЗ также были заданы в «Технических условиях на проектирование РБМК» и «Дополнениях к ТУ на проектирование РБМК».

3. Максимальный запас реактивности и необходимое для ядерной безопасности количество стержней СУЗ (в том числе и стержней аварийной защиты) были определены в «Расчетно-пояснительной записке к эскизному проекту реактора РБМК» [21]. Их проектные значения приведены в таблице 3.

Таблица 3.

№ п/п	Режим перегрузок	Максимал. запас реактивнос. %	Кол-во стержней СУЗ (без ст. АЗ)	Количество стержней АЗ	Общее количество стержней СУЗ
1	Непрерывный	7,5	144	68	212
2	14 перегрузок за кампанию	9,9	176	68	244
3	8 перегрузок за кампанию	12,0	204	68	272

Общее количество стержней АЗ в проекте выбиралось из условия компенсации ими всего лишь трех составляющих реактивности – Доплер-эффекта, парового эффекта и еще 1-го процента реактивности, который должны компенсировать стержни по требованиям ядерной безопасности.

В «Расчетно-пояснительной записке к техническому проекту РБМК» утверждается, что при использовании топлива с обогащением 1,8 % в режиме перегрузок во время ППР партиями по 1/14 всех ТК ($\Delta K_{\text{перегрузки}} = 2,55\%$), общее число стержней СУЗ должно быть не менее 150 [22]. А минимальное число стержней СУЗ для режима непрерывных перегрузок, определенное из условия компенсации максимально возможной реактивности, составляет всего 75-80. Эти результаты были получены институтом Научного руководителя для состояния реактора с таким суммарным запасом реактивности, в котором учитывались, почему-то, только оперативный запас разотравленного холодного реактора до перегрузки (равный 0,52 %) и эффект массовой перегрузки 1/14 всех технологических каналов (ТК), равный 2,53 %. Максимальный запас реактивности для этой конкретной ситуации составил +3,1 %.

Почему при определении необходимого количества стержней СУЗ реактора РБМК из расчета, выполненного в Институте атомной энергии им. Курчатова, выпали другие эффекты реактивности?

Ответов нет до сего дня, хотя речь идет об очень значимых эффектах, которые проявляются на практике постоянно. К ним относятся такие процессы, которые увеличивают реактивность реактора и делают его менее безопасным:

- разотравление реактора от ксенона и самария (Xe и Sm);
- разогрев активной зоны до рабочих температур;
- паровой эффект;
- слив воды из контура охлаждения СУЗ (опорожнение КОСУЗ);
- перевод охлаждения графитовой кладки реактора с гелия на азот и т.д.

Не лучше обоснована ядерная безопасность и в документах Главного конструктора. В томе «РБМ-К4. Пояснительная записка» [23] им была представлена таблица с расчетными значениями эффектов реактивности РБМК (см. ниже таблицу 4).

Проектный состав и расчетная эффективность стержней СУЗ в «Пояснительной записке...» были даны по следующим группам:

89 стержней РР - 5,33%
 57 стержней АЗ - 3,43%
 12 стержней АР - 0,64%
 21 стержень УСП - 0,82%

Всего в проекте было предусмотрено наличие 179 стержней СУЗ, имеющих суммарную эффективность равную 10,22% .

Таблица 4. Эффекты реактивности РБМК

№ п/п	Наименование	Величина эффекта %
1	Разотравление Хе и Sm	+3.58
2	Расхолаживание топлива до температуры воды	+0,41
3	Температурный коэффициент топлива	- 0,83×10 ⁻⁵
4	Плотностной эффект, проявляется при изменении плотности теплоносителя (1 г/см ³) от 0,516 до 0,619 г/см ³ от 0,516 до 0,413 г/см ³	- 4,05 - 3,49
5	Обезвоживание реактора в горячем состоянии	+1,33
6	Расхолаживание графита до температуры воды	-1,08
7	Разогрев с 20 °С до 270 °С	+6,92
8	Обезвоживание активной зоны реактора в холодном состоянии	+5,52

Определим достаточность поглощающей способности этого числа стержней СУЗ для надежного заглушения реакции деления в реакторе, для чего из таблицы 4 выберем такое состояние активной зоны, которое соответствует работе реактора перед выходом на мощность после ППР (горячее, разотравленное состояние реактора - пункты 1 и 7 таблицы 2.2). Суммарная реактивность, которая будет выделена при этом, составит

$$6.92\% + 3,58\% = 10,50\%.$$

Сравнение этой цифры (10,50%) с эффективностью всех стержней СУЗ (10,22%) показывает, что проектная СУЗ реакторов РБМК первых очередей (Спецификации РБМ-К.Сб.01, РБМ-К1.Сб.01, РБМ-К2.Сб.01) была неспособна (с запасом в 1%, как того требует ядерная безопасность) заглушить реактор даже в обычной рабочей, неаварийной ситуации.

Теперь проанализируем аварийную ситуацию - обезвоживание разогретого, разотравленного реактора. В этом случае стержни СУЗ (10,22%) должны будут скомпенсировать реактивность, равную (см. в таблице 4. п.1 + п.5 + п.7)

$$6,92\% + 3,58\% + 1,33\% = 11,83\%$$

Т.е. и в этом случае реактор не мог быть заглушен и начал бы аварийно увеличивать свою мощность. Однако руководителей организации Главного конструктора (НИКИЭТа) - Н.А. Доллежала и И.Я. Емельянова – это обстоятельство не смутило и в своей книге "Канальный ядерный энергетический реактор" они заявили: "Активная зона реактора РБМК и тепловыделяющие массы, а также система управления и защиты реактора и её исполнительные органы выполнены с учетом основных требований и положений по ядерной безопасности реактора, которая обеспечивается во всех режимах работы и состояниях реактора, а также при любых возможных аварийных ситуациях в технологическом контуре" [24].

Основные проектные ошибки в обеспечении требований ядерной безопасности

Для определения максимального запаса реактивности ΔK_{max} , который может быть реализован в реакторе, используются максимальные значения величин эффектов реактивности. Ниже приводятся проектные (расчетные) значения этих эффектов и реальные величины эффектов реактивности, измеренные на реакторах Чернобыльской АЭС.

Разотравление Xe и Sm

Величина эффекта [24] $\Delta K_{Xe, Sm} = +3,58\%$ или +72 ст. РР. Полное время проявления эффекта - через 72 часа после останова реактора. Реально учитываемая величина эффекта разотравления на реакторах ЧАЭС равна 60 ст. РР.

Разогрев реактора до рабочих температур (от +20 °С до +270 °С)

Величина эффекта разогрева определяется как [25]:

$\Delta K_{разогрева} = +8,5 \times 10^{-5} \times (270 - 20) = 2,13 \times 10^{-2} = 2,13\%$ = +42 ст. РР. Время проявления эффекта - одни сутки с начала разогрева. Реально наблюдаемый эффект разогрева на ЧАЭС = +20 ст. РР.

Паровой эффект

В реакторе РБМК теплоносителем является вода под давлением, входящая снизу в трубу технологического канала с топливом и пароводяная смесь, в которую превращается эта вода проходя выше и снимая тепло от тепловыделяющей кассеты. При этом превращении воды в пароводяную смесь (содержащую на выходе из канала до 80% пара в своем объеме) коэффициент поглощения нейтронов этой смесью тоже меняется пропорционально содержанию пара в активной зоне, а это "может привести к опасной нестабильности реактора" [26].

Если содержание пара превышает определенный процент, то паровой эффект реактивности (если он имеет знак «минус») оказывается причиной возникновения автоколебаний мощности в кипящем реакторе. Если он имеет знак «плюс», то вызванное какой-либо причиной повышение нейтронного потока порождает дальнейший рост паросодержания и увеличение реактивности системы (при положительном значении парового эффекта). На языке физиков это называется "реактор пошел в разгон".

Из-за просчетов создателей РБМК в этих реакторах паровой эффект реактивности становится положительным после выгрузки дополнительных поглотителей (ДП) из начальной загрузки активной зоны и реакторы постоянно норовят "пойти в разгон", то есть становятся взрывоопасными.

Этим они отличаются даже от своих зарубежных собратьев - кипящих реакторов. Так, американским специалистам после аварии в Чернобыле стоило больших трудов убедить общество в том, что хотя реактор "N" в Ханфорде (штат Вашингтон) и кипящий, но он не имеет физических причин чтобы "пойти в разгон". Одним словом, если мы имеем "нормальный" реактор, т.е. "самозатухающий", то задачей персонала будет являться только поддержание в нем процесса "горения" ядерного топлива. У РБМК характер иной, это реактор "саморазгоняющийся" и задачей обслуживающего его персонала становится контроль потенциально возможного разгона мощности.

Взрывоопасность чернобыльского (равно как и ленинградского, курского, смоленского, литовского)

РБМК была экспериментально обнаружена на Ленинградской АЭС еще в 1975 году, за одиннадцать лет до катастрофы на Украине. Однако неустойчивость поля энерговыделения на этом реакторе (и на всех позднее построенных РБМК) никого из его разработчиков не волновала. Даже после аварии, в мае - июне 1986 года, академик Е. Велихов, ставший после А.П. Александрова директором ИАЭ им. Курчатова, высокопарно «просвещал» всю страну: "Правящие круги капиталистических держав постарались использовать аварию на Чернобыльской АЭС в неблагоприятных целях. Раздувая пропагандистскую шумиху вокруг "ненадежности" систем защиты на советских атомных электростанциях, а также "чрезмерной секретности", которой-де окружена их работа, эти круги пытаются нажить себе сомнительный капитал, отвлечь внимание мировой общественности от советской программы полного и всеобщего ядерного разоружения, а заодно и бросить тень на всю политику Советского Союза" [27].

Величина парового эффекта в стационарном режиме работы реактора оценивалась Научным руководителем проекта [28] как

$$a_f = \Delta K_{\text{пар.}} = +4,5 \beta_{\text{эфф}} = 4,5 \times 0,5 = 2,25 \% = 45 \text{ ст. РР.}$$

Время проявления парового эффекта – несколько десятков секунд. При аварии типа МПА паровой эффект проявляется в виде нейтронной вспышки или взрыва. Проектные данные по расчету энерговыделения в такой нейтронной вспышке отсутствуют.

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

от $-0,16 \beta_{\text{эфф}}$ (при 215 ДП) до $+4,9 \beta_{\text{эфф}}$ (при 39 ДП) на блоке 1 ЧАЭС [29];
от $-0,38 \beta_{\text{эфф}}$ (при 179 ДП) до $+5,3 \beta_{\text{эфф}}$ (при 40 ДП) на блоке 2 ЧАЭС [29].

Величина парового эффекта на 4-м энергоблоке, определенная из эксперимента, проведенного отделом ядерной безопасности ЧАЭС 24.04.86 г., составила $+5,2 \beta_{\text{эфф}}$ или 52 стержня РР [30]

Полный мощностной эффект

Изменение мощности приводит к изменению температуры топлива и замедлителя (графит), изменяет величину паросодержания в теплоносителе, величину «отравления» топлива поглотителями нейтронов (ксенон и самарий) – и все это в совокупности вызывает изменение реактивности системы.

Величина полного мощностного эффекта на реакторе 4-го энергоблока ЧАЭС: $\Delta K_{\text{полн. мощн.}} = +0,6 \times 10^{-4} \times 100 = 0,6 \% = 12 \text{ ст. РР}$ [30].

Характерное время проявления эффекта – 5 часов

Опорожнение контура СУЗ

Максимальная проектная величина эффекта $\Delta K_{\text{суз max}} = +50 \text{ ст. РР} = 2,5 \%$ [31].

Для наших расчетов возьмем максимальное (экспериментально полученное) значение высвобождаемой реактивности при обезвоживании КОСУЗ - +62 стержня РР.

Время проявления эффекта – несколько секунд. Имеет характер нейтронной вспышки или взрыва. Проектные данные по энерговыделению в нейтронной вспышке отсутствуют.

Переход на продувку графитовой кладки реактора с гелия на азот

При замене продувки реакторного пространства с гелия на азот в реакторе выделяется дополнительная реактивность (азот поглощает меньше нейтронов, чем гелий и менее текуч).

Величина эффекта $\Delta K_{\text{N}_2} = +11 \text{ ст. РР} = 0,55 \%$ [32].

Величина реально наблюдаемого эффекта на ЧАЭС = +10 ст. РР.

Время проявления эффекта - от 8 до 10 часов от начала продувки. Эффект не имеет существенного значения, т. к. переход на продувку азотом может быть разрешен или запрещен административно.

Перегрузка топлива

Величина эффекта при перегрузке 1/14 части всех ТК составляет [33, 34]:

$$\Delta K_{\text{перегрузки}} = +2,55 \% = 51 \text{ ст. РР.}$$

При вводе в эксплуатацию машины РЗМ и переходе на режим непрерывной перегрузки эффект от одновременной массовой перегрузки каналов в 1/14 части активной зоны можно не учитывать.

Максимальный оперативный запас реактивности

Как утверждают Научный руководитель и Главный конструктор в своих отчетах [35, 36], максимальный оперативный запас реактивности для реактора РБМК-1000 I-й очереди в установившемся режиме работы составляет

$$\Delta K_{\text{опер. I}} = 70-80 \text{ ст. РР},$$

а для реакторов РБМК-1000 II-й очереди

$$\Delta K_{\text{опер. II}} = 110-120 \text{ ст. РР}.$$

В стационарном режиме работы реактора важна величина минимального оперативного запаса, поэтому «Типовой технологический регламент реакторов РБМК» требует наличия не менее 50 ст. РР = $\Delta K_{\text{опер. регл.}}$

Реальные оперативные запасы реактивности (ОЗР) на реакторах Чернобыльской АЭС составляли:

$$\text{I блок} = 26-31 \text{ ст. РР},$$

$$\text{II блок} = 26-31 \text{ ст. РР},$$

$$\text{III блок} = 30-42 \text{ ст. РР},$$

$$\text{IV блок} = 30-42 \text{ ст. РР}.$$

На других АЭС с РБМК значения величины оперативного запаса реактивности тоже были близки к 30 стержням.

Максимальный запас реактивности

Исходя из вышеизложенного, по проекту максимальным запасом реактивности (ΔK_{max}) будет обладать разогретый реактор на мощности, в разотравленном состоянии, с запаренной активной зоной, опорожненным контуром СУЗ, с азотной продувкой графитовой кладки, после частичной перегрузки топлива, с максимальным оперативным запасом реактивности.

$$\Delta K_{\text{max}} = \Delta K_{\text{Хс, Sm}} + \Delta K_{\text{разогрева}} + \Delta K_{\text{полн. мощн.}} + \Delta K_{\text{пар}} + \Delta K_{\text{суз max}} + \Delta K_{\text{перегрузки}} + \Delta K_{\text{N}_2} + \Delta K_{\text{опер. I}} = 72+42+45+12+50+11+51+70 = 353 \text{ ст. РР}.$$

Расчет эффективности системы управления и защиты реактора

1. Суммарная эффективность стержней СУЗ без стержней АЗ в п. 3.3.6 ПБЯ-04-74 определяется как величина, которая должна превышать значение максимального запаса реактивности не менее чем на 0,01:

$$\Delta K_{\text{суз без АЗ}} \geq \Delta K_{\text{max}} + 0,01$$

Подкритичность 0,01 эквивалентна 20 ст. РР, поскольку «вес» одного стержня РР в абсолютных единицах реактивности ($\Delta K/K$) равен 50×10^{-5} .

Тогда нужное, по условиям ядерной безопасности, число стержней СУЗ (без стержней АЗ) должно быть равно

$$\Delta K_{\text{суз без АЗ}} \geq 353 + 20 = 373 \text{ ст. РР}.$$

2. Из требований п. 3.3.28 ПБЯ-04-74 (предотвращение образования локальных критмасс) определяем число стержней АЗ - из расчета иметь не менее одного стержня на каждую локальную критмассу. Тогда для общего числа топливных каналов 1693 (для РБМК - I очереди), при величине локальной критмассы = 21 ТК для топлива 2% обогащения, необходимое количество стержней АЗ для реактора I-й очереди составит:

$$\text{Пст. АЗ} \geq 1693:21 = 85 \text{ ст. АЗ}.$$

3. Согласно требованиям ПБЯ, суммарное количество всех стержней СУЗ (п.п. 3.3.6; 5.14; 7.3, п. 3.3.28 ПБЯ-04-74) должно быть равно

$$\text{Пст. СУЗ} \geq 373 + 85 = 458 \text{ ст. РР}.$$

4. Кроме того, ПБЯ-04-74 (п. 3.3.4) и ОПБ-82 (п. 2.3.2) требуют наличия двух независимых систем, способных отдельно одна от другой заглушить реактор из любого состояния, т. е. общее число стержней СУЗ должно быть равно удвоенному числу стержней по п. 4.3:

$$\text{Пст. СУЗ общее} = 2 \times 458 = 916 \text{ ст. РР}.$$

Реальное количество стержней СУЗ на реакторах РБМК I-й очереди ЧАЭС равно 179, а на реакторах II-й очереди – 211.

Устойчивость энерговыделения по радиусу реактора

Ядерный реактор является динамической системой с обратными связями. В зависимости от характера обратных связей стационарное состояние ядерного реактора может быть устойчивым или неустойчивым по

отношению к возмущениям. Обратными связями в реакторе являются эффекты реактивности, описанные выше.

Реактор неустойчив, если после возмущения он может перейти в другое состояние, которое будет существенно отличаться от начального (например, заглохнет).

Если какой-то коэффициент реактивности (положительный или отрицательный) является большим по величине и имеет запаздывание, то реактор может быть неустойчив. Наиболее вероятна такая неустойчивость, при которой мощность постепенно отклоняется от своего стационарного уровня, в то время как распределение плотности энерговыделения в реакторе сохраняет свою форму - это так называемая неустойчивость основной гармонике.

В достаточно большом реакторе (в котором его части слабо связаны между собой) возможна неустойчивость высоких гармоник, при которых форма распределения плотности энерговыделения по радиусу реактора отклоняется от формы, которая была у него в стационарном состоянии.

Неравномерность распределения мощности по объему реактора определяется, в основном, наличием большого количества локальных критмасс. Как показали многочисленные критические эксперименты, проведенные во время формирования начальной загрузки нового реактора РБМК, реактор может выйти на мощность при загрузке в него всего двадцати одной свежей тепловыделяющей сборки. Это значит, что 21 ТВС образует критмассу в условиях холодного разотравленного реактора. А при полной загрузке (1693 ТВС) в таком реакторе образуется уже минимум

$$1693:21=80 \text{ критмасс.}$$

Число минимальных критмасс не является стабильной величиной. Их число уменьшается с выгоранием топлива, но при проявлениях «плюсовых» эффектов реактивности возрастает, как это будет показано ниже.

Неустойчивость поля энерговыделения может сделать реактор неуправляемым, что фактически и было на всех РБМК после выгрузки из него дополнительных поглотителей. Проблема управляемости полей энерговыделения была решена только после перехода на загрузку реактора топливом с обогащением 2% (вместо 1,8%) и внедрения локальных систем регулирования ЛАР.

Перекосы мощности по высоте реактора

В начале эксплуатации реактора распределение делящегося изотопа (урана-235) в топливной сборке является равномерным. Поэтому распределение плотности нейтронного потока по высоте реактора имеет конфигурацию близкую к косинусоидальной, с максимумом плотности нейтронного потока, расположенном на половине высоты активной зоны. Вполне естественно, что в зоне максимума потока нейтронов ядерное топливо выгорает быстрее, поэтому со временем форма распределения плотности потока нейтронов по высоте реактора изменяется.

Кроме неравномерного выгорания топлива, на форму поля влияют – регулирование стержнями СУЗ, распределение концентраций отравителей (ксенон и самарий), распределение поля температур по высоте реактора.

При рассмотрении реальных распределений мощности по высоте реактора совершенно четко просматривается их трехзонность по высоте:

- пик мощности по высоте в середине реактора,
- пик мощности в нижней трети реактора,
- пик мощности в верхней трети реактора,
- два пика мощности (в верхней и нижней трети) с провалом посередине.

Другими словами, реактор РБМК можно рассматривать как три наложенных друг на друга плоских реактора, высота активной зоны каждого из которых равна $7\text{ м}:3 = 2,33\text{ м}$ (здесь 7 метров - высота активной зоны РБМК). В этом случае количество локальных критмасс утраивается (и в этом нет особой ошибки, как будет показано ниже):

$$85 \times 3 = 255 \text{ лок. критмасс.}$$

По расчетам ВНИИАЭС, опубликованным в отчете «Анализ причин аварии на Чернобыльской АЭС путем математического моделирования физических процессов» (инв. № 864, Москва, 1987 г.), критическая высота активной зоны РБМК-1000 для различных состояний активной зоны может быть равна от 0,7 до 2,0 м. А по данным института ИАЭ им. Курчатова [Отчет инв. №33/134280, 1980 г.], полученным на основании критических экспериментов, минимальная критмасса в РБМК составляет примерно 0,5 процента урановой загрузки реактора. Это будет 29 ТК, если брать «слой» высотой 1,75 м, или 8 ТВС высотой 7 м, что составляет по весу всего 0,9 тонны двуокиси урана. Т.е. при общем весе загрузки в 180 тонн мы имеем около 200 критмасс.

Для осуществления регулирования энерговыделения в РБМК, реально состоящего из множества локальных критмасс, реактор должен был быть оснащен достаточным количеством стержней регулирования, способных влиять на распределение мощности по высоте и радиусу реактора. Кроме того, он должен был иметь работающую без инерции, разветвленную систему контроля энергораспределения в каждой значимой точке объема реактора. На практике эти требования не были реализованы проектантами.

Анализ проектной системы управления и защиты

Величина эффектов реактивности, проектное количество стержней СУЗ и необходимая, по правилам ПБЯ, эффективность СУЗ даны в Таблице 5.

Таблица 5.

№	Эффекты реактивности	Максимальная величина эффекта		Величина эффектов, которые должны компенсироваться СУЗ ст. РР	Проектные (реально установленные) значения для системы управления и защиты реакторной установки (СУЗ РУ)	
		%	Стержни РР		I очередь ЧАЭС	II очередь ЧАЭС
а	б	в	г	д	е	ж
1.	Разотравление Хе и Sm	3,58	72	60		
2.	Разогрев активной зоны в диапазоне (20-270 °С)	2,13	42	20		
3.	Полный мощностной эффект	1,30	-	12		
4.	Паровой эффект	2,25	45	52		
5.	Опорожнение КО СУЗ	2,5	50	62		
6.	Замена в РП гелия на азот	0,55	11	10		
7.	Перегрузка ТВС (1/14 всех ТК)	2,55	51	-		
8.	Макс. оперативный запас реактивности	4,0	80	42		
9.	Максимальный запас реактивности (ПБЯ-04-74 п. 2.15)	17,65	353	258		
10.	Подкритичность РБМК (ПБЯ-04-74 п. 3.3.6)	1,0	20	20		
11.	Сумм. эффективность СУЗ (без ст. АЗ) п. 3.3.6, 5.14	18,65	373	278	<i>158</i>	<i>187</i>
12.	Эффект, и кол-во ст. АЗ (ПБЯ-04-74 п. 3.3.28)	4,25	85	85	<i>21</i>	<i>24</i>
13.	Суммарная эффективность органов СУЗ (ПБЯ-04-74, Паспорт реактора)	22,9	458	363	<i>179</i>	<i>211</i>
14.	Требования ПБЯ-04-74 п.3.3.4 и ОПБ-82 п.2.3.2 - две независимые системы СУЗ	45,8	916	726		

Полный учет проявления эффектов реактивности необходим по требованиям Правил ядерной безопасности. Только такой подход дает нам расчетное количество стержней, необходимое для гарантированного заглушения реактора в любых режимах эксплуатации (см. жирно выделенные цифры в графах «г» и «д»).

Для сравнения, рядом представлены цифры стержней СУЗ, реально установленных в РБМК по решению Главного конструктора (выделены курсивом в графах «е» и «ж»).

Из таблицы следует только один вывод: проектная система управления и защиты РБМК не могла обеспечить ядерную безопасность.