

УДК 681.516.33

Система информационной поддержки для реакторных установок, выводимых из эксплуатации

© 2025 г. Г. В. Колибас, А. О. Толоконский

Национальный исследовательский ядерный университет «МИФИ» Москва, 115409, Россия

В статье рассмотрены принципы построения системы информационной поддержки для реакторов, выводимых из эксплуатации, на примере АЭС с реактором типа РБМК-1000. В материале приведено описание подходов к построению структуры алгоритмов такой системы, рассмотрены функции безопасности, которые имеют важность их исполнения, для учета при построении системы информационной поддержки. Авторами были изучены нейтронные и технологические параметры, которые позволяют осуществлять контроль и аварийную защиту реактора вплоть до полной выгрузки топлива из активной зоны реактора, остановленного для вывода из эксплуатации. Особое внимание в статье уделено тому, что система информационной поддержки, должна соответствовать всем нормам и правилам, предъявляемым к системам, функционирующим на энергоблоках. Полученные данные позволяют выработать единообразный подход, в виде системы информационной поддержки, который позволяет осуществлять функции контроля и защиты реактора используя меньшее количество оборудования по сравнению со штатными системами, действующими на энергоблоках, которые эксплуатируются в режиме генерации электроэнергии.

Ключевые слова: алгоритм, АЭС, параметры, поддержка, РБМК, система, энергоблок.

Введение

Первый энергоблок атомной электростанции с реактором РБМК-1000 был введен в эксплуатацию в 1973 г., далее в период с 1975 по 1990 гг., на территории современной Российской Федерации были введены в строй еще десять энергоблоков АЭС с реактором РБМК-1000. Проектный срок эксплуатации энергоблоков с реакторами РБМК-1000 составляет 30 лет, но своевременное проведение работ по модернизации систем энергоблоков позволило увеличить срок эксплуатации реакторной установки до 45 лет. По достижении продленного срока эксплуатации, в силу изношенности оборудования, устаревания материальной базы, строительных конструкций и учитывая увеличение затрат на содержание и обеспечение работоспособности штатных систем энергоблоков, было принято решение об окончании срока эксплуатации таких энергоблоков первого поколения, как первые и вторые энергоблоки Ленинградской и Курской АЭС. С 2018 г. начинается подготовка к выводу из эксплуатации этих энергоблоков.

В настоящее время в рамках работ по выводу из эксплуатации на первом и втором энергоблоках Ленинградской и первом энергоблоке Курской АЭС из активной зоны реактора топливо выгружено полностью¹. Работы по выгрузке топлива из активной зоны второго энергоблока Курской АЭС продолжаются. Однако возникает вопрос: каким образом осуществляется информационная поддержка, учитывая,

¹ Росэнергоатом. Станции и проекты. Сайт Ленинградской АЭС: https://www.rosenergoatom.ru/stations_projects/sayt-leningradskoy-aes/ (дата обращения: 21.12.2024).

✉ Г.В. Колибас: gkolibas@yandex.ru

Поступила в редакцию: 03.03.2025

После доработки: 25.03.2025

Принята к публикации: 08.04.2025

EDN OHPPHW

что большинство штатных систем, задействованных при работе энергоблока в режиме генерации электроэнергии в состоянии энергоблока, остановленном для вывода из эксплуатации, не задействованы? Чтобы дать ответ на этот вопрос, необходимо выработать подход к построению структуры системы информационной поддержки, ее алгоритмам, учесть функции безопасности и соблюдение требований норм и правил, действующих в атомной энергетике.

Режимы работы энергоблока. Системы и защиты, задействованные в разных режимах работы

Рассмотрим штатный состав систем энергоблока с реакторной установкой РБМК-1000 [1]. Общий вид реакторной установки представлен на рис. 1.

В состав энергоблока входят следующие системы [2], [3]:

- реактор;
- система контроля, управления и защиты;
- контур многократной принудительной циркуляции;
- контур охлаждения каналов системы управления и защиты (СУЗ), каналов деления (КД), каналов охлаждения отражателя (КОО);
- система подачи питательной воды;
- система аварийной подачи питательной воды;
- система аварийного охлаждения реактора;
- система аварийного приема пара;
- система аварийной конденсации пара;
- система удаления водорода;

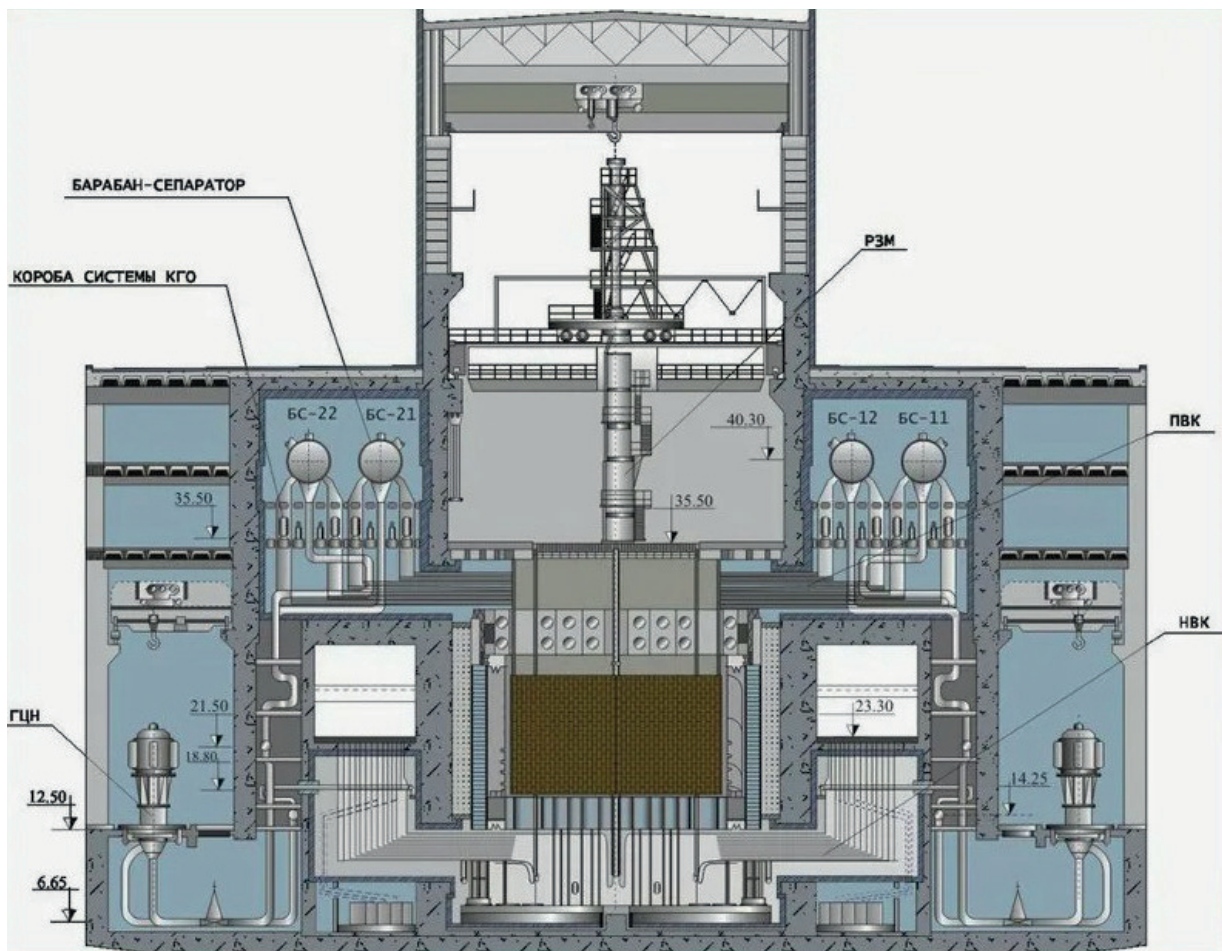


Рис. 1. Общий вид реакторной установки РБМК-1000

- система защиты контура многократной принудительной циркуляции от превышения давления;
- система защиты реакторного пространства от превышения давления;
- система технического водоснабжения;
- система аварийного электроснабжения;
- система продувки и расхолаживания реактора и контур многократной принудительной циркуляции (КМПЦ);
- комплекс систем обращения с ядерным топливом;
- система охлаждения бассейнов выдержки отработавшего топлива;
- рабочие органы регулирования системы контроля, управления и защиты;
- система пожаротушения в помещениях систем безопасности;
- информационно-измерительная система «Скала-микро»;
- автоматизированная система обнаружения течей теплоносителя;
- система сейсмической защиты;
- управляющая система безопасности;
- аварийные контрольно-измерительные приборы.

Однако стоит учитывать, что на энергоблоке, находящемся в режиме вывода из эксплуатации, не все вышеперечисленные системы востребованы, также сокращается количество используемых датчиков разного рода систем. Это обусловлено тем, что реактор в критическое состояние выводится не будет, контур СУЗ обезвожен, а топливо будет полностью выгружено из активной зоны реактора. Нейтронно-физические расчеты показывают, что с течением времени нейтронный поток в активной зоне реактора будет снижаться. Этот вывод подтверждается показаниями датчиков нейтронного потока энергоблока № 1 Курской АЭС, график изменения показаний датчиков с течением времени представлен на рис. 2.

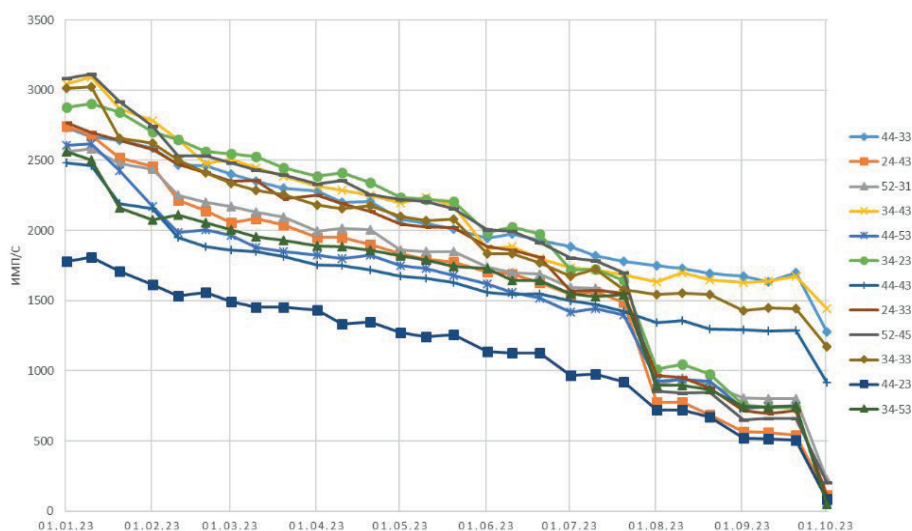


Рис. 2. Показания нейтронных датчиков в процессе выгрузки ТВС²

Проанализировав требования к обеспечению безопасной эксплуатации энергоблока как в режиме генерации электроэнергии, так и в режиме работы энергоблока, остановленном для вывода из эксплуатации, можно определить, какие именно защиты должны остаться в работе, а какие можно исключить.

Для сравнения, в табл. 1 приведена информация, какие системы эксплуатировались на энергоблоке в режиме генерации и какие системы должны эксплуатироваться далее.

Также необходимо отметить, что сокращается перечень защит (аварийных режимов) реактора, с учетом того, что исключается возможность вывода реактора в критическое состояние. Для сравнения, в табл. 2 приведена информация о том, какие защиты действуют при работе реактора на мощности и какие при работе реактора в процессе вывода из эксплуатации.

² Росэнергоатом. Станции и проекты. Сайт Курской АЭС: https://www.rosenergoatom.ru/stations_projects/sayt-kurskoy-aes/ (дата обращения: 21.12.2024).

Таблица 1. Перечень систем, задействованных на энергоблоке при разных режимах работы [4]

Энергоблок в режиме генерации электроэнергии	Энергоблок в режиме, остановленном для вывода из эксплуатации
Задействованные системы	
реактор	реактор
система контроля, управления и защиты	система контроля, управления и защиты
контур многократной принудительной циркуляции	—
контур охлаждения каналов СУЗ, КД и КОО	—
система подачи питательной воды	система подачи питательной воды
система аварийной подачи питательной воды	система аварийной подачи питательной воды
система аварийного охлаждения реактора	система аварийного охлаждения реактора
система аварийного приема пара	система аварийного приема пара
система аварийной конденсации пара	—
система удаления водорода	—
система защиты контура многократной принудительной циркуляции от превышения давления	—
система защиты реакторного пространства от превышения давления	система защиты реакторного пространства от превышения давления
система технического водоснабжения	система технического водоснабжения
система аварийного электроснабжения	система аварийного электроснабжения
система продувки и расхолаживания реактора и КМПЦ	—
комплекс систем обращения с ядерным топливом	—
система охлаждения бассейнов выдержки отработавшего топлива	—
рабочие органы регулирования системы контроля, управления и защиты	рабочие органы регулирования системы контроля, управления и защиты
(только органы аварийной защиты)	
система пожаротушения в помещениях систем безопасности	система пожаротушения в помещениях систем безопасности
информационно-измерительная система «Скала-микро»	информационно-измерительная система «Скала-микро»
автоматизированная система обнаружения течей теплоносителя	—
система сейсмической защиты	—
управляющая система безопасности	управляющая система безопасности
аварийные контрольно-измерительные приборы	аварийные контрольно-измерительные приборы

Проанализировав информацию, представленную выше, можно сказать, что в режиме работы реакторной установки (РУ), остановленном для вывода из эксплуатации, остается в действии аварийная защита, формируемая по следующим первопричинам:

- сигналам датчиков контроля нейтронного потока;
- превышению уровня мощности реактора;
- уменьшению периода разгона реактора;
- неисправности двух из трех каналов аппаратуры;
- повышению избыточного давления в полости РП;
- исчезновению напряжения на всех секциях 6 кВ рабочего электроснабжения собственных нужд энергоблока.

Также осуществляется контроль уровней в барабан-сепараторе, контроль включенного состояния главных циркуляционных насосов и формирование команды на запуск дизель-генератора по факту обесточения собственных нужд энергоблока.

Таблица 2. Перечень защит, действующих при работе реакторной установки в разных режимах эксплуатации

Эксплуатация РУ в режиме генерации электроэнергии	Эксплуатация РУ в режиме, остановленном для вывода из эксплуатации
аварийная защита (АЗ) реактора по нейтронным и технологическим параметрам, в этом режиме задействованы стержни АЗ (уменьшение периода разгона до 60 с по сигналам датчиков, снижение запаса реактивности, общее превышение мощности на 5 % $N_T^{\text{НОМ}}$, локальное превышение мощности на 10 % $N_T^{\text{НОМ}}$, снижение уровня воды в аварийном баке контура СУЗ, аварийное снижение давление в КМПЦ и т.д.)	АЗ реактора по нейтронным и технологическим параметрам, в этом режиме задействованы стержни АЗ (увеличение мощности реактора, уменьшение периода разгона до 60 с по сигналам датчиков, повышение избыточного давления в полости РП, снижение уровня воды в аварийном баке контура СУЗ)
обесточивание муфт рабочих органов регулирования (КОМ), в этом режиме задействованы все стержни СУЗ (кроме стержней УСП) по команде от ключа	обесточивание муфт рабочих органов регулирования (КОМ), в этом режиме задействованы все стержни СУЗ (кроме стержней УСП) по команде от ключа
быстрое снижение мощности до полного заглушения реактора (БСМ), в этом режиме задействованы стержни СУЗ (кроме стержней АЗ)	—
быстрое управляемое снижение мощности (БУСМ-1), снижение мощности до 50 % $N_T^{\text{НОМ}}$	—
—	—
быстрое управляемое снижение мощности (БУСМ-2), снижение мощности до 60 % $N_T^{\text{НОМ}}$	—
—	—
быстрое управляемое снижение мощности (БУСМ-3), снижение мощности до 60 % $N_T^{\text{НОМ}}$	—

Структура системы информационной поддержки

В соответствии с «Общими положениями обеспечения безопасности атомных станций» НП-001-15³ и «Правилами ядерной безопасности реакторных установок атомных станций» НП-082-07⁴, действие которых распространяется на все этапы жизненного цикла АЭС, энергоблок АЭС, остановленный для вывода из эксплуатации, находится в эксплуатации весь период до удаления с блока отработавшего ядерного топлива. В этот период сохраняются все требования к персоналу и документации, как для действующего блока АЭС. Таким образом, на энергоблоке, остановленном для вывода из эксплуатации, необходимо обеспечить контроль и аварийную защиту реактора.

Рассмотрим штатную структуру системы управления и защиты энергоблока с реактором РБМК-1000 [5]. Структура представлена на рис. 3.

Штатная система управления и защиты представляет собой сложную систему, состоящую из двух систем остановки реактора, двух комплектов аппаратуры контроля и преобразования информации от датчиков выполняет логическую обработку всей информации по заданным алгоритмам (каждый комплект со своим набором датчиков) также имеет в своем составе аппаратуру общей (внекомплектной) части системы.

Учитывая, что на энергоблоке, остановленном для вывода из эксплуатации, не требуется система в своем полном составе, а также то, что штатная система за период эксплуатации имеет признаки изношенности оборудования и сложности в пополнении запасных элементов, предлагается разработать новую структуру и алгоритмы системы контроля и защиты. При этом для снижения стоимости работ используется оборудование из состава штатной системы после небольшой доработки и установки более новых компьютерных плат.

Выполняя требования НП-001-15, учитывая сокращение количества оборудования, разработана новая структура, которая представлена на рис. 4.

³ НП-001-15. Общие положения обеспечения безопасности атомных станций.

⁴ НП-082-07. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций.

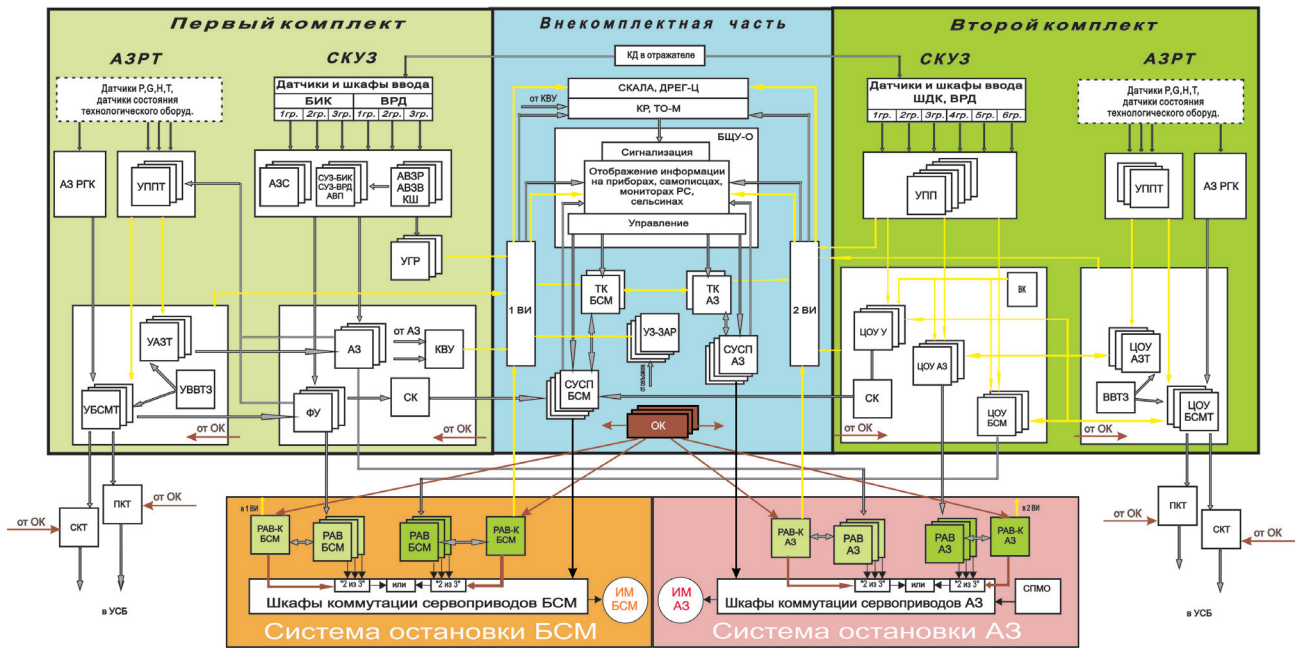


Рис. 3. Структура штатной системы управления и защиты

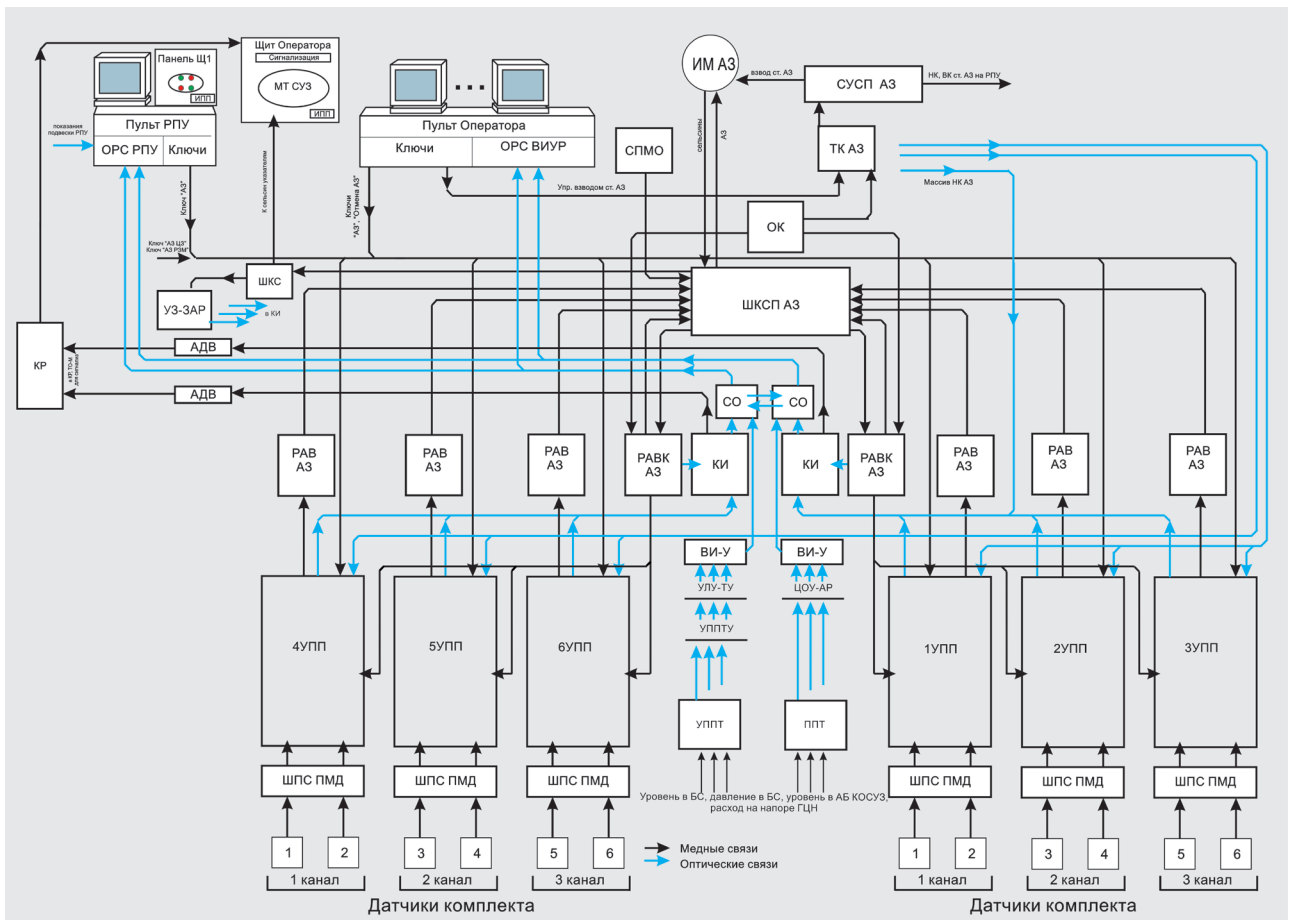


Рис. 4. Структура системы информационной поддержки

Система представляет собой два трехканальных комплекта аппаратуры на микропроцессорной элементной базе. Если в штатной структуре один из комплектов построен на жесткой логике, а второй является микропроцессорным, то в новой структуре оба комплекта построены на микропроцессорной базе. Уникальное отличие штатной и новой структуры заключается в том, что в новой структуре функции обработки алгоритмов и выдача сигналов на исполнение переданы устройствам первичного преобразования (УПП) сигналов от датчиков нейтронного потока, ранее алгоритмические функции выполняла аппаратура среднего уровня. Изначально устройства первичного преобразования сигналов датчиков выполняли функции приема сигналов датчиков и их последующей оцифровке, далее сигналы передавались в алгоритмическую аппаратуру. Из штатных устройств УПП организуются два комплекта, каждый со своим набором датчиков. При сравнении двух структур на рис. 3 и 4 видно, что большая часть оборудования не требуется. Также не требуется обслуживание и замена кабельных медных и оптических связей между этим оборудованием.

Стоит отметить, что с учетом того, что реактор расхоложен, возникает возможность установки датчиков непосредственно в активную зону, вместо стержней СУЗ, что позволяет контролировать нейтронный поток с большей точностью, по мере выгрузки топлива. Нейтронно-физические расчеты показали, что для контроля достаточно установки 12 датчиков, вместо 148 штатных [6].

Для модернизированных стоек УПП разработан новый алгоритм формирования исполнительных сигналов, он представлен на рис. 5.

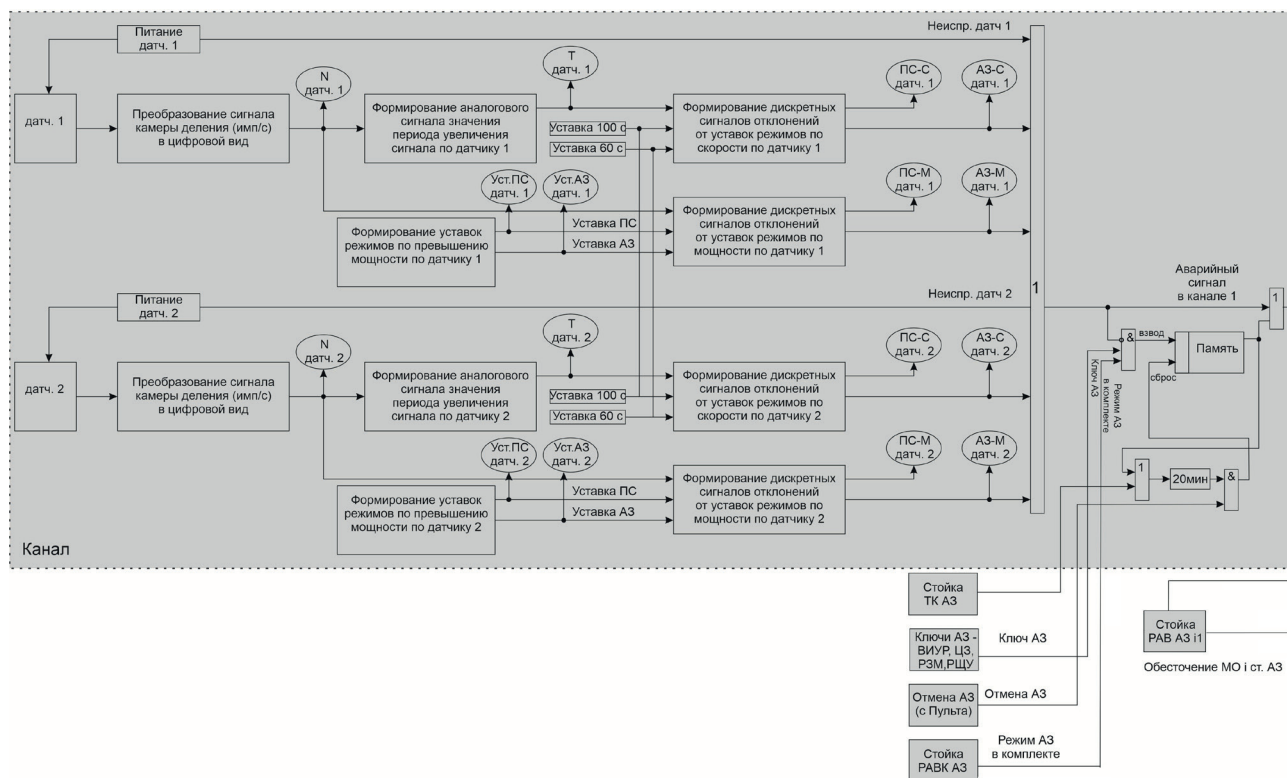


Рис. 5. Алгоритм формирования исполнительных сигналов

Данный алгоритм позволяет обработать сигналы датчиков своего канала, канал принимает сигналы от двух датчиков, далее следует сравнение с уставками по увеличению мощности (более чем на два порядка от текущего значения) и по скорости уменьшения периода разгона (60 с). При превышении уставок в двух из трех каналов своего комплекта формируется сигнал на исполнительные механизмы стержней АЗ.

Стоит отметить, что с учетом модернизации элементной базы, в том числе замены процессорных плат на новые, увеличивается надежность системы, с точки зрения наработки на отказ. Расчет надежности показал, что наработка на отказ типа «ложное срабатывание АЗ» элементной базы системы оценивается величиной 75 200 ч, что говорит о ее достаточно высокой надежности.

Функции безопасности

Рассмотрим функции безопасности, которые имеют важность исполнения на энергоблоке, остановленном для вывода из эксплуатации. В качестве таких функций выступают функции нормальной эксплуатации и функции безопасности.

В состав функций нормальной эксплуатации входят:

- контроль и регистрация информации о нейтронной мощности реактора и периоде (скорости) ее увеличения в диапазоне от 10^{-11} и до $10^{-5} \% N_{\text{ном}}$;
- контроль и регистрация подкритичности;
- контроль технологических параметров (уровни в барабан-сепараторе, давление в барабан-сепараторе, расход на напоре главных циркуляционных насосов, уровень в аварийном баке СУЗ);
- контроль положения стержней АЗ;
- ввод всех стержней АЗ в активную зону (при необходимости) в ручном режиме с пульта оператора;
- взвод всех стержней АЗ после срабатывания аварийной защиты.

В режиме нормальной эксплуатации стержни АЗ взведены в крайнее верхнее положение до верхних концевиков.

В состав функций безопасности входят:

- автоматическое или инициируемое оператором заглушение (аварийная защита), основанная на введении в активную зону реактора всех стержней АЗ (под действием силы тяжести в газовой среде);
- инициируемое оператором заглушение реактора, при котором производится обесточивание муфт сервоприводов и введение в активную зону всех стержней аварийной защиты под действием силы тяжести.

Соответствие нормам и правилам

Необходимо отметить, что важным моментом является соответствие всех систем эксплуатирующихся на энергоблоке нормам и правилам, действующим в атомной энергетике. Основными документами являются:

- НП-001-15 «Общие положения обеспечения безопасности атомных станций»,
- НП-026-16 «Требования к управляющим системам, важным для безопасности атомных станций».

Согласно НП-001-15, система информационной поддержки соответствует по влиянию на безопасность классу «ЗНУ», система нормальной эксплуатации с управляющим воздействием.

Согласно НП-026-15, система соответствует категории «А», т.е. предоставляет информацию и возможность управления для выполнения действий, направленных на достижение контролируемого безопасного состояния АС.

Заключение

Разработка системы информационной поддержки для реакторов, остановленных для вывода из эксплуатации, позволяет выработать подход, который, в свою очередь, позволяет обеспечить безопасную эксплуатацию реактора, и при превышении безопасных пределов эксплуатации заглушить реактор. Решение практической задачи, вывода из эксплуатации энергоблоков с реактором РБМК-1000, представляет собой возможность определить аппаратный состав новой системы, разработать алгоритмы формирования исполнительных сигналов. При этом решается сопутствующая задача по снижению финансовых затрат по поддержанию в работоспособном состоянии оборудования и кабельных связей по причине сокращения самого используемого оборудования. Также минимальная модернизация микропроцессорной техники позволяет повысить надежность системы и ее работоспособность.

Решая вышеуказанную задачу, формируется определенная последовательность действий на основе осознанного плана. Следовательно, определяется набор действующих защит энергоблока, исходя из этого составляется перечень необходимого оборудования в виде системы, далее разрабатываются алгоритмы, исполнение которых должно обеспечить заглушение реактора в случае нарушения безо-

пасных пределов эксплуатации энергоблока. Таким образом, на основе решения практической задачи формируется метод построения систем информационной поддержки для энергоблоков, выводимых из эксплуатации, и в дальнейшем подобный метод может иметь повсеместное применение, и не будет потребности в разработке уникального проекта под вывод из эксплуатации конкретного энергоблока с реактором РБМК-1000 или энергоблока с реактором другого типа.

Финансирование

Авторы заявляют об отсутствии источников финансирования.

Конфликт интересов

Конфликт интересов отсутствует.

Вклад авторов

Колибас Г.В. – разработка концепции исследования, разработка методик измерения; анализ нормативной базы, постановка эксперимента, выполнение экспериментальных работ, обработка результатов; анализ экспериментальных данных, выявление закономерностей, проведение численных расчетов; разработка математической модели; первичная обработка результатов исследования, проведение расчетов, обсуждении результатов, подбор литературных источников, подготовка текста статьи; редактирование текста статьи; подготовка заключения.

Толоконский А.О. – формулировка идеи и целей исследования, постановка задачи, выбор методов исследования; разработка концепции исследования, разработка методик измерения; первичная обработка результатов исследования, выявление закономерностей, проведение расчетов и подготовка заключения; участие в проведении исследования и обсуждении результатов.

Список литературы

1. *Абрамов М.И., Авдеев В.И., Адамов Е.О. и др.* Канальный ядерный реактор / Под общей редакцией Ю.М. Черкашова. М.: ГУП НИКИЭТ, 2006. С. 86–165.
2. *Андрюшечко С.А., Васильев Б.Ю.* ВВЭР-1200: эволюция классики. М.: Логос, 2019 г. 672 с.
3. *Морозов А.В., Сахипгареев А.Р.* Экспериментальная оценка влияния контактной конденсации парогазовой смеси на работу пассивных систем безопасности ВВЭР // Известия высших учебных заведений. Ядерная энергетика, 2017. № 1. С. 17–285.
4. *Асмолов В.Г., Блинков В.Н., Поваров В.П., Черников О.Г.* Основы обеспечения безопасности АЭС: учебное пособие для студентов вузов. М.: НИЯУ МИФИ, 2025 г. 296 с.
5. *Кулаков А.В., Михайлов М.Н.* Современные управляющие системы для объектов повышенной техногенной опасности на примере атомной энергетики: опыт создания и перспективы применения // Известия Российской Академии наук. Энергетика, 2013. № 1. С. 107–115.
6. *Филипчук Е.В., Потапенко П.Т., Постников В.В.* Управление нейтронном полем ядерного реактора. М.: Энергоиздат, 1981. 280 с.

Information support system for reactor installations decommissioned

G. V. Kolibas[✉], A. O. Tolokonskiy

National research nuclear University «MEPhI», Moscow, 115409, Russia

[✉] gkolibas@yandex.ru

Received March 03, 2025; revised March 25, 2025; accepted April 08, 2025

The article discusses the principles of building an information support system for decommissioned reactors, using the example of a nuclear power plant with an RBMK-1000 reactor. The article describes approaches to building the structure of algorithms for such a system, and discusses security functions that are important for their implementation, to be taken into account when building an information support system. The authors studied the neutron and technological parameters that allow monitoring and emergency protection of the reactor until the fuel is completely discharged from the reactor core, which has been shut down for decommissioning. Special attention in the article is paid to the fact that the information support system must comply with all the norms and rules applicable to systems operating at power units. The data obtained make it possible to develop a uniform approach, in the form of an information support system, which allows monitoring and protecting the reactor using fewer equipment compared to standard systems operating at power units that are operated in the power generation mode.

Keywords: algorithm, NPP, parameters, support, RBMK, system, power unit.

References

1. Abramov M.I., Avdeev V.I., Adamov E.O. *e.a.* Kanal'nyy yadernyy reaktor / Pod obshchej redakciej Yu.M. Cherkashova [Ducted nuclear reactor. Under the general editorship of Yu.M. Cherkashov]. Moscow, GUP NIKIET Publ., 2006. Pp. 86–165.
2. Andryushechko S.A., Vasiliev B.Yu. VVER-1200: evolyuciya klassiki [VVER-1200: evolution of classics]. Moscow, Logos Publ., 2019, 672 p.
3. Morozov A.V., Sakhipgareev A.R. Eksperimental'naya ocenka vliyaniya kontaktnoj kondensacii parogazovoj smesi na rabotu passivnyh sistem bezopasnosti VVER [Experimental assessment of the effect of contact condensation of a combined-cycle gas mixture on the operation of passive VVER safety systems]. Izvestiya vysshih uchebnyh zavedenij. Yadernaya energetika, 2017. No. 1. Pp. 17–28 (in Russian).
4. Asmolov V.G., Blinkov V.N., Povarov V.P., Chernikov O.G. Osnovy obespecheniya bezopasnosti AES: uchebnoe posobie dlya studentov vuzov [Fundamentals of NPP safety: a textbook for university students]. Moscow, NIYaU MIFI Publ., 2025. 296 p.
5. Kulakov A.V., Mikhailov M.N. Sovremennye upravlyayushchie sistemy dlya ob'ektov povyshennoj tekhnogennoj opasnosti na primere atomnoj energetiki: opyt sozdaniya i perspektivy primeneniya [Modern control systems for facilities of increased technogenic hazards on the example of nuclear energy: creation experience and application prospects] // Izvestiya Rossijskoj Akademii nauk. Energetika, 2013. No. 1. Pp. 107–115 (in Russian).
6. Filipchuk E.V., Potapenko P.T., Postnikov V.V. Upravlenie nejtronnom polem yadernogo reaktora [Control of the neutron field of a nuclear reactor]. Moscow, Energoizdat Publ., 1981. 280 p.