

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ СООБЩЕНИЯ

УДК 621.039.566.8

СИСТЕМА ОБЩЕСТАНЦИОННОГО МНОГОКАНАЛЬНОГО РЕЗЕРВИРОВАНИЯ СОБСТВЕННЫХ НУЖД АТОМНОЙ ЭЛЕКТРОСТАНЦИИ

Юрин В.Е., Байрамов А.Н. (ФГБУН «ФИЦ "СНЦ РАН"», СГТУ им. Гагарина Ю.А., г. Саратов),

Кузнецов Д.Ю. (Балаковская АЭС, г. Балаково)

e-mail: oepran@inbox.ru

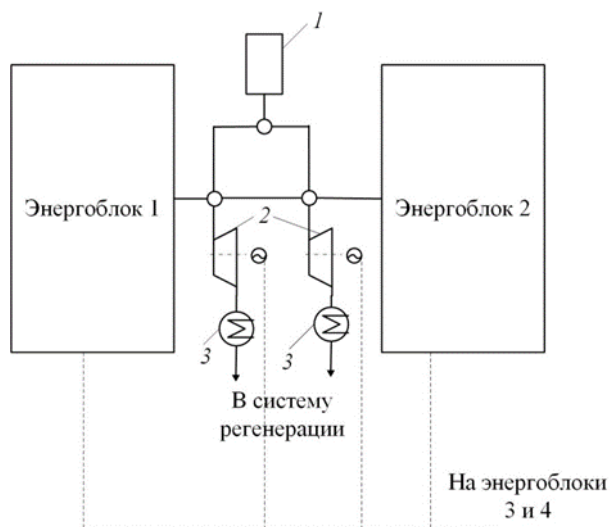
Аварийные события, сопровождаемые обес-
точиванием АЭС, являются наиболее частой
причиной повреждения активных зон ядерных ре-
акторов. Для случая разрыва связи АЭС с энерго-
системой авторами ранее был разработан способ
автономного электроснабжения потребителей,
обеспечивающих расхолаживание реактора. В со-
ответствии с этим способом электроснабжение
осуществляется маломощной паровой турбиной
с использованием остаточного тепловыделения
реактора для генерации пара, служащего турбине
рабочим телом при естественной циркуляции
теплоносителя первого контура. Возможность
надежной работы энергоблока АЭС при естествен-
ной циркуляции теплоносителя первого контура
подтверждена многолетними исследованиями
и опытом эксплуатации. Авторы провели их
всесторонний анализ и результаты представили
в статье [1]. Исследованиям резервирования соб-
ственных нужд АЭС на основе маломощной паро-
вой турбины посвящен цикл публикаций авторов,
в том числе в журнале «Атомная энергия».

Маломощная турбина в штатном режиме экс-
плуатации работает на нагрузке или холостом
ходу. Пар для турбины может быть получен за счет
энергии реактора или в сателлитных системах
(например, аккумулирующих установках). На при-
мере турбин мощностью 6 и 12 МВт для двухблоч-
ной АЭС с реакторами ВВЭР-1000 были показаны

условия реализации способа автономного электро-
снабжения [2]: при разрыве связи АЭС с энергоси-
стемой возможно расхолаживание двух реакторов
более 72 ч при работе одной турбины за счет оста-
точного тепловыделения одного реактора. Разра-
ботанное решение позволяет повысить надежность
электроснабжения АЭС, выполняя требования
к разнообразию систем безопасности (IAEA
Specific Safety Requirements): предлагаемые
системы могут быть совместно установлены с дей-
ствующими (активными и пассивными). Основ-
ным отличием является постоянное использование
(резерв фактически всегда прогрет и готов
к применению), обеспечивающее возможность по-
лучать в штатном режиме дополнительную элек-
троэнергию на собственные нужды или для подачи
в энергосистему, к примеру, на продажу [1].

**Многоканальное общестанционное резер-
вирование собственных нужд АЭС.** Проведено
исследование, разработан способ общестанцион-
ного многоканального резервирования собствен-
ных нужд АЭС на основе использования
маломощных паровых турбин для четырехблочной
станции (рис. 1): каждая паротурбинная установка
имеет резервный паропровод от соседнего энерго-
блока (например, паротурбинная установка 2 пер-
вого энергоблока может быть запитана от второго
энергоблока), для чего здание с турбинами первого
и второго блоков расположено между первым

и вторым энергоблоками. Аналогична взаимосвязь третьего и четвертого энергоблоков.



Р и с. 1. Структурная схема многоканального общестанционного резервирования собственных нужд АЭС: 1 — дополнительный источник пара; 2 и 3 — дополнительная паровая турбина и ее конденсатор соответственно

Способ поддержания мощности реактора ВВЭР при разрыве связи АЭС с энергетической системой. При расхолаживании четырех реакторов время, в течение которого возможно электропитание потребителей с использованием дополнительной турбины и остаточного тепловыделения одного реактора, значительно уменьшается по сравнению с вариантами расхолаживания одного или двух реакторов. На случай нехватки остаточного тепловыделения разработан способ контролируемого поддержания мощности реактора на требуемом уровне, который составляет 1—2% от номинальной мощности. При реализации этого способа и установке на каждом энергоблоке дополнительной турбины с резервным паропроводом от соседнего энергоблока будет обеспечено двукратное многоканальное (по числу энергоблоков) автономное «горячее» резервирование собственных нужд АЭС. Авторами на основе опыта эксплуатации Балаковской АЭС разработаны мероприятия по выходу реактора на поддержание необходимой мощности.

Управление реактивностью реактора при нормальной эксплуатации осуществляется за счет воздействия двух независимых систем: механического перемещения поглощающих стержней

системы управления и защиты и изменения концентрации бора в теплоносителе. Авторами предложен способ регулирования мощности реактора при нарушении связи АЭС с энергосистемой и срабатывании аварийной защиты посредством использования первой системы. Выбор метода обоснован целесообразностью сохранения работоспособности аварийной защиты: при дальнейшем поднятии поглощающих стержней работоспособная система аварийной защиты при наличии аварийных сигналов переведет реактор в подкритическое состояние, опустив стержни. Концентрация борной кислоты должна соответствовать действующим регламентам АЭС. Для реализации предложенного способа необходимо обеспечить электроэнергией аппаратуру контроля нейтронного потока и системы управления и защиты реактора, индивидуального и группового управления, внутриреакторного контроля, а также информационно-вычислительную систему предоставления параметров безопасности, после чего ввести в работу два комплекта аварийной защиты, заблокировав ряд сигналов по которым происходит ее срабатывание (например, «Частота в секциях, питающих главные циркуляционные насосы, менее 46 Гц», так как они будут отключены согласно разработанному способу). Электропитание задействованных потребителей (около 200 кВт) может быть осуществлено в первые часы после потери внешнего энергоснабжения за счет использования остаточного тепловыделения реактора. Процесс будет включать в себя следующее. Групповым ключом управления органами регулирования системы управления и защиты необходимо поднять органы регулирования 1—8 групп с регламентной скоростью (18 с воздействие — 1 мин выдержки), далее с меньшей скоростью (подъем на 1%, т. е. выдержка 4—5 с) до фиксации минимально контролируемого уровня мощности реактора. Затем мощность реактора нужно увеличить до необходимого уровня (предварительно 1—2% от номинальной). Этот процесс займет около 2 ч.

Поддержание необходимой мощности реактора должно выполняться на основе контроля давления второго контура, зависящего от требуемой

мощности дополнительной турбины. Количество тепла, отбираемого в парогенераторах, напрямую влияет на параметры первого контура. При снижении давления на входе в турбину (в случае подключения нового потребителя) необходимо увеличить мощность реактора, поднимая отдельные группы органов регулирования системы управления и защиты вверх до стабилизации номинального давления во втором контуре. При росте давления второго контура необходимо снизить мощность реактора, опуская группы органов регулирования вниз до стабилизации требуемого давления во втором контуре. Возможно подключение автоматического регулятора мощности реактора, который функционирует в вышеуказанном алгоритме при работе реактора при нормальной эксплуатации.

Вывод реактора на контролируемый уровень и его поддержание обеспечивается штатной аппаратурой контроля нейтронного потока, которая имеет возможность не только контролировать мощность нейтронного потока, но и период разгона реактора, и его реактивность. При выходе параметров активной зоны за установленные проектом пределы автоматически сработает аварийная защита реактора.

Оценка потребляемой на собственные нужды мощности. Для четырехблочной АЭС с реакторами ВВЭР-1000 в таблице приведена суммарная потребляемая мощность систем, работа которых необходима после разрыва связи АЭС с энергосистемой в условиях разгерметизации первого контура четвертого энергоблока, при использовании одной паротурбинной установки и остаточного тепловыделения реактора первого энергоблока в процессе расхолаживания [2]:

реактора первого энергоблока с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура и отводом генерируемого пара на дополнительную турбину (используется остаточное тепловыделение одного реактора первого энергоблока);

реакторов второго и третьего энергоблоков: на первом этапе при скорости $15\text{ }^{\circ}\text{C}/\text{ч}$, необходимой для поддержания естественной циркуляции теплоносителя первого контура, до температуры

теплоносителя $150\text{ }^{\circ}\text{C}$ с передачей тепла во второй контур; на следующем этапе — через систему аварийного охлаждения активной зоны низкого давления;

реактора четвертого энергоблока при разгерметизации первого контура и использовании системы аварийного охлаждения активной зоны высокого давления.

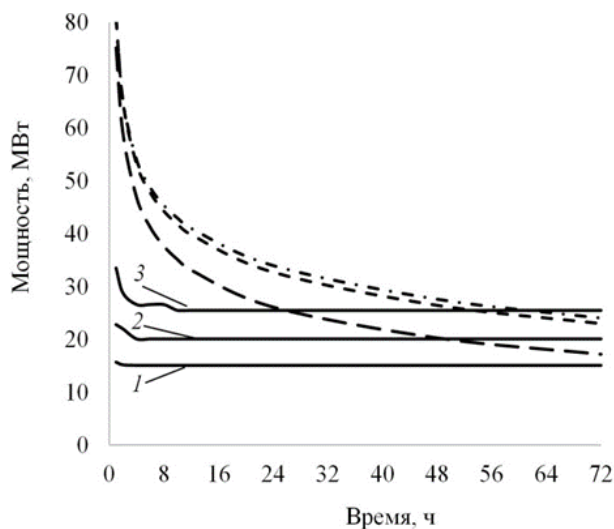
Потребление электроэнергии при расхолаживании реакторов АЭС с использованием дополнительной паротурбинной установки, кВт

Время после срабатывания аварийной защиты, ч	Число расхолаживаемых реакторов		
	1	2	4
0—0,5	2946	6300	10 288
0,5—1	2746	6100	10 288
1—2	2431	5470	8828
2—3	2376	5160	8608
3—9	2376	5052	8084
10—72	2376	5052	7684

Приведенные в таблице данные позволяют исследовать три варианта, когда, используя остаточное тепловыделение реактора первого энергоблока, одна турбина расхолаживает: 1) один реактор первого энергоблока, 2) два реактора первого и четвертого энергоблоков, 3) четыре реактора четырех энергоблоков. При нехватке остаточного тепловыделения требуемая мощность обеспечивается поднятием поглощающих стержней системы управления и защиты реактора первого энергоблока.

Определение параметров рабочего тела второго контура первого энергоблока. Для математического моделирования процесса расхолаживания реакторов ВВЭР-1000 для трех исследуемых вариантов использованы составляющие общепринятой методики оценки термодинамической эффективности циклов теплоэнергетических установок. Мощность дополнительной турбины 12 МВт, номинальные параметры рабочего тела при сниженном коэффициенте полезного действия приняты идентичными турбинам К-1000-60/1500-2 [2]. Изменение коэффициента полезного действия дополнительной турбины при снижении вырабатываемой мощности оценено на примере данных

[3], на основании которых принято, что в первом исследуемом варианте коэффициент полезного действия паротурбинной установки в процессе расхолаживания падает до 40 %, во втором — до 65%. Необходимая для генерации турбиной требуемой электрической мощности тепловая мощность реактора первого энергоблока представлена на рис. 2, где также показано остаточное тепловыделение активной зоны реактора ВВЭР-1000 Балаковской АЭС на основании опытных данных.



Р и с. 2. Изменение требуемой мощности реактора для исследуемых вариантов (1, 2, 3) работы маломощной дополнительной турбины (—), а также мощности остаточного тепловыделения при продолжительности топливной кампании 1 (---), 250 (- - -), 500 (- · -) эф. сут в зависимости от времени

Согласно первому исследуемому варианту, когда для расхолаживания одного реактора используется одна паротурбинная установка, остаточного тепловыделения одного реактора достаточно для обеспечения электроэнергией потребителей в течение более 72 ч.

Во втором варианте при электроснабжении двух энергоблоков с использованием одной паротурбинной установки, если продолжительность топливной кампании составляет 250 или 500 эф. сут, остаточного тепловыделения одного реактора также достаточно в течение более 72 ч. При длительности топливной кампании 1 эф. сут. остаточного тепловыделения одного реактора хватит лишь на 48 ч автономного расхолаживания.

По третьему варианту для расхолаживания четырех реакторов остаточного тепловыделения

одного реактора при топливных кампаниях длительностью 1, 250 и 500 эф. сут достаточно для генерации требуемых расхода и параметров пара во втором контуре в течение 25, 56 и 63 ч от момента срабатывания аварийной защиты соответственно. Если на четырехблочной АЭС в работу включится еще один энергоблок с дополнительной паротурбинной установкой, обеспечивая АЭС дополнительной электроэнергией, или останется в работе одна турбина, но она сможет получать пар с двух блоков (см. рис. 1), то электроснабжение четырех энергоблоков возможно более 72 ч. При нехватке остаточного тепловыделения возможно частичное контролируемое поднятие поглощающих стержней с целью поддержания мощности реактора на постоянном требуемом уровне.

Заключение. Предложен способ создания двукратного многоканального общестанционного резервирования собственных нужд АЭС за счет установки многофункциональной постоянно действующей маломощной паровой турбины на каждый энергоблок, что позволяет при отключении АЭС от энергосистемы обеспечить длительную работу станции в автономном режиме с использованием остаточного тепловыделения реакторов.

Исследование выполнено за счет гранта Российского научного фонда № 22-79-10211 (<https://rscf.ru/project/22-79-10211>).

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Yurin V.E., Egorov A.N., Bashlykov D.O. Cooldown of a water-cooled reactor during the natural circulation mode using decay heat of the core and a low-power steam turbine. — Nucl. Eng. Des., 2023, vol. 409, № 112364, P. 1–11.
2. Аминов Р.З., Юрин В.Е., Кузнецов Д.Ю. Исследование процессов расхолаживания водо-водяных реакторов на основе использования энергии остаточного тепловыделения для выработки электроэнергии в аварийных ситуациях с обесточиванием. — Атомная энергия, 2020, т. 128, вып. 4, с. 197–203. // Aminov R.Z., Yurin V.E., Kuznetsov D.Yu. Investigation of the cooling of water-cooled and -moderated reactors based on electricity generation via residual heat in emergency situations with de-energization. — Atomic Energy, 2020, v. 128, № 4, p. 211–217.
3. Веллер В.Н. Регулирование и защита паровых турбин. М.: Энергоатомиздат, 1985, 104 с.

Поступила в Редакцию 18.12.23