

УДК 621.039:62-622

РЕЗЕРВИРОВАНИЕ СОБСТВЕННЫХ НУЖД АЭС В УСЛОВИЯХ ПОЛНОГО ОБЕСТОЧИВАНИЯ НА ОСНОВЕ ВОДОРОДНОГО ЦИКЛА

Аминов Р.З., Егоров А.Н., Юрин В.Е. (Саратовский научный центр РАН)

В мировой практике насчитывается большое число крупных системных аварий, приводящих к вынужденному останову генерирующих источников и их обесточиванию. Для атомных электростанций этот вопрос приобретает актуальность в связи с необходимостью расхолаживания активной зоны реактора. По данным Атомэнергопроекта на примере 4-го энергоблока Балаковской АЭС показано, что наибольший вклад в вероятную частоту повреждения активной зоны вносят события с обесточиванием (51,4%).

В настоящее время при полном обесточивании АЭС предусмотрен переход на аварийное расхолаживание реакторных установок с использованием питания от дизель-генераторов [1]. При этом главные циркуляционные насосы, насосы циркуляционной технической воды теряют питание, что приводит к повышению давления во втором контуре, срабатыванию БРУ-А и предохранительных клапанов парогенераторов и соответственно сбросу пара в атмосферу. Выброс пара через БРУ-А ведет к потерям теплоносителя и может способствовать появлению дополнительных отказов, приводящих к аварии. Важной при обесточивании является надежность дизель-генераторов как при пуске, так и в работе. Реактор расхолаживается в аварийном режиме, что потребует дополнительных вложений на восстановление его работоспособности. При расхолаживании не используется остаточное тепловыделение активной зоны реактора, в то время как при соответствующем изменении схемы энергоблока его можно применить для обеспечения электроснабжения собственных нужд станции.

Для исключения потери рабочего тела через предохранительные клапаны второго контура и во избежание связанных с этим негативных последствий желательно расхолаживать реактор в штатном режиме без включения быстродействующей редуцирующей установки с выбросами пара в атмосферу (БРУ-А), т.е. оставить в работе главный циркуляционный насос, электронасос питательной воды, циркуляционный насос технической воды и конденсатные насосы. В этом случае все основные циркуляционные контуры будут находиться в работе на минимальной нагрузке. Исходя из этого, мощность собственных нужд данного режима для ВВЭР-1000 оценивается 11 МВт [2].

Одним из способов в штатном режиме эксплуатации является расхолаживание реактора с питанием собственных нужд от дополнительной турбоустановки, которая работает на паре, генерируемом за счет энергии остаточного тепловыделения и сжигания

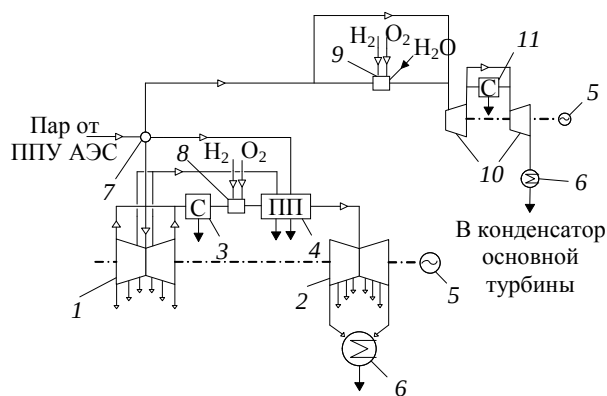
водорода в кислороде. Дополнительная турбоустановка представляет собой паровую турбину (сателлитную или автономную по отношению к основной турбоустановке) относительно небольшой мощности, генератор которой синхронизирован с генератором основной турбоустановки для выдачи дополнительной мощности в сеть.

Для повышения эффективности постоянно действующей дополнительной турбины в настоящей работе рассмотрена схема с аккумулярованием неустраиваемой электроэнергии в виде водорода и кислорода в ночные внепиковые часы электрической нагрузки и использованием этой энергии для генерации и перегрева пара, поступающего на дополнительную турбину в пиковые часы [3]. При этом дополнительная турбина и водородное хозяйство могут быть размещены за пределами площадки АЭС.

Дополнительная паротурбинная установка находится в работе — днем она используется для выработки пиковой электроэнергии, ночью ее нагрузка снижается до минимума. В случае аварийного останова реактора и обесточивания АЭС пар, получаемый за счет остаточного тепловыделения, поступает в дополнительную турбину и используется для выработки электроэнергии. Следовательно, комбинирование АЭС с постоянно действующей дополнительной турбиной позволяет не только увеличить маневренность атомной станции, получить дополнительную пиковую или полупиковую мощность, но и при выполнении дополнительных условий повысить надежность электроснабжения собственных нужд АЭС в условиях крупных системных аварий.

Реализация предложенного способа расхолаживания реактора АЭС при полном обесточивании поясняется на примере работы технологической схемы общестанционного резервирования, показанной на рис. 1.

В ночные внепиковые часы электрической нагрузки за счет электролиза воды аккумулируется неустраиваемая электроэнергия в виде водорода и кислорода, которые с помощью дожимных водородных и кислородных компрессорных агрегатов поступают в емкости хранения. Пароводородные перегреватели 8, 9 отключены, работает сепаратор 3 между частью высокого 1 и низкого 2 давления дополнительной турбины, на которую поступает пар через устройство парораспределения 7. В пиковые часы сепаратор дополнительной турбины 11 отключается, водород и кислород отбираются из емкостей хранения и подаются в пароводородный перегреватель 8 по подводящим магистралям. В пароводородном пере-



Р и с. 1. Принципиальная технологическая схема обеспечения общестанционного резервирования с повышением маневренности АЭС: 1, 2 — цилиндр высокого и низкого давления паровой турбины соответственно; 3 — сепаратор; 4 — промежуточный паро-паровой перегреватель; 5 — электрические генераторы; 6 — конденсаторы; 7 — устройство парораспределения; 8 — пароводородный перегреватель; 9 — пароводородный перегреватель вытесненного пара с пароводяным охлаждением; 10 — дополнительная паротурбинная установка; 11 — сепаратор дополнительной паротурбинной установки

гревателе 8 за счет высокотемпературного пара, полученного в результате ступенчатого окисления водорода кислородом и его смешения с основным паром, основной пар перегревается до заданной температуры и одновременно охлаждает водород-кислородную камеру сгорания. При этом отбор пара на промежуточный паро-паровой пароперегреватель 4 паровой турбины автоматически уменьшается. Таким образом пар, предназначенный для промежуточного перегрева основного пара, через устройство парораспределения 7 поступает в пароводородный перегреватель вытесненного пара 9, где перегревается путем смешения с высокотемпературным паром, полученным в результате ступенчатого окисления водорода кислородом до заданной температуры. Затем он используется в дополнительной паротурбинной установке 10 для выработки электроэнергии.

В аварийной ситуации, вызванной, например, обесточиванием, на дополнительную турбину 10 продолжает поступать пар из парогенератора, генерируемый остаточным тепловыделением. По мере уменьшения остаточного тепловыделения полученного в парогенераторе пара становится недостаточно для обеспечения необходимой мощности собственных нужд, в связи с чем в камеру сгорания стехиометрического окисления пароводородного перегревателя 9 подаются запасенные в резервной системе хранения водород и кислород, начинает впрыскиваться охлаждающая вода, в результате чего образуется необходимое для поддержания мощности количество пара.

Такой способ расхолаживания позволяет использовать остаточное тепловыделение сразу после останова реактора, поскольку дополнительная турбина

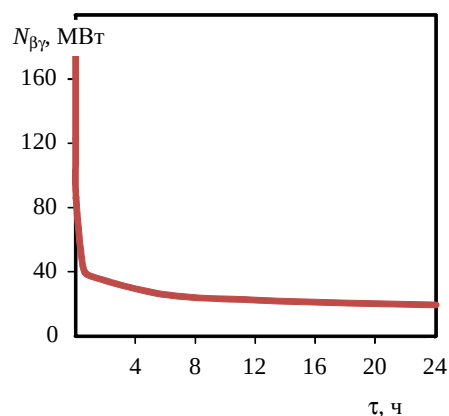
постоянно находится в работе и имеется возможность без дополнительного пуска оборудования обеспечить энергоблок резервной мощностью.

Скорость снижения тепловыделения в ядерном реакторе определяется следующими процессами: мощность от деления мгновенными нейтронами снижается за доли секунды, тепловой инерцией материала активной зоны также можно пренебречь через несколько секунд. Тепловую мощность, обусловленную делением запаздывающих нейтронов, можно не учитывать через 3—5 мин. Основной составляющей тепловой мощности в любом реакторе через несколько минут после останова в течение продолжительного времени будет тепловыделение вследствие торможения β -частиц и передачи части энергии γ -излучения осколков деления и продуктов их распада, которое, собственно, и принято называть остаточным тепловыделением. Изменение мощности остаточного тепловыделения в зависимости от этих процессов для ВВЭР-1000, рассчитанное по формуле Вей—Вигнера, показано на рис. 2 [4].

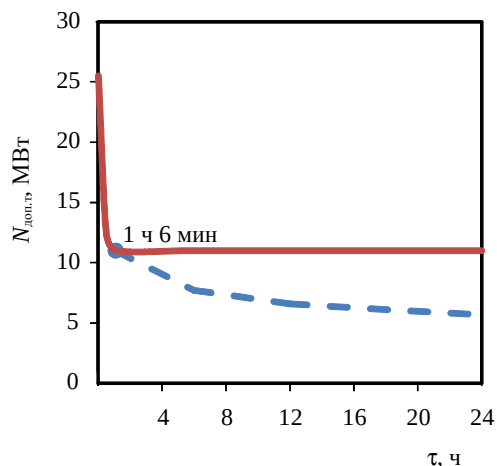
Для рассмотрения описанного способа расхолаживания реактора был принят расчетный период 1 сут, в течение которых электроснабжение станции должно быть либо восстановлено, либо пущены другие источники питания.

Соответственно со снижением мощности остаточного тепловыделения уменьшается расход пара на дополнительную турбину, следовательно, при поддержании на входе в турбину тех же параметров пара и мощность дополнительной турбины. На рис. 3 видно, что в течение 1 ч 6 мин остаточного тепловыделения достаточно для поддержания необходимой для штатной разгрузки блока мощности дополнительной турбины, после чего пар генерируется в водородном пароперегревателе или автономном водородном парогенераторе с теми же параметрами, что и свежий.

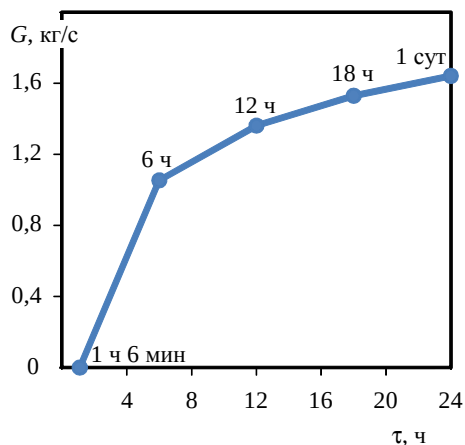
Как видно на рис. 4, расход водорода со временем увеличивается. Это вызвано тем, что уменьшается доля остаточного тепловыделения в генерации



Р и с. 2. Зависимость мощности остаточного тепловыделения ВВЭР-1000 от времени



Р и с. 3. Зависимость мощности дополнительной паротурбинной установки от времени расхолаживания: —, — — — работа дополнительной турбины на паре, генерируемом остаточным тепловыделением (до 1 ч 6 мин), водородным парогенератором и только остаточным тепловыделением соответственно



Р и с. 4. Зависимость расхода водорода от времени расхолаживания

пара, необходимого для поддержания требуемой мощности дополнительной турбины. Количество водорода, необходимого для расхолаживания реактора в течение 1 сут, для принятых условий составило 105 т.

Таким образом, предложенный вариант установки на АЭС постоянно действующей дополнительной паровой турбины небольшой мощности в сочетании с водородным комплексом позволит повысить надежность электроснабжения собственных нужд в аварийных ситуациях с обесточиванием, увеличит маневренность, уменьшит отпуск электроэнергии в ночные часы без снижения нагрузки основного энергетического оборудования. Дополнительная турбина и водородное хозяйство могут быть размещены за пределами площадки АЭС.

Принятый способ расхолаживания позволит полезно использовать остаточное тепловыделение реактора для выработки электроэнергии. Так, для ВВЭР-1000 остаточного тепловыделения достаточно для поддержания необходимой мощности дополнительной турбины для питания собственных нужд в течение 1 ч 6 мин. Далее пар генерируется путем сжигания водорода в кислороде, обеспечивая поддержание необходимой мощности для устойчивой работы собственных нужд станции.

Работа выполнена при поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации, соглашение № 8184 от 23 июля 2012 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Кейв Л. Аварии на АЭС, связанные с прекращением подачи электроэнергии на собственные нужды. — Атомная техника за рубежом, 1991, № 2, с. 31—32.
2. Аминов Р.З., Шкрет А.Ф., Гариевский М.В. и др. Рациональные схемы утилизации тепла отработавших газов постоянно действующих ГТУ на АЭС. — В сб.: Проблемы совершенствования топливно-энергетического комплекса. Саратов, 2004, вып. 3, с. 35—39.
3. Аминов Р.З., Байрамов А.Н., Егоров А.Н. Турбинная установка атомной электростанции (варианты). Пат. РФ № 2459293, — Бюл. «Изобретения. Полезные модели», 2012, № 23.
4. Владимиров В.И. Практические задачи по эксплуатации ядерных реакторов. 4-е изд., перераб. и доп. М.: Энергоатомиздат, 1986.

Поступило в Редакцию 28.09.12

УДК 620.9.001.12/18

ЦЕЛЕСООБРАЗНОСТЬ СТРОИТЕЛЬСТВА БАШКИРСКОЙ АЭС

Новикова Т.В., Урванцева Л.В., Хоршев А.А., Шульгина В.С. (ИНЭИ РАН, г. Москва),
Шаров Е.И. (ОАО «Концерн Росэнергоатом», г. Москва)

В соответствии с одобренной правительством схемой размещения объектов электроэнергетики до 2030 г. предполагается ввод двух первых энергоблоков на Башкирской — в 2024 и 2027 гг. и Татарской АЭС — в 2025 и 2028 гг. Однако решение о районе размещения и сроке ввода не является окончательным и может быть уточнено на предпроектной стадии

разработки инвестиционных проектов, где будут обоснованы пункты и площадки размещения, уточнен срок ввода, определены число энергоблоков, их тип и технико-экономические показатели.

На предпроектной стадии разработки инвестиционного проекта первой и наиболее важной задачей является подготовка инвестиционного замысла, так