

Автоматизированная система регулирования мощности энергоблока для управления ЯЭУ в маневренных режимах с постоянной температурой входа в реактор

Требования, предъявляемыми при эксплуатации энергоблока в маневренном режиме, — высокая надежность и безопасность энергоблока, которые зависят от устойчивости реактора при переходе с одного уровня мощности на другой. Количественной мерой устойчивости реактора является аксиальный офсет. Показано, что изменение температуры на входе в активную зону реактора наносит неконтролируемое возмущение, которое влияет на аксиальный офсет и, как следствие, на устойчивость реактора.

Разработана усовершенствованная автоматизированная система регулирования мощности энергоблока, особенностью которой являются три новых контура регулирования; их использование обеспечивает устойчивость реактора во время маневрирования мощностью энергоблока в течение суток.

Ключевые слова: автоматизированная система регулирования, управление офсетом, программа регулирования, имитационная модель, модель энергоблока.

Ю. К. Тодорцев, Т. О. Цисельська, М. В. Нікольський

Автоматизована система регулювання потужності енергоблока для управління ЯЕУ в маневрених режимах з постійною температурою входу в реактор

Вимоги до експлуатації енергоблока в маневреному режимі — висока надійність і безпека енергоблока, які залежать від стійкості реактора в процесі переходу з одного рівня потужності на інший. Кількісною мірою стійкості реактора є аксіальний офсет. Показано, що зміна температури на вході в активну зону реактора призводить до неконтрольованого збурювання, що впливає на аксіальний офсет і, як наслідок, на стійкість реактора.

Розроблено удосконалену автоматизовану систему регулювання потужності енергоблока; її особливістю є три нових контури регулювання, використання яких забезпечує стійкість реактора під час маневрування потужністю енергоблока протягом доби.

Ключові слова: автоматизована система регулювання, управління офсетом, енергоблок атомної станції, метод регулювання, імітаційне моделювання, модель енергоблока.

© Ю. К. Тодорцев, Т. А. Цисельская, М. В. Никольский, 2013

В энергосистеме Украины существует несоответствие между потреблением и выработкой электроэнергии в течение суток. Суммарная доля установок, предназначенных для регулирования суточного графика нагрузки энергосистемы, очень мала, поэтому актуальной становится задача адаптации действующих АЭС к новым специфическим условиям работы.

Энергоблоки АЭС с ВВЭР-1000 эксплуатируются в базовом режиме, поэтому существующие автоматизированные системы регулирования (АСР) мощности энергоблока рассчитаны на стабилизацию мощности на заданном уровне, хотя оборудование с реактором ВВЭР-1000 допускает его эксплуатацию в переменном режиме. Переменный режим эксплуатации реакторной установки (РУ) с ВВЭР-1000 до сих пор не применялся, но проектом такой режим эксплуатации предусматривается. Оборудование первого контура рассчитано на возможность эксплуатации в режиме регулирования частоты и мощности в энергосистеме, при этом регулировочный диапазон нагрузки находится в пределах 30—100 % номинальной мощности; за срок службы РУ допускается 10000 циклов набора и снижения нагрузки в пределах регулировочного диапазона. Регламентом разрешена скорость разгрузки 3 % номинальной мощности в минуту и нагрузки 1 % номинальной мощности в минуту [1]. На данный момент переход с одного уровня мощности на энергоустановки другой осуществляется операторами в ручном режиме. Для поддержания баланса мощности в энергосистеме необходимо ежедневно или еженедельно осуществлять изменение мощности энергоблока с минимальным участием оператора. Поэтому актуальна задача разработки АСР мощности энергоблока, которая бы разгрузку/нагрузку энергоблока осуществляла в автоматизированном режиме.

Целью статьи является усовершенствование существующей АСР мощности энергоблока АЭС с ВВЭР-1000, которая позволит с соблюдением регламентных требований, без снижения уровня безопасности, эксплуатировать энергоблок в маневренных режимах суточного или недельного цикла.

Анализ свойств реактора ВВЭР-1000 как объекта управления с точки зрения присущих ему внутренних возмущений и их влияния на устойчивость показал, что, из всех внутренне присущих реактору возмущений, на его устойчивость в маневренном режиме влияют температурный и мощностный эффекты реактивности, а также изменение реактивности, вызванное отравлением нестационарным ксеноном, которое в некоторых случаях может привести к неустойчивости реактора вплоть до его вынужденной остановки. Следовательно, для безопасной эксплуатации энергоблока с реактором ВВЭР-1000 в маневренном режиме необходимо, чтобы реактор ВВЭР-1000 находился в устойчивом состоянии и поддерживалась равномерность энерговыделения в активной зоне реактора (АЗ).

Количественной мерой равномерности энерговыделения по высоте активной зоны реактора, а следовательно, и устойчивости реактора, является специальный интегральный параметр — аксиальный офсет (АО) [2].

Все внешние и внутренние возмущения, наносимые на реактор, компенсируются регулирующей группой органов регулирования системы управления и защиты (ОР СУЗ). Однако из-за конструктивных особенностей компенсировать возмущения, возникшие в нижней половине реактора, без влияния на энерговыделение в верхней половине реактора, невозможно. Таким образом, возмущения, возникающие в нижней половине реактора,

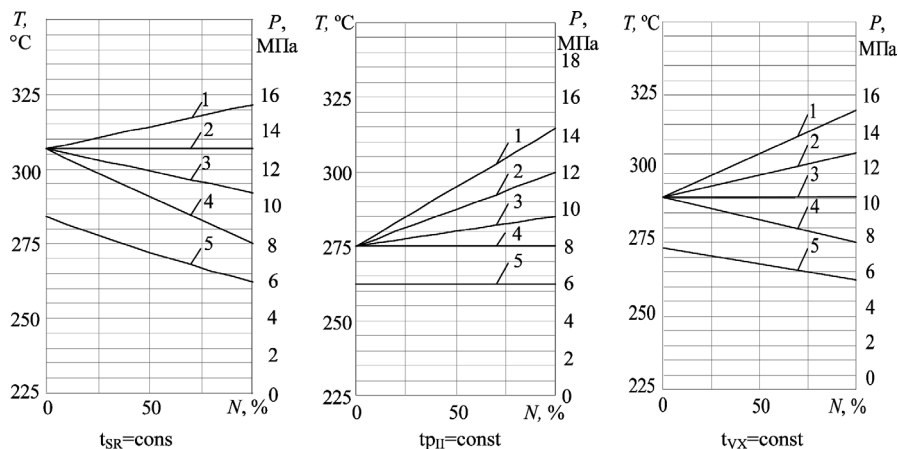


Рис. 1. Характеристики РУ с ВВЭР-1000 при различных программах регулирования:
 1 — температура теплоносителя на выходе из АКЗ, t_{VUX} ;
 2 — средняя температура теплоносителя в АКЗ, t_{SR} ;
 3 — температура теплоносителя на входе в АКЗ, t_{VX} ;
 4 — температура насыщенного пара во втором контуре, t_S ;
 5 — давление пара во втором контуре, p_{II}

невозможно компенсировать, а следовательно, в маневренных режимах практически невозможно гарантировать нахождение реактора в устойчивом состоянии. Анализ реактора ВВЭР-1000 как объекта управления показал, что таким возмущающим воздействием является изменение температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора.

Изменение мощности энергоблока с ВВЭР-1000 осуществляется по так называемым статическим программам регулирования, которые представляют собой зависимость технологических параметров энергоблока от мощности в установившихся режимах.

Известно пять программ регулирования мощности энергоблока с ВВЭР-1000, из которых три являются основными, а две — их комбинациями. Каждая из основных программ регулирования имеет свои достоинства и недостатки с точки зрения изменения АО во время маневра мощностью. Рассмотрим каждую основную программу в диапазоне мощностей от 100 до 80 % (рис. 1).

1. Программа регулирования с постоянной температурой теплоносителя на входе в АКЗ реактора ($t_{VX} = \text{const}$). В этой программе регулирования при переходе с одного уровня мощности на другой температурный (ТЭР) и мощностный эффекты реактивности (МЭР) возникают только в верхней половине реактора. Это связано с изменением средней температуры теплоносителя (t_{SR}), температуры теплоносителя на выходе (t_{VUX}) и постоянством температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора. Причем при уменьшении мощности значения t_{VUX} и t_{SR} уменьшаются (см. рис. 1), и ТЭР и МЭР будет иметь положительный знак. Таким образом, энерговыделение верхней половины реактора будет больше энерговыделения нижней половины реактора. Такое изменение энерговыделения, а следовательно, и АО, легко компенсируется изменением положения регулирующей группы ОР СУЗ. Также к достоинствам этой программы регулирования можно отнести то, что из-за поддержания постоянного значения t_{VX} в нижней половине АКЗ реактора отсутствует изменение ТЭР, а значит, нижняя половина АКЗ остается устойчивой на всем протяжении маневра мощностью, возникновение ксеноновых колебаний, вызванное изменением ТЭР отсутствует, изменение энерговыделения в верхней половине АКЗ реактора компенсируются регулирующей группой ОР СУЗ, а следовательно, обеспечиваются постоянство и управляемость АО и устойчивое состояние реактора.

2. Программа регулирования с постоянной средней температурой теплоносителя в первом контуре ($t_{SR} = \text{const}$). В этой программе регулирования (см. рис. 1) при переходе

с одного уровня мощности на другой ТЭР и МЭР возникают в верхней и нижней половинах реактора, что связано с изменением t_{VX} и t_{VUX} . При снижении уровня мощности t_{VUX} уменьшается, поэтому ТЭР в верхней половине реактора будет иметь положительный знак, а t_{VX} увеличивается, и ТЭР в нижней половине реактора будет иметь отрицательный знак. Так как мощность снижается, МЭР будет иметь положительный знак. Следовательно, произойдет неодинаковое изменение энерговыделения по высоте АКЗ реактора, которое будет усилено при возвращении прежнего уровня мощности, что приведет к возникновению ксеноновых колебаний. Так как все ОР СУЗ имеют одинаковую эффективность, их воздействие на энерговыделение в верхней половине реактора не сможет ликвидировать ксеноновые колебания — одновременно невозможно воздействовать ОР СУЗ на нижнюю часть реактора без воздействия на верхнюю из-за конструктивных особенностей.

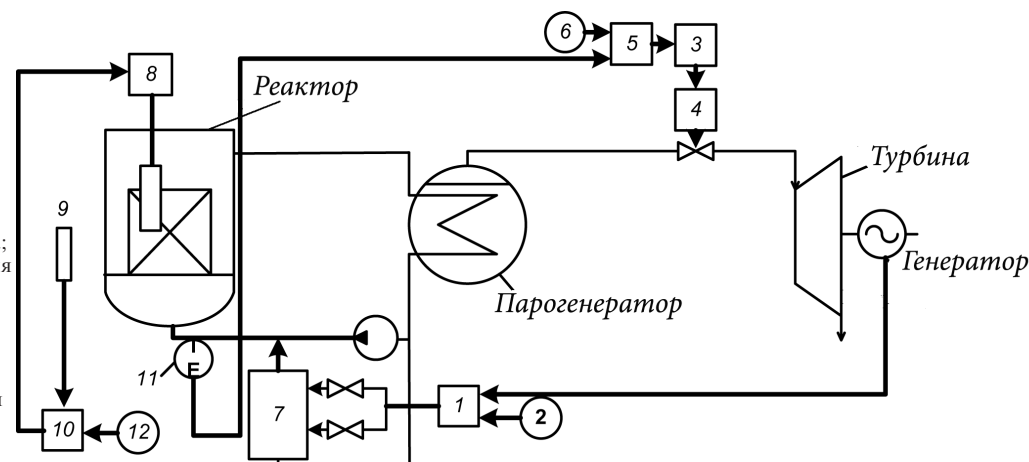
Таким образом, существенным недостатком этой программы регулирования являются нестабильность и неуправляемость АО, а следовательно, и нахождение реактора в неустойчивом состоянии во время и после изменения уровня мощности.

3. Программа регулирования с постоянным давлением пара второго контура ($p_{II} = \text{const}$). В этой программе регулирования (см. рис. 1) уменьшаются значения t_{VX} , t_{SR} и t_{VUX} . Таким образом, ТЭР по высоте всей АКЗ реактора имеет положительный знак, но в верхней половине реактора этот эффект реактивности проявляется сильнее, чем в нижней, из-за большей разницы изменения температуры теплоносителя. МЭР также имеет положительный знак. Таким образом, энерговыделение в верхней половине реактора будет больше энерговыделения в нижней половине. Для компенсации ТЭР необходимо циклическое воздействие на регулирующую группу ОР СУЗ, что может привести к колебаниям величины АО и последующей возможной потере устойчивости. Кроме того, температурные напряжения в оболочках твэлов повышены из-за большего количества перемещений ОР СУЗ во время проведения маневра мощностью.

Важным параметром, который необходимо учитывать при эксплуатации энергоблоков АЭС в маневренных режимах, является глубина и частота перемещений регулирующей группы ОР СУЗ, так как вследствие большего количества перемещений ОР СУЗ происходят знакопеременные циклические напряжения в оболочках твэлов, которые могут привести к разрушению оболочек из-за накопления поврежденности [3—5]. Сокращение количества

Рис. 2. Принципиальная схема автоматизированной системы регулирования мощности энергоблока:

- 1 — регулятор мощности энергоблока;
- 2 — задатчик мощности энергоблока;
- 3 — механизм управления турбиной;
- 4 — сервомотор;
- 5 — регулятор температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора;
- 6 — задатчик температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора;
- 7 — бак подпиточных насосов;
- 8 — приводы регулирующих стержней;
- 9 — ионизационная камера;
- 10 — регулятор аксиального офсета;
- 11 — датчик температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора;
- 12 — задатчик аксиального офсета



перемещений ОР СУЗ будет способствовать сохранению долговечности оболочек твэлов и, следовательно, появится возможность эксплуатации в режиме суточного или недельного цикла нагружения [6–8].

При эксплуатации энергоблоков с реактором ВВЭР-1000 в основном применяется программа регулирования с $p_{II} = \text{const}$. Это связано с тем, что энергоблоки преимущественно эксплуатируются в базовом режиме. В ряде случаев при моделировании рассматриваются комбинации двух программ регулирования. Разгрузку до 75–80 % номинальной осуществляют по программе регулирования $t_{SR} = \text{const}$ и, далее, более глубокую разгрузку — по программе $p_{II} = \text{const}$. Особенно хорошие результаты моделирования такой комбинации получаются, если рассматривать реактор как точечную модель с сосредоточенными параметрами. Однако, с точки зрения устойчивости реактора, для расчета величины АО как меры устойчивости, необходимо использовать как минимум двухточечные модели [2]. Для создания адекватной модели АСР необходимо применить многоточечную модель реактора, в первую очередь, для возможности моделирования АО.

Учитывая изложенное, можно сделать вывод, что для маневренного режима с точки зрения устойчивости реактора наиболее благоприятной является программа регулирования с $t_{VX} = \text{const}$ в интервале изменения мощности реактора от 80 до 100 %.

Приведенные программы регулирования реализуются переключением режимов при работе АСР мощности энергоблока.

В основу функционирования существующей АСР мощности энергоблока положены основополагающие принципы; в частности, постоянство технологического параметра и мощности реактора поддерживается перемещением регулирующей группы ОР СУЗ, а управление мощностью энергоблока осуществляется изменением положения регулирующих клапанов турбины. При этом поддержание постоянной величины АО выполняется операторами вручную, путем перемещения одной из регулирующих групп ОР СУЗ. Поддержание постоянства АО операторами в ручном режиме не безопасно, особенно если учитывать влияние человеческого фактора при управлении.

Таким образом, существующие АСР мощности энергоблока имеют ряд недостатков, прежде всего — невозможность в автоматизированном режиме осуществить переход с одного уровня мощности на другой и отсутствие единого

регулятора энергоблока. Недостатки порождают ряд следствий: во время маневра возникают колебания локальной мощности в АКЗ реактора, вследствие чего АО выходит за пределы рекомендуемой области, вплоть до приближения к максимально допустимому регламентному значению. Кроме того, вследствие колебания локальной мощности происходит неравномерное накопление отравителей и неравномерное выгорание топлива по высоте АКЗ реактора, что впоследствии приводит к ксеноновым колебаниям с увеличивающейся амплитудой.

Предлагаемая усовершенствованная АСР мощности энергоблока для маневренных режимах (рис. 2) отличается от существующих тремя новыми контурами регулирования: в первом контуре мощность энергоблока изменяется только вводом/выводом раствора борной кислоты, что обеспечивает равномерное изменение мощности реактора по высоте АКЗ реактора; во втором контуре постоянство величины АО поддерживается перемещением регулирующей группы ОР СУЗ; в третьем контуре постоянство технологического параметра обеспечивается изменением положения регулирующих клапанов турбины. На рис. 2 новые контуры управления выделены жирными линиями.

Вне зависимости от выбора программы регулирования усовершенствованная АСР функционирует следующим образом: при поступлении заявки на снижение мощности на ΔN_T , задатчику мощности энергоблока 2 задается значение, равное $\Delta N_T/2$. Сравнив заданное и фактическое значения мощности энергоблока, регулятор мощности энергоблока 1 формирует управляющее воздействие на ввод борной кислоты в теплоноситель первого контура. Раствор борной кислоты вводится в теплоноситель через бак подпиточных насосов 7 непрерывно с регламентной скоростью. При достижении заданного задатчику значения мощности энергоблока, регулятор мощности энергоблока отключается. После ввода борной кислоты дальнейшее снижение мощности энергоблока происходит за счет отравления реактора йодом и ксеноном. После достижения максимума отравления, примерно через 3–3,5 ч, наступает разотравление, т. е. йод и ксенон начинают постепенно выгорать, и мощность реактора начинает расти. Процесс отравления/разотравления длится около 6,5 ч. Снижение мощности по часам таково:

$t, \text{ч}$	0	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10
$N, \%$	100	90	84	83	80	80	81	83	88,5	95,5	100

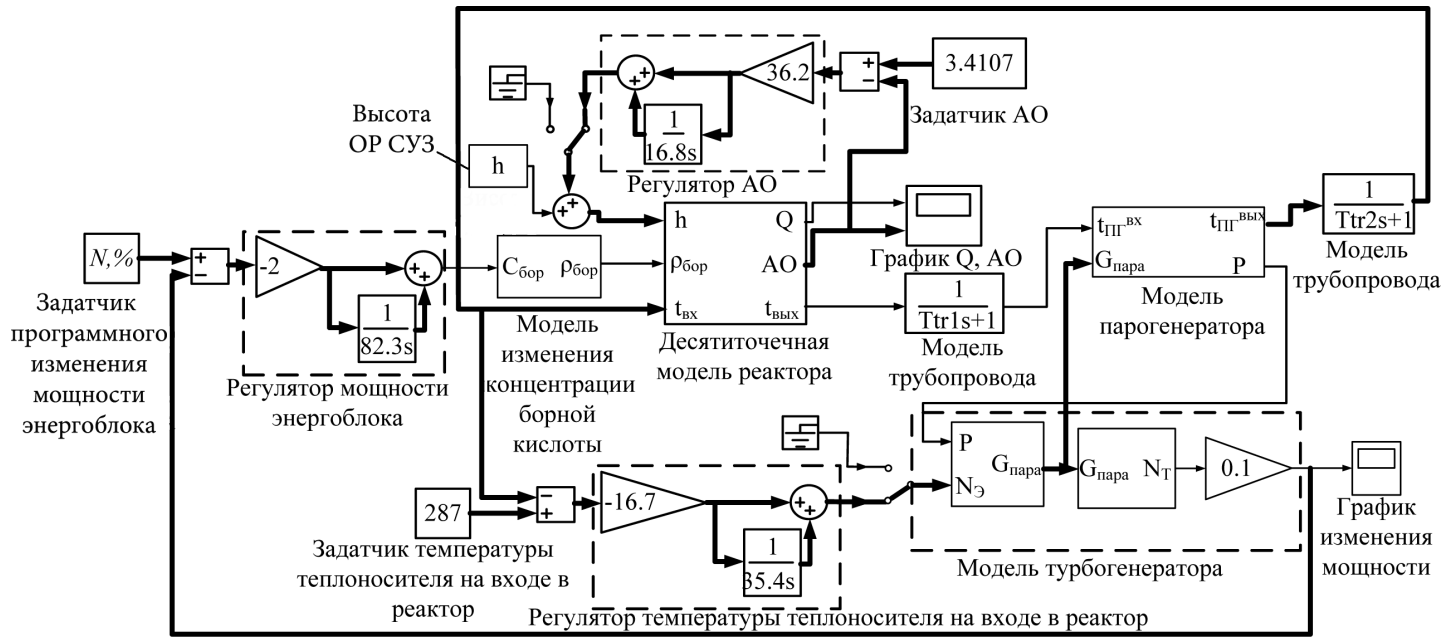


Рис. 3. Реализация усовершенствованной АСР мощности энергоблока, которая функционирует по программе регулирования с $t_{VX} = \text{const}$ в Simulink

При этом регулятор аксиального офсета, сравнивая заданное 12 и фактическое 9 значения АО, формирует управляющее воздействие на приводы регулирующих стержней δ .

Одновременно, в зависимости от программы регулирования, работает регулятор теплотехнического параметра; на рис. 2 это регулятор температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора 5. Например, для программы регулирования с $t_{VX} = \text{const}$ регулятор температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора 5, сравнивая заданное 11 и фактическое 6 значения температуры теплоносителя на входе в АКЗ, формирует управляющее воздействие. Это воздействие передается на механизм управления турбиной (МУТ) 3 и далее сервомотору 4, который изменяет положение регулирующих клапанов турбины (см. рис. 2).

Для программы регулирования с $t_{SR} = \text{const}$ регулятор средней температуры теплоносителя в АКЗ реактора, сравнивая заданное и фактическое значения средней температуры теплоносителя, формирует управляющее воздействие. Это воздействие передается на МУТ и далее сервомотору, который изменяет положение регулирующих клапанов турбины.

Для программы регулирования с $p_{II} = \text{const}$ регулятор давления пара во втором контуре, сравнивая заданное и фактическое значения давления пара, формирует управляющее воздействие. Это воздействие передается на МУТ и далее сервомотору, который изменяет положение регулирующих клапанов турбины.

Далее, вне зависимости от программы регулирования, после того, как за счет разотравления мощность энергоблока увеличилась на $\Delta N_T/2$, включается регулятор мощности энергоблока для вывода энергоблока на номинальный уровень мощности (т. е. увеличение мощности на $\Delta N_T/2$).

Суточное маневрирование мощностью энергоблока при работе усовершенствованной АСР обеспечит равномерное изменение нейтронного потока по высоте АКЗ реактора, вследствие чего выгорание топлива и отравителей по высоте АКЗ произойдет равномерно.

На имитационной модели энергоблока [9] был проведен численный эксперимент для сравнения двух АСР мощности энергоблока при суточном маневре мощности с разгрузкой со 100 до 80 % и обратно: существующей АСР, которая функционирует по программе регулирования с $p_{II} = \text{const}$, и усовершенствованной АСР, которая функционирует по программе регулирования с $t_{VX} = \text{const}$. Особенностью имитационной модели энергоблока является наличие в ее составе десятиточечной модели реактора, что позволило при моделировании управлять величиной АО.

Модель энергоблока была реализована в среде имитационного моделирования Simulink пакета Matlab. Для реализации АСР мощности энергоблока по методу Копеловича А. П. были рассчитаны настройки регуляторов: для существующей АСР — настройки автоматического регулятора мощности и регулятора мощности энергоблока; для усовершенствованной АСР — настройки регулятора АО, регулятора мощности энергоблока и регулятора температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора (рис. 3, выделенными линиями показаны новые контуры регулирования).

На рис. 4 приведены результаты сравнительного эксперимента. Анализ результатов показал, что:

- при работе существующей АСР, функционирующей по программе регулирования с $p_{II} = \text{const}$ (рис. 4, кривая 2), наибольшее перемещение регулирующей группы ОР СУЗ составляет 38 см; при работе усовершенствованной АСР, функционирующей по программе регулирования с $t_{VX} = \text{const}$ (рис. 4, кривая 1), — 22 см;

- при работе существующей АСР, функционирующей по программе регулирования с $p_{II} = \text{const}$, наибольшее отклонение величины АО составляет 2,59 %, и это значение является граничным, его превышение запрещается регламентом и приводит к вынужденной остановке энергоблока; при работе усовершенствованной АСР, функционирующей по программе регулирования с $t_{VX} = \text{const}$, величина АО в течение маневра мощностью остается неизменной.

Вследствие применения борного регулирования и уменьшения амплитуды перемещения регулирующей

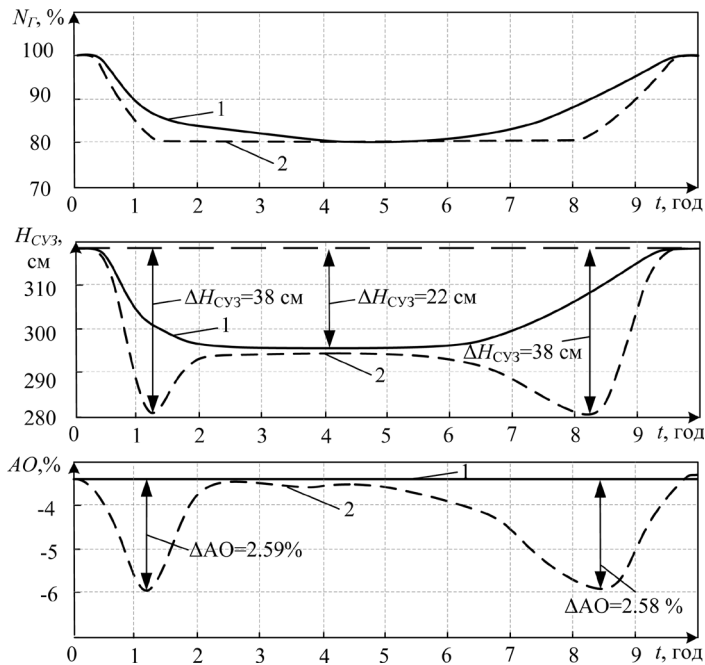


Рис. 4. Изменение мощности энергоблока, положения регулирующей группы ОР СУЗ и АО в течение суточного маневра мощностью

группы ОР СУЗ, в усовершенствованной АСР по сравнению с существующей выгорание топлива, а также накопление отравителей по высоте АКЗ реактора будет происходить равномернее, что позволит ликвидировать возможность возникновения ксеноновых колебаний.

Таким образом, можно сделать вывод, что при работе усовершенствованной АСР, функционирующей по программе регулирования с $t_{VX} = \text{const}$, поскольку АО не изменяется, реактор будет находиться в устойчивом состоянии как во время маневрирования, так и после него. Как показано в [6–8], при обеспечении постоянства температуры теплоносителя на входе в ядерный реактор обеспечивается минимальная поврежденность оболочки твэла при изменениях уровня мощности. Следовательно, усовершенствованная АСР с программой регулирования с $t_{VX} = \text{const}$ позволит переводить энергоблок АЭС с ВВЭР-1000 в маневренный режим для поддержания баланса мощности в энергосистеме Украины с минимальным участием эксплуатационного персонала и с учетом требований регламента к надежности и безопасности эксплуатации энергоблока.

Для исследования возможности применения усовершенствованной АСР к существующим программам регулирования, на имитационной модели энергоблока с усовершенствованной АСР мощности энергоблока также были реализованы программы регулирования с $p_{II} = \text{const}$ и $t_{SR} = \text{const}$. Для этого по методу Копеловича А. П. рассчитаны настройки соответствующих регуляторов.

Был поставлен численный эксперимент суточного маневра мощностью с разгрузкой со 100 до 80 % и обратно. Мощность энергоблока изменялась так же, как описано ранее. Изменение мощности энергоблока задавалось программно с регламентной скоростью разгрузки и нагрузки; при достижении 90 % мощности номинальной регулятор мощности энергоблока отключался/включался, дальнейшее снижение/повышение мощности происходило за счет отравления/разотравления АКЗ реактора (как изменялась

мощность энергоблока по часам во время моделирования, приведено на с. 22).

Известно, что перемещение регулирующей группы ОР СУЗ приводит к неравномерному выгоранию топлива и, следовательно, неравномерному накоплению отравителей по высоте АКЗ реактора. Кроме того, это перемещение воздействует на оболочку твэла, что в конечном итоге может привести к ее повреждению. Поскольку во всех программах при функционировании усовершенствованной АСР мощность изменялась одинаково, а АО поддерживался постоянным, в качестве критерия для оценки была выбрана величина перемещения регулирующей группы ОР СУЗ.

Анализ результатов моделирования суточного маневра мощностью показал, что наибольшее перемещение регулирующей группы ОР СУЗ при функционировании программы регулирования с $p_{II} = \text{const}$ составляет $\Delta H_{Cy3} = 23$ см; программы регулирования с $t_{SR} = \text{const}$ — $\Delta H_{Cy3} = 25$ см; программы регулирования с $t_{VX} = \text{const}$ — $\Delta H_{Cy3} = 22$ см.

Таким образом, из трех программ, функционирующих на усовершенствованной АСР, в программе регулирования с $t_{VX} = \text{const}$ перемещение регулирующей группы ОР СУЗ наименьшее.

Выводы

1. Проанализированы существующие программы регулирования. Показано, что с точки зрения устойчивости реактора во время маневрирования наиболее благоприятной является программа регулирования с $t_{VX} = \text{const}$.

Предложена усовершенствованная АСР мощности энергоблока, которая отличается от существующей АСР тремя новыми контурами регулирования:

- в первом контуре мощность энергоблока изменяется вводом/выводом раствора борной кислоты, что обеспечивает равномерное изменение мощности реактора по высоте АКЗ реактора;
- во втором контуре постоянство величины АО поддерживается перемещением регулирующей группы ОР СУЗ;
- в третьем контуре постоянство технологического параметра обеспечивается изменением положения регулирующих клапанов турбины.

2. Проведен первый численный эксперимент для сравнения двух АСР: существующей, с программой регулирования $p_{II} = \text{const}$, и усовершенствованной, которая функционирует по программе регулирования с $t_{VX} = \text{const}$. Анализ результатов показал, что наибольшее перемещение регулирующей группы ОР СУЗ происходит при работе существующей АСР, которая функционирует по программе регулирования с $p_{II} = \text{const}$. Перемещение составляет 38 см. При работе усовершенствованной АСР, которая функционирует по программе регулирования с $t_{VX} = \text{const}$, наибольшее перемещение регулирующей группы ОР СУЗ составляет 22 см.

Кроме того, при работе существующей АСР, функционирующей по программе регулирования с $p_{II} = \text{const}$, наибольшее отклонение величины АО достигает граничного значения (2,59 %), превышение которого запрещается регламентом и приводит к вынужденной остановке энергоблока; при работе усовершенствованной АСР, функционирующей по программе регулирования с $t_{VX} = \text{const}$, величина АО остается неизменной.

3. Проведен второй численный эксперимент суточного маневра мощностью, в котором на имитационной модели энергоблока с усовершенствованной АСР мощности энергоблока были реализованы все три программы регулирования.

Результаты эксперимента показали, что при изменении уровня мощности со 100 до 80 % и обратно, во всех программах регулирования при работе усовершенствованной АСР, АО поддерживается постоянным. Кроме того, в программе регулирования с $t_{VX} = \text{const}$ перемещение регулирующей группы ОР СУЗ наименьшее, следовательно, с точки зрения равномерного выгорания топлива и сохранения целостности оболочек ТВЭЛов она наилучшая.

Список использованной литературы

1. Model of cladding failure estimation for a cycling nuclear unit / M. V. Maksimov, S. N. Pelykh, O. V. Maslov, V. E. Baskakov // Nuclear Engineering and Design. — 2009. — Vol. 239, № 12. — P. 3021–3026.
2. Филимонов П. Е. Программа «Имитатор реактора» для моделирования маневренных режимов работы ВВЭР-1000 / П. Е. Филимонов, В. В. Мамичев, С. П. Аверьянова // Атомная энергия. — 1998. — Т. 84, № 6. — С. 560–563.
3. Pelykh S. N. Cladding rupture life control methods for a power-cycling WWER-1000 nuclear unit / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov // Nuclear Engineering and Design. — 2011. — Vol. 241, № 8. — P. 2956–2963.
4. Pelykh S. N. A method for VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov, G. T. Parks // Nuclear Engineering and Design. — 2013. — Vol. 257, № 4. — P. 53–60.
5. Pelykh S. N. Grounds of VVER-1000 fuel cladding life control / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov, V. E. Baskakov // Annals of Nuclear Energy. — 2013. — Iss. 58. — P. 188–197.
6. Maksimov M. V. Principles of controlling fuel-element cladding lifetime in variable VVER-1000 loading regimes / M. V. Maksimov, S. N. Pelykh, R. L. Gontar // Atomic Energy. — 2012. — Vol. 112, No. 4. — P. 241–249.
7. Maksimov M. V. The method of fuel rearrangement control considering fuel element cladding damage and burnup / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov // Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Physics of Radiation Effect and Radiation Materials Science. — 2013. — Iss. 5(87). — P. 24–36.
8. Maksimov M. V. Theory of VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov // Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Physics of Radiation Effect and Radiation Materials Science. — 2013. — Iss. 2(84). — P. 50–54.
9. Maksimov M. V. A model of a power unit with VVER-1000 as an object of power control / M. V. Maksimov, K. V. Beglov, T. A. Tsiselskaya // Пр. Одес. політехн. ун-ту. — Одеса, 2012. — Вип. 1(38). — С. 99–106.

References

1. Model of cladding failure estimation for a cycling nuclear unit / M. V. Maksimov, S. N. Pelykh, O. V. Maslov, V. E. Baskakov // Nuclear Engineering and Design. — 2009. — Vol. 239, № 12. — P. 3021–3026.
2. Philimonov P. E. The “Reactor Simulator” program modeling WWER-1000 load following regimes / P. E. Philimonov, V. V. Mamichev, S. P. Averyanova // Atomnaya energiya. — Moskva, 1998. — T. 84, № 6. — P. 560–563. (Rus)
3. Pelykh S. N. Cladding rupture life control methods for a power-cycling WWER-1000 nuclear unit / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov // Nuclear Engineering and Design. — 2011. — Vol. 241, № 8. — P. 2956–2963.
4. Pelykh S. N. A method for VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov, G. T. Parks // Nuclear Engineering and Design. — 2013. — Vol. 257, № 4. — P. 53–60.
5. Pelykh S. N. Grounds of VVER-1000 fuel cladding life control / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov, V. E. Baskakov // Annals of Nuclear Energy. — 2013. — Iss. 58. — P. 188–197.
6. Maksimov M. V. Principles of controlling fuel-element cladding lifetime in variable VVER-1000 loading regimes / M. V. Maksimov, S. N. Pelykh, R. L. Gontar // Atomic Energy. — 2012. — Vol. 112, No. 4. — P. 241–249.
7. Maksimov M. V. The method of fuel rearrangement control considering fuel element cladding damage and burnup / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov // Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Physics of Radiation Effect and Radiation Materials Science. — 2013. — Iss. 5(87). — P. 24–36.
8. Maksimov M. V. Theory of VVER-1000 fuel rearrangement optimization taking into account both fuel cladding durability and burnup / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov // Problems of Atomic Science and Technology. Ser.: Physics of Radiation Effect and Radiation Materials Science. — 2013. — Iss. 2(84). — P. 50–54.
9. Maksimov M. V. A model of a power unit with VVER-1000 as an object of power control / M. V. Maksimov, K. V. Beglov, T. A. Tsiselskaya // Proceedings of the Odessa polytechnic university. — Odessa, 2012. — Iss. 1(38). — P. 99–106.

Получено 25.10.2013.