

УДК 621.039.56:681.5

АНАЛИЗ МЕТОДОВ УПРАВЛЕНИЯ МОЩНОСТЬЮ ЭНЕРГОБЛОКА С ВОДОВОДЯНЫМ РЕАКТОРОМ ПРИ МАНЕВРИРОВАНИИ

Ю. К. Тодорцев

Доктор технических наук, профессор*

E-mail: utodorcev@rambler.ru

Т. В. Фощ

Аспирант*

E-mail: antariuz@gmail.com

М. В. Никольский

Аспирант*

E-mail: vit_nik@ukr.net

*Кафедра автоматизации

теплоэнергетических процессов

Одесский национальный политехнический университет
пр. Шевченка, 1, г. Одесса, Украина, 65044

Стаття присвячена аналізу методів управління потужністю енергоблока з ВВЕР-1000 у маневреному режимі по кількісній мірі стійкості, а саме по величині аксіального офсету. Була розроблена удосконалена автоматизована система регулювання потужністю енергоблока з ковзаючим тиском у другому контурі з реактором ВВЕР-1000 для експлуатації у маневреному режимі

Ключові слова: аксіальний офсет, імітаційна модель, багатозонна модель реактора, маневрений режим, ВВЕР-1000

Статья посвящена анализу методов управления мощностью энергоблока с ВВЭР-1000 в маневренном режиме по количественной мере устойчивости, а именно по величине аксиального офсета. Была разработана усовершенствованная автоматизированная система регулирования мощности энергоблока со скользящим давлением во 2-ом контуре с реактором ВВЭР-1000 для эксплуатации в маневренном режиме

Ключевые слова: аксиальный офсет, имитационная модель, многозонная модель реактора, маневренный режим, ВВЭР-1000

1. Введение

В энергосистеме Украины существует несоответствие между выработкой и потреблением электроэнергии (рис. 1). Это объясняется тем, что в течение суток потребление и выработка электроэнергии не соответствует друг другу. Поэтому становится актуальной задача поддержания баланса между потреблением и выработкой электроэнергии в течение суток.

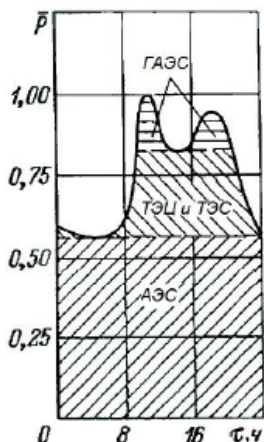


Рис. 1. График нагрузки энергосистемы: τ – часы суток, \bar{P} – потребляемая мощность

В настоящее время в энергосистеме Украины энергоблоки АЭС используют для покрытия базовой нагрузки в суточном графике нагрузки энергосистемы. Для покрытия полуиковой и пиковой нагрузок энергосистемы используют гидроаккумулирующие электростанции, однако на сегодняшний день этого недостаточно. Поэтому либо необходимо строить большее количество гидроаккумулирующих электростанций, но это не возможно, либо использовать энергоблоки АЭС в маневренном режиме для частичного регулирования электроэнергией. К примеру, разгрузка на 20 % АЭС, на которой установлены 6 блоков по 1000 МВт, дает тот же эффект, что и полная остановка блока тепловой электростанции 1200 МВт [1]. Таким образом, маневрируя мощностью энергоблока АЭС, можно будет поддерживать баланс мощности в энергосистеме Украины.

2. Постановка проблемы и литературный обзор

Маневрирование мощностью энергоблока осуществляется только по заданию диспетчера энергосистемы. Перевод энергоблока с одного уровня мощности на другой, производится операторами реакторной установки в ручном режиме. При переводе энергоблока с одного уровня мощности на другой происходит частое перемещение регулирующей группы органов ре-

гулирования системы управления и защиты реактора (ОР СУЗ), а это, в свою очередь, вызывает быстрый износ и возможное разрушение целостности оболочек ТВЭЛ реактора [2, 3], а также сокращает ресурс оболочки реактора и выгорание топлива [4].

Конечно, можно использовать различные методы по обеспечению долговечности реактора [5, 6], а также переустанавливать тепловыделяющие сборки [7] для того, чтобы временно избежать проблем с ресурсом самого реактора в режиме маневрирования. Все вышеописанное влияет на надежность и устойчивость реактора.

Для безопасной эксплуатации энергоблока необходима равномерность энерговыделения в активной зоне (АКЗ) реактора. В связи с этим, главной задачей для обеспечения устойчивости реактора в маневренном режиме является поддержание равномерности энерговыделения в АКЗ.

3. Сравнительный анализ двух программ регулирования

Количественной мерой устойчивости реактора является равномерность энерговыделения по высоте АКЗ, а показателем равномерности – величина аксиального офсета (АО).

Величина АО определяется по формуле, приведенной в работе [8]

$$AO = \frac{Q_B - Q_H}{Q_B + Q_H} \cdot 100\%, \quad (1)$$

где Q_B – тепловая мощность верхней половины АКЗ реактора, МВт;

Q_H – энерговыделение нижней половины АКЗ реактора, МВт.

В режиме маневрирования АО в зависимости от текущего уровня мощности необходимо поддерживать в установленном регламентом диапазоне (рис. 2).

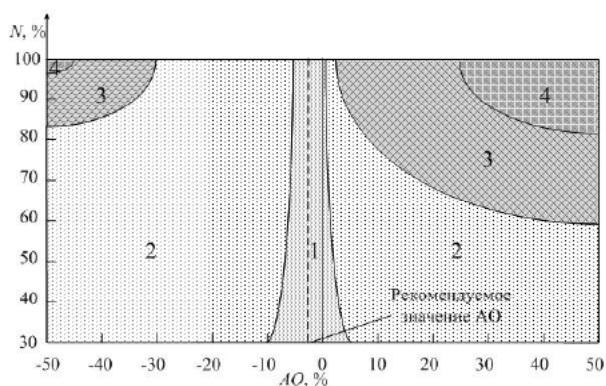


Рис. 2. Регламентные области значений АО в зависимости от уровня мощности реактора: 1 – рекомендованная область; 2 – допустимая область; 3 – не рекомендованная область; 4 – запрещенная область

Если величина АО выйдет за пределы рекомендованной области (рис. 2), то это приведет к неравномерности энерговыделения, а также к возникновению аксиальных ксеноновых колебаний. Это может привести

к потере устойчивости реактора и ухудшить работу оборудования 1-го контура.

Режим маневрирования осуществляется по статическим программам регулирования. Статические программы регулирования представляют собой зависимость технологических параметров энергоблока от мощности в установившихся режимах.

При эксплуатации АЭС применяют 4 основные статические программы регулирования энергоблоков с ВВЭР-1000:

- 1) программа регулирования мощности энергоблока с постоянной средней температурой теплоносителя в 1-ом контуре;
- 2) программа регулирования мощности энергоблока с постоянным давлением во 2-ом контуре;
- 3) компромиссная (комбинированная) программа регулирования мощности энергоблока;
- 4) программа регулирования мощности энергоблока со скользящим давлением во 2-ом контуре.

Программа регулирования мощности энергоблока со скользящим давлением во 2-ом контуре довольно редко применяется в среде АЭС и используется в основном для тепловых электростанций. В этой программе регулирующие клапаны турбины находятся в неизменном положении, а расход пара турбиной и ее мощность регулируются изменением давления пара во 2-ом контуре (рис. 3). Работа при этой программе наиболее благоприятна для турбинного оборудования АЭС. Но при уменьшении мощности энергоблока снижение давления во 2-ом контуре приводит к большему изменению температур в 1-ом контуре, чем при остальных программах.

Этот фактор влияет на условия работы практически всех элементов энергоблока помимо турбоагрегата. Существенно изменяются нейтронно-физические процессы реактора, температурные режимы и т.д. Поэтому существует необходимость провести анализ данной программы регулирования с учетом количественной меры устойчивости.

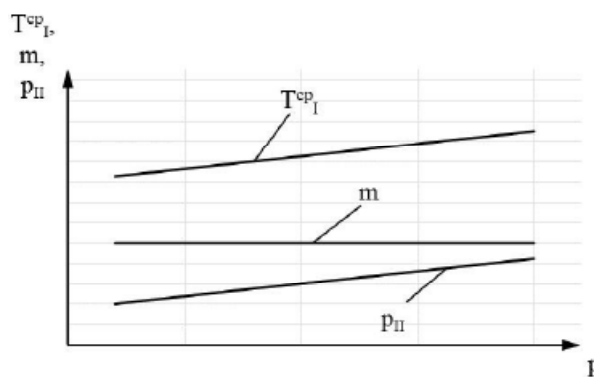


Рис. 3. Характеристика энергоблока АЭС с ВВЭР-1000 при программе регулирования со скользящим давлением во 2-ом контуре, показывающая зависимость T^{cp}_I , p_{II} , m от p

На рис. 3 изображено: p – мощность энергоблока, МВт; T^{cp}_I – средняя температура теплоносителя в первом контуре, °С; p_{II} – давление пара во 2-ом контуре, МПа; m – координата, характеризующая положение регулирующих клапанов турбины.

На разработанной в [9] имитационной модели энергоблока была разработана АСР энергоблока ВВЭР-1000 в режиме скользящего давления 2-го контура, которая структурно изображена на рис. 4.

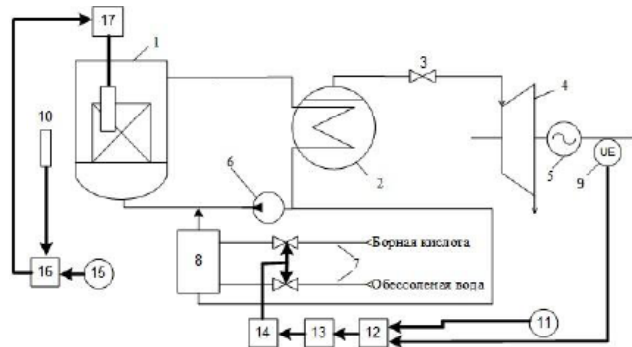


Рис. 4. Принципиальная схема АСР мощностью энергоблока с реактором ВВЭР-1000, функционирующий по программе регулирования со скользящим давлением пара во 2-ом контуре энергоблока

На рис. 4 изображено: 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – регулирующие клапаны турбины; 4 – турбина; 5 – генератор; 6 – главный циркуляционный насос; 7 – регулирующие клапаны подачи борной кислоты и обессоленной воды; 8 – бак подпиточных насосов; 9 – датчик мощности генератора; 10 – ионизационная камера; 11 – задатчик электрической мощности генератора; 12 – регулятор мощности энергоблока; 13 – механизм управления подачей борной кислоты и обессоленной водой; 14 – сервомоторы; 15 – задатчик АО; 16 – регулятор АО реактора; 17 – приводы регулирующих стержней.

Регулировка электрической мощности энергоблока в маневренном режиме по программе регулирования со скользящим давлением пара во 2-ом контуре осуществляется только с помощью автоматического регулятора мощности.

Автоматический регулятор мощности энергоблока состоит из:

1. Регулятор АО реактора.
2. Регулятора электрической мощности генератора.

Принято, что регулятор электрической мощности генератора и регулятор АО реактора имеют ПИ-законы регулирования. Расчет настроек регуляторов осуществлялся по методу Копеловича А. П. [10]. Результаты рассчитанных настроек регуляторов приведены в табл. 1.

Таблица 1

Параметры регуляторов

№	τ, c	T_a, c	$\Delta X(\infty)$	$k_{об}$	K_p	$T_{и}$
1	0.02	0.255	-6.9 %	0.1952 %/см	39.1924 %/см	0.153 c
2	10	165	-58.29 %	5.8289 %/см	1.6984 %/см	99 c

Примечание: τ – время полного запаздывания, c ; T_a – время разгона, c ; $\Delta X(\infty)$ – значение отклонения в установившемся режиме; $k_{об}$ – коэффициент передачи объекта; K_p – коэффициент передачи регулятора; $T_{и}$ – время интегрирования регулятора.

Качество переходных процессов можно оценить с помощью прямых показателей качества, которые сведены в табл. 2.

Таблица 2

Прямые показатели качества регуляторов

№	ΔX_{M1}	ΔX_{M3}	t_p	$\Delta X(\infty)$	Ψ	Rd
1	0.0065 %	0.0015 %	5 c	4.15 %	0.77	0.153
2	7 %	1 %	345 c	2.375 %	0.86	2.95

Примечание: ΔX_{M1} – первый максимум отклонения, ΔX_{M3} – третий максимум отклонения, t_p – время регулирования, $\Delta X(\infty)$ – отклонение при отсутствии регулятора, Ψ – степень затухания колебаний переходного процесса (интенсивность затухания колебаний считается удовлетворительной, если $\Psi = 0,75 \dots 0,95$), Rd – динамический коэффициент регулирования

Проанализировав значения показателей качества приведенных в табл. 2, сделан вывод, что качество регулирования с параметрами ПИ-регуляторов (табл. 1) удовлетворительное.

В компромиссно-комбинированной программе выполняется удержание значения АО постоянным при маневренном режиме.

При компромиссно-комбинированной программе энергоблок должен в первую очередь работать не менее 4 часов на номинальной мощности. Далее, если оператору дается задание на изменение мощности энергоблока на ΔN_r , он вводит в теплоноситель 1-го контура необходимое количество борной кислоты для того, чтобы снизить мощность энергоблока на $\Delta N_r/2$. Дальнейшее изменение мощности энергоблока на $\Delta N_r/2$ произойдет за счет накопления в АКЗ реактора йода и ксенона.

При этом обеспечивается устойчивость нижней половины АКЗ реактора при помощи постоянства значения температуры теплоносителя на входе в АКЗ. В свою очередь, постоянная температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора поддерживается путем регулирования давления пара в парогенераторе за счет изменения положения регулирующих клапанов турбины. Постоянное же значение АО верхней половины реактора поддерживается изменением положения регулирующей группы ОР СУЗ.

Далее накопление йода и ксенона в АКЗ реактора происходит 4 часа. После этого йод и ксенон в АКЗ реактора начинают выгорать и, как следствие, в следующие 4 часа мощность энергоблока увеличивается на $\Delta N_r/2$.

После 4-х часов выгорания йода и ксенона, а также увеличения мощности, оператором в течении 2-х часов в теплоноситель 1-го контура вводится обессоленная вода для того, чтобы уменьшить концентрацию борной кислоты, что выведет энергоблок на номинальную мощность.

Зависимость технологических параметров от мощности энергоблока N_r по компромиссно-комбинированной программе регулирования изображена на рис. 5.

Структурно схема усовершенствованной АСР мощности энергоблока, которая реализует компромиссно-комбинированную программу регулирования, изображена на рис. 6.

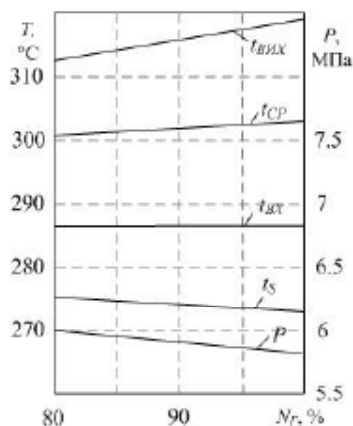


Рис. 5. Зависимость технологических параметров от мощности энергоблока N_p по компромиссно-комбинированной программе регулирования

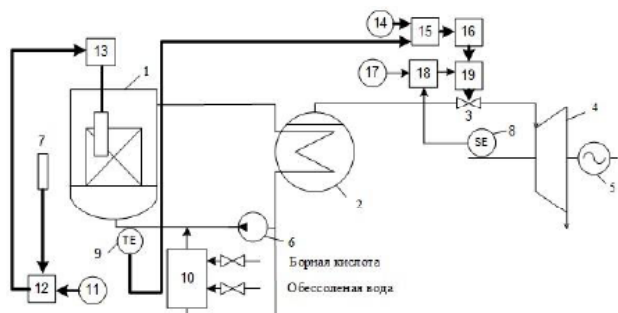


Рис. 6. Принципиальная схема регулирования энергоблока с реактором ВВЭР-1000, реализующая усовершенствованную АСР мощности энергоблока

На рис. 6 обозначены: 1 – реактор; 2 – парогенератор; 3 – регулирующие клапаны турбины; 4 – турбина; 5 – генератор; 6 – главный циркуляционный насос; 7 – ионизационная камера; регулятор мощности энергоблока; датчик электрической мощности генератора; механизм управления турбиной; регулятор частоты вращения турбины; 8 – датчик частоты вращения турбины; 9 – датчики температуры теплоносителя 1-го контура; 10 – бак подпиточных насосов; 11 – датчик АО; 12 – регулятор АО реактора; 13 – приводы регулирующих стержней; 14 – датчик температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора; 15 – регулятор температуры теплоносителя на входе в АКЗ реактора; 16 – механизм управления турбиной; 17 – датчик частоты вращения турбины; 18 – регулятор частоты вращения турбины; 19 – сервомотор.

Алгоритм управления, реализующий компромиссно-комбинированную программу регулирования, описан выше.

Главной особенностью усовершенствованной АСР является то, что температура теплоносителя на входе в АКЗ реактора поддерживается постоянной за счет регулирования давления пара в парогенераторе, а также то, что постоянное значение АО поддерживается при помощи перемещения регулирующей группы ОР СУЗ.

Для сравнительного анализа описанных ранее программ регулирования с точки зрения устойчивости реактора во время маневрирования мощностью был

поставлен эксперимент с разгрузкой энергоблока со 100 % до 80 %. Эксперимент был поставлен на имитационной модели, разработанной в Simulink в программном пакете Matlab.

В связи с тем, что ранее известные математические модели реактора с ВВЭР-1000 представляли собой точечные модели с сосредоточенными параметрами, в которых контролировать изменение АО невозможно, то была использована известная многозонная математическая модель реактора с ВВЭР-1000 с сосредоточенными параметрами.

Имитационная модель реактора ВВЭР-1000 дает возможность контролировать изменение основных технологических параметров реактора, таких как тепловая мощность Q_i , температура теплоносителя на входе $t_{i}^{вх}$ и на выходе $t_{i}^{вых}$ из АКЗ реактора, температура тепловыделяющих элементов (ТВЭЛ) t_{fi} , по высоте АКЗ реактора. Кроме того, многозонная модель реактора позволила рассчитать АО, как количественную меру устойчивости реактора.

В вышеупомянутой модели АКЗ реактора была разделена на 10 зон с сосредоточенными параметрами по высоте на 35.35 см.

Разница зон заключается в различных начальных условиях и теплогидравлических параметрах, тем самым каждая зона имеет различные статические и динамические свойства.

Исходя из модели каждая зона структурно состоит из девяти блоков:

- точечная модель кинетики реактора;
- модель тепловой мощности;
- модель нагрева теплоносителя;
- модель нагрева ТВЭЛ; тепловыделяющие элементы лучше обозначать как-то одинаково: ТВЭЛ или твэл, или ТВЕ-л...
- модель эффекта реактивности от отравления ксеноном;
- модель температурного эффекта реактивности;
- модель мощностного эффекта реактивности
- модель влияния регулирующей группы ОР СУЗ.

Точечная модель многозонной кинетики реактора имеет вид:

$$\begin{cases} \frac{dn_i}{d\tau} = \frac{(\rho(\tau) - \beta_{ef}) \cdot n_i(\tau)}{l} + \sum_{j=1}^6 \lambda_j \cdot C_j(\tau), \\ \frac{dC_j}{d\tau} = \frac{\beta_j \cdot n_i(\tau)}{l} - \lambda_j \cdot C_j(\tau), \end{cases} \quad (2)$$

где $\rho(\tau)$ – реактивность, в отн. ед;
 β_{ef} – суммарная доля запаздывающих нейтронов, в отн. ед;
 β_j – доля запаздывающих нейтронов j -й группы, в отн. ед;
 l – среднее время жизни поколения мгновенных нейтронов, с;
 λ_j – постоянная радиоактивного распада предшественников j -й группы, c^{-1} ;
 j – номер группы запаздывающих нейтронов, $j=1...6$;
 $C_j(\tau)$ – эффективная концентрация ядер-предшественников запаздывающих нейтронов j -й группы, $см^{-3}$.
 Энерговыведение в АКЗ реактора определяется как

$$Q(\tau) = \sum_{i=1}^{10} Q_i(\tau). \quad (3)$$

Энерговыведение для i -й АКЗ реактора описывается таким уравнением:

$$Q_i(\tau) = ((\epsilon_{\text{л}}^{\text{м}} + \epsilon_{\text{р}}^{\text{м}}) + (\epsilon_{\text{л}}^{\text{п}} + \epsilon_{\text{р}}^{\text{п}}) \cdot q_{\text{п}}(\tau)) \cdot n_i(\tau) \cdot v \cdot V_i \cdot \Sigma_f^5 \cdot E_f^5, \quad (4)$$

где $\epsilon_{\text{л}}^{\text{м}}$ – доля мгновенного локального тепловыделения, в отн. ед.;

$\epsilon_{\text{р}}^{\text{м}}$ – доля мгновенного рассеянного тепловыделения, в отн. ед.;

$\epsilon_{\text{л}}^{\text{п}}$ – доля постепенного локального тепловыделения, в отн. ед.;

$\epsilon_{\text{р}}^{\text{п}}$ – доля постепенного рассеянного тепловыделения, в отн. ед.;

v – скорость нейтронов относительно ядер, см/с;

V_i – объем топлива в АКЗ, см³;

Σ_f^5 – макроскопическое сечение деления топлива, см⁻¹;

E_f^5 – энергия деления одного ядра, которая превращается в тепловую энергию, Дж;

$q_{\text{п}}(\tau)$ – относительная мощность постепенного тепловыделения, в долях Q_i .

Относительная мощность постепенного энерговыведения

$$q_{\text{п}}(\tau) = q_{\text{п1}}(\tau) + q_{\text{п2}}(\tau) + q_{\text{п3}}(\tau) \quad (5)$$

и находится из решения системы дифференциальных уравнений:

$$\begin{cases} T_1 \cdot \frac{dq_{\text{п1}}}{d\tau} + q_{\text{п1}}(\tau) = k_1 \cdot \Delta n_i(\tau), \\ T_2 \cdot \frac{dq_{\text{п2}}}{d\tau} + q_{\text{п2}}(\tau) = k_2 \cdot \Delta n_i(\tau), \\ T_3 \cdot \frac{dq_{\text{п3}}}{d\tau} + q_{\text{п3}}(\tau) = k_3 \cdot \Delta n_i(\tau), \end{cases} \quad (6)$$

где $T_1, T_2, T_3, k_1, k_2, k_3$ – постоянные времени и коэффициенты передач, определенные экспериментально;

$\Delta n(\tau)$ – отклонение плотности нейтронов для i -й зоны, см⁻³.

В отклонениях энерговыведение для i -й зоны будет описано так

$$\Delta Q_i = ((\epsilon_{\text{л}}^{\text{м}} + \epsilon_{\text{р}}^{\text{м}}) + (\epsilon_{\text{л}}^{\text{п}} + \epsilon_{\text{р}}^{\text{п}}) \cdot q_{\text{п}}(\tau)) \cdot \Delta n_i(\tau) \cdot v \cdot V_i \cdot \Sigma_f^5 \cdot E_f^5 \quad (7)$$

Уравнение баланса тепла для ТВЭЛ каждой i -й зоны АКЗ реактора имеет вид

$$Q_i(\tau) = C_{\text{рТ}} \cdot T_{\text{Т}} \frac{dt_{\text{Т}}^{\text{Т}}}{d\tau} + \alpha \cdot F \cdot (t_{\text{Т}}^{\text{Т}}(\tau) - t_{\text{Т}}^{\text{сп}}(\tau)), \quad (8)$$

где $C_{\text{рТ}}$ – удельная теплоемкость топлива, $\frac{\text{Дж}}{\text{кг} \cdot \text{К}}$;
 $T_{\text{Т}}$ – масса топлива, кг;

α – коэффициент теплопередачи от поверхности

ТВЭЛ к теплоносителю, $\frac{\text{Вт}}{\text{м}^2 \cdot \text{К}}$;

F – площадь теплопередающей поверхности ТВЭЛ, м²;

$t_{\text{Т}}^{\text{Т}}(\tau)$ – температура топлива i -й зоны, °С;

$t_{\text{Т}}^{\text{сп}}(\tau)$ – средняя температура теплоносителя i -й зоны, °С.

Уравнение баланса теплоносителя каждой i -й зоны АКЗ реактора имеет вид:

$$\begin{aligned} \alpha \cdot F \cdot (t_{\text{Т}}^{\text{Т}}(\tau) - t_{\text{Т}}^{\text{сп}}(\tau)) &= C_{\text{рВ}} \cdot T_{\text{В}} \frac{dt_{\text{Т}}^{\text{сп}}}{d\tau} + \\ &+ \frac{2 \cdot C_{\text{рВ}} \cdot T_{\text{В}}}{\tau_0} \cdot (t_{\text{Т}}^{\text{сп}}(\tau) - t_{\text{Т}}^{\text{вх}}(\tau)). \end{aligned} \quad (9)$$

Потеря реактивности от отравления ксеноном в любой момент времени определяется зависимостью:

$$\rho_{\text{Xe}i}(\tau) = -\frac{\sigma_{\text{а}}^{\text{Xe}} \cdot \theta}{\sigma_{\text{а}}^5 \cdot N_5} \cdot N_{\text{Xe}i}(\tau), \quad (10)$$

где $\sigma_{\text{а}}^{\text{Xe}}$ – микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами ¹³⁵Xe, см²;

$\sigma_{\text{а}}^5$ – микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами ²³⁵U, см²;

N_5 – концентрация атомов ²³⁵U, см⁻³;

$N_{\text{Xe}i}(\tau)$ – концентрация атомов ¹³⁵Xe, см⁻³;

θ – коэффициент использования тепловых нейтронов в неотравленном реакторе.

Дифференциальное уравнение скорости изменения концентрации ¹³⁵Xe запишется как разность двух скоростей прибыли и двух скоростей убыли его:

$$\begin{aligned} \frac{dN_{\text{Xe}i}}{d\tau} &= \gamma_{\text{Xe}} \cdot \Sigma_f^5 \cdot \Phi_i(\tau) + \lambda_{\text{J}} \cdot N_{\text{J}i}(\tau) - \\ &- \sigma_{\text{а}}^{\text{Xe}} \cdot N_{\text{Xe}i}(\tau) \cdot \Phi_i(\tau) - \lambda_{\text{Xe}} \cdot N_{\text{Xe}i}(\tau), \end{aligned} \quad (11)$$

где γ_{Xe} – удельный выход ядер ¹³⁵Xe при реакции деления топлива, в отн. ед.;

Σ_f^5 – макроскопическое сечение деления тепловых нейтронов атомами ²³⁵U, см²;

$\Phi_i(\tau) = n_i(\tau) \cdot v$ – плотность потока нейтронов, см⁻²с⁻¹;

λ_{J} – постоянная радиоактивного распада ¹³⁵J, с⁻¹;

$N_{\text{J}i}(\tau)$ – концентрация ядер ¹³⁵J, см⁻³;

λ_{Xe} – постоянная радиоактивного распада ¹³⁵Xe, с⁻¹.

Скорость изменения концентрации ¹³⁵J является разницей скоростей образования ¹³⁵J (как непосредственного продукта деления) и убыли его (за счёт β-распада):

$$\frac{dN_{\text{J}i}}{d\tau} = \gamma_{\text{J}} \cdot \Sigma_f^5 \cdot \Phi_i(\tau) - \lambda_{\text{J}} \cdot N_{\text{J}i}(\tau) - \sigma_{\text{а}}^{\text{J}} \cdot N_{\text{J}i}(\tau) \cdot \Phi_i(\tau), \quad (12)$$

где γ_{J} – удельный выход ядер ¹³⁵J при реакции деления топлива, в отн. ед.;

σ_a^J – микроскопическое сечение поглощения тепловых нейтронов атомами ^{135}J , см².

Полученная система из трех уравнений определяет динамику процесса отравления реактора ксеноном.

Модель температурного эффекта реактивности для i -й зоны:

$$\alpha_t = -6.7 \cdot 10^{-6} 1/^\circ\text{C}. \tag{13}$$

Модель мощностного эффекта реактивности для i -й зоны:

$$\alpha_N = -1.16 \cdot 10^{-6} 1/\text{МВт}. \tag{14}$$

Максимальная реактивность, которую может внести регулирующая группа ОР СУЗ в одну зону:

$$\rho_{ОРСУЗi} = a_i \cdot (h_{СУЗ} - h_0) \tag{15}$$

где $\rho_{ОРСУЗi}$ – реактивность, вносимая регулирующей группой ОР СУЗ, отн. ед.;

a_i – коэффициент наклона характеристики, 1/см;

$h_{СУЗ}$ – высота погружения регулирующей группы ОР СУЗ в АКЗ реактора, см;

h_0 – начало i -й зоны от низа АКЗ, см.

Эффективность борной кислоты $\rho_{бор}(C_{бор})$ при концентрации $C_{бор}$ представляет собой величину реактивности, которую теряет реактор при повышении концентрации борной кислоты в теплоносителе от 0 до $C_{бор}$:

$$\rho_{бор}(C_{бор}) = \int_0^{C_{бор}} \alpha_{бор} dC_{бор}, \tag{16}$$

где $\alpha_{бор} = f(C_{бор}) = \frac{\partial \rho_{бор}}{\partial C_{бор}}$ – коэффициент реактивности борной кислоты.

При вводе раствора борной кислоты дифференциальное уравнение имеет вид:

$$T_4 \cdot \frac{dC_{бор}}{dt} + \Delta C_{бор} = k_4 \cdot \Delta G_{бор}, \tag{17}$$

При вводе обессоленной воды дифференциальное уравнение имеет вид:

$$T_5 \cdot \frac{dC_{бор}}{dt} + \Delta C_{бор} = k_5 \cdot \Delta G_{H_2O}, \tag{18}$$

где $C_{бор}$ – концентрация борной кислоты, г/кг; k_4, k_5 – коэффициенты передачи, г/кг / (Т/ч); T_4, T_5 – постоянные времени, с.

Структурная схема десятизонной модели реактора изображена на рис. 7:

4. Апробация результатов

АСР мощности энергоблока АЭС с ВВЭР-1000, которая реализует программу регулирования со скользящим давлением пара во 2-ом контуре энергоблока, изображена на рис. 8.

Изменение АО при суточном маневрировании мощностью энергоблока усовершенствованной АСР с реактором ВВЭР-1000 представлено на рис. 9.

Изменение АО при суточном маневрировании мощностью энергоблока по программе регулирования со скользящим давлением пара во 2-ом контуре энергоблока с реактором ВВЭР-1000 представлено на рис. 10:

Переходный процесс регулирования при уменьшении задания мощности генератора с 100 % до 80 % и обратно за 8 часов изображен на рис. 11.

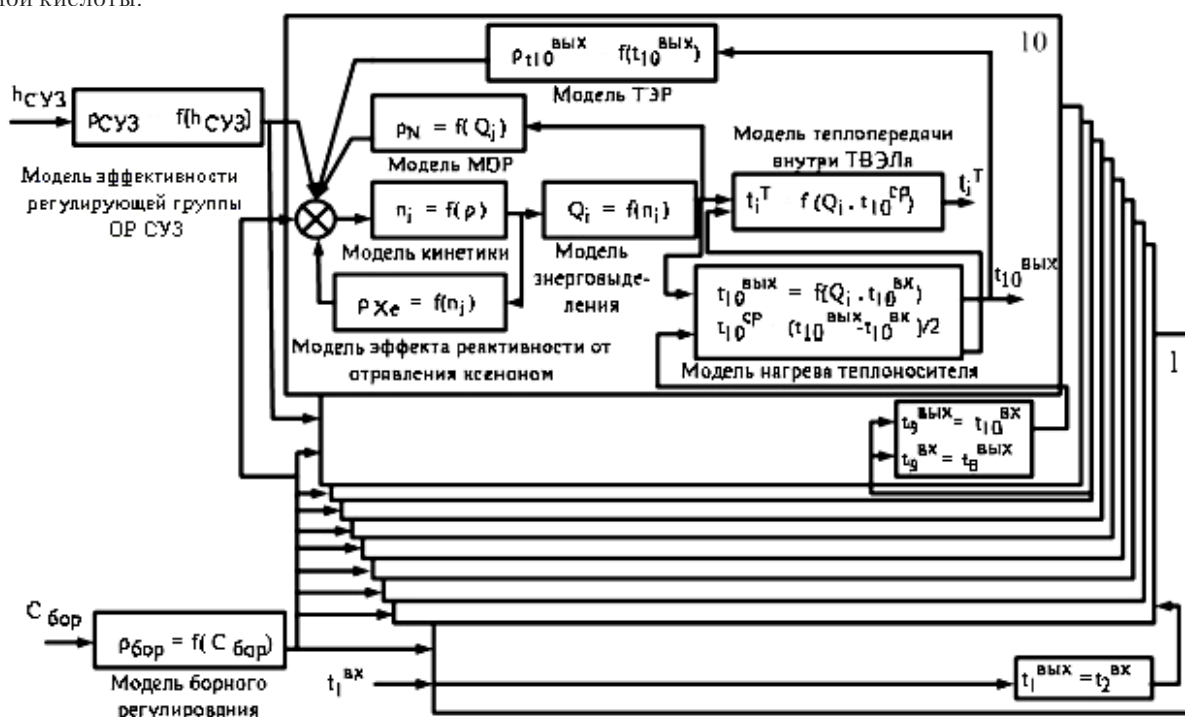


Рис. 7. Структурная схема десятизонной модели реактора

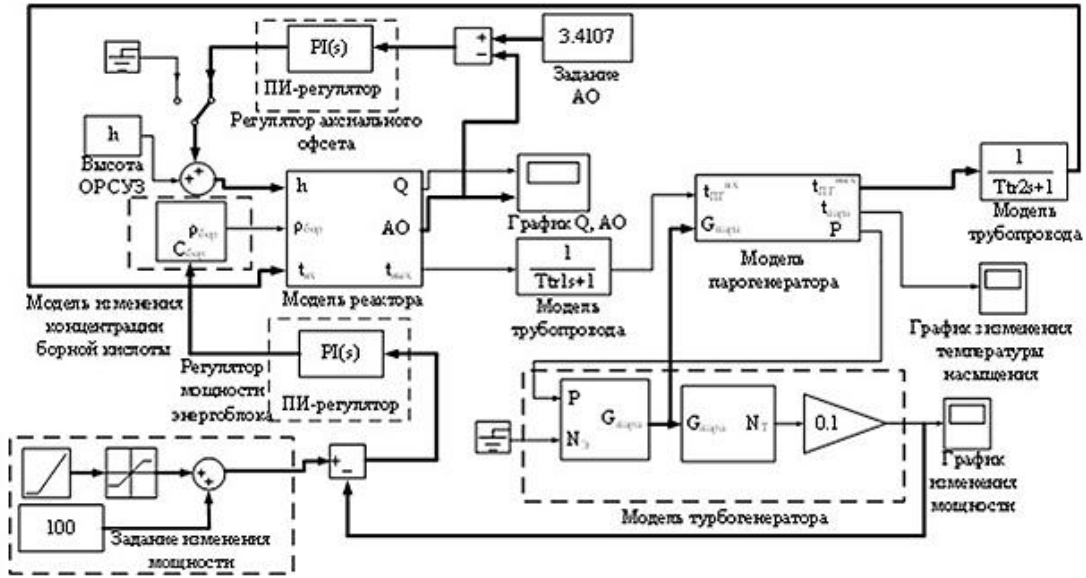


Рис. 8. АСР мощностью энергоблока АЭС с ВВЭР-1000, которая реализует программу регулирования со скользящим давлением пара во 2-ом контуре энергоблока

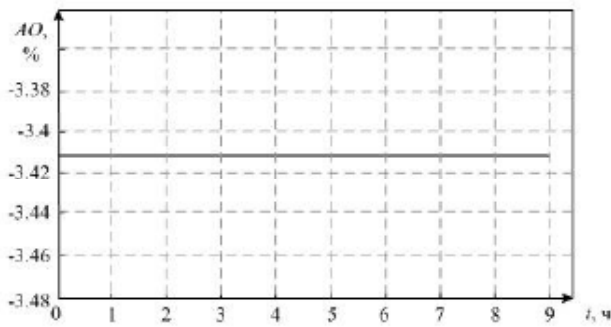


Рис. 9. Изменение АО при суточном маневрировании мощностью энергоблока усовершенствованной АСР с реактором ВВЭР-1000

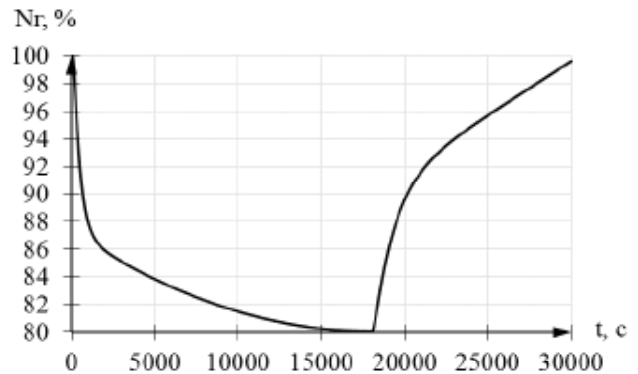


Рис. 11. Переходный процесс регулирования при уменьшении задания мощности генератора с 100 % до 80 % и обратно за 8 часов

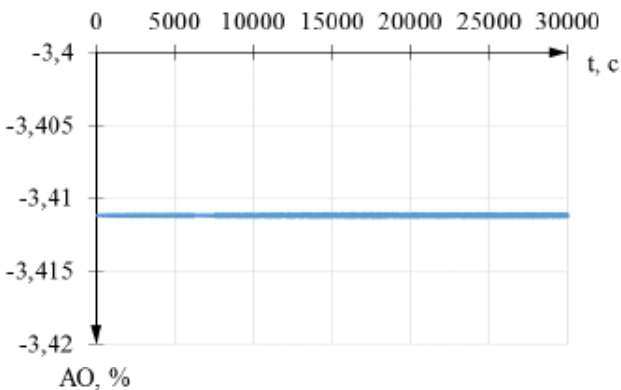


Рис. 10. Изменение АО при маневре мощностью энергоблока по программе регулирования со скользящим давлением пара во 2-ом контуре энергоблока с реактором ВВЭР-1000

5. Выводы

Таким образом, была разработана АСР, которая функционирует по программе регулирования со скользящим давлением пара во 2-ом контуре энергоблока с ВВЭР-1000. Эта программа в отличие от остальных изменяет давление пара во 2-ом контуре по типу скользящего за счет изменения расхода пара перед турбиной и при этом регулирующие клапаны турбины находятся в неизменном положении.

Исходя из графиков, изображенных на рис. 9 и 10, можно сказать, что в обоих случаях реактор имеет стабильный АО, что свидетельствует об удовлетворительной устойчивости реактора в течение маневра.

Литература

1. Иванов, В. А. Эксплуатация АЭС [Текст] / В. А. Иванов. — СПб. : Энергоатомиздат, 1994. — с. 201 - 215.

2. 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.
3. Maksimov, M. V. Principles of controlling fuel-element cladding lifetime in variable VVER-1000 loading regimes / S. N. Pelykh, M. V. Maksimov, R. L. Gontar // Atomic Energy – 2012. – Iss. 4(112). – P. 241–249.
4. 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.
5. 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.
6. 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.
7. 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.
8. Филимонов, П. Е. Программа "Имитатор реактора" для моделирования маневренных режимов работы ВВЭР-1000 [Текст] / П. Е. Филимонов, В. В. Мамичев, С. П. Аверьянова // Атомная энергия. – 1998. – Т. 84, № 6. – с. 560 – 563.
9. Maksimov, M. V. A model of a power unit with VVER-1000 as an object of power control [Текст] / M. V. Maksimov, K. V. Beglov, T. A. Tsiselskaya // Пр. Одес. політехн. ун-ту. - 2012. - Вип. 38, №1. - С. 99-106.
10. Копелович, А. П. Инженерные методы расчета при выборе автоматических регуляторов [Текст] / А. П. Копелович. – М. : Госуд. науч.-техн. изд. лит. по черн. и цвет. Металлургии, 1960. – с. 75–92.

Наведена методика розрахунку водно-хімічного режиму комплексної зворотної системи охолодження з рециркуляційною очисткою частки циркуляційної води на передньо включеному освітлювачі. На підставі результатів розрахунку концентрації вуглецевої кислоти CO_2 , іонів HCO_3^- , CO_3^{2-} , OH^- , показника рН та експериментальної залежності $j_{відкл.} = f(J_{Ca})$ розраховується прогнозована за відрізок часу питома маса і товщина відкладень на теплообмінних трубках конденсатора

Ключові слова: зворотня система охолодження, рециркуляція, циркуляційна вода, продувна вода, концентрування, відкладення

СПриведена методика расчета водно-химического режима комплексной оборотной системы охлаждения с рециркуляционной очисткой части продувки на предвключённом осветлителе. На основании результатов расчета концентрации углекислоты CO_2 , ионов HCO_3^- , CO_3^{2-} , OH^- , показателя рН и экспериментальной зависимости $j_{отл.} = f(J_{Ca})$ рассчитывается прогнозируемая за отрезок времени удельная масса и толщина отложений на теплообменных трубках конденсатора

Ключевые слова: оборотная система охлаждения, рециркуляция, циркуляционная вода, продувочная вода, концентрирование, отложения

УДК 621.311.22

МЕТОДИКА РАСЧЕТА ВОДНО-ХИМИЧЕСКОГО РЕЖИМА КОМПЛЕКСНОЙ ОБОРОТНОЙ СИСТЕМЫ ОХЛАЖДЕНИЯ С РЕЦИРКУЛЯЦИЕЙ

В. А. Кишневский

Доктор технических наук, профессор*

E-mail: twf.onpu@gmail

В. В. Чиченин

Кандидат технических наук, доцент*

E-mail: ch-v-v@yandex.ru

И. Д. Шуляк*

E-mail: Irina_Shulyak@ukr.net

*Кафедра технологии воды и топлива

Одесский национальный

политехнический университет

пр. Шевченко, 1, г. Одесса, Украина, 65044

1. Введение

Одним из основных факторов, влияющих на надежность эксплуатации теплообменного оборудования атомных электрических станций, является организация рациональных водно-химических режимов ее элементов

[1]. Находящиеся в эксплуатации в Украине оборотные системы охлаждения АЭС спроектированы по нормативной документации [2, 3] начала второй половины XX века, основанной на существующих в то время теоретических предпосылках [4] и опыте эксплуатации тепловых электрических станций небольшой мощности.