



О ВОЗМОЖНОСТИ ПОВЫШЕНИЯ ТЕРМОДИНАМИЧЕСКОЙ ЭФФЕКТИВНОСТИ И ГЛУБИНЫ ВЫГОРАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА В РЕАКТОРАХ ВВЭР

В. С. Костарев¹, А. А. Аникин¹, С. Е. Щеклеин¹

¹ Уральский федеральный университет имени первого Президента России Б. Н. Ельцина
ул. Мира, 19, Екатеринбург 620002, Россия
тел.: +79122963262, e-mail: slavakostarev@yandex.ru

doi: 10.15518/isjaee.2020.09.005

Заключение совета рецензентов: 23.08.20

Заключение совета экспертов: 23.08.20

Принято к публикации: 29.08.20

В настоящее время мировая теплоэнергетика уже начала переход на суперсверхкритические параметры пара, что позволяет увеличить КПД и снизить расход топлива, а, соответственно и сбросы вредных веществ в окружающую среду. АЭС необходимо увеличивать свою эффективность для поддержания конкурентоспособности на рынке производителей электрической энергии. Рассматриваются такие задачи как: повышение установленной мощности действующих энергоблоков путем модернизации оборудования, повышение коэффициентов полезного действия АЭС путем совершенствования тепловых схем и термодинамических циклов, увеличение глубины выгорания ядерного топлива, повышение коэффициентов использования установленной мощности (КИУМ). Самым распространенным в атомной энергетике типом реактора является реактор с водой под давлением (ВВЭР или PWR). Существенным недостатком таких реакторов является низкое значение начальных параметров пара (температура и давление). Это объясняется ограничением по температуре, равным 350°C для оболочек твэлов из циркониевых сплавов. По этой причине температура пара во втором контуре не может превышать 315°C. Таким образом, при повышении единичной мощности блоков термодинамические параметры АЭС с реакторами с водой под давлением остаются на одном уровне: давление первого контура ≈ 16 МПа, температура теплоносителя на выходе из реактора 320 – 330°C; давление и температура пара во втором контуре соответственно 6,3-7,2 МПа и 279-285°C. КПД современных АЭС с водо-водяными реакторами находится на уровне 35%, что ниже КПД современных ТЭС (45%), и значительно ниже КПД парогазовых электростанций (60%). Одним из способов повышения энергоэффективности АЭС как с легководным так и с тяжеловодным реактором является совершенствование термодинамического цикла. В работе представлены результаты компьютерного моделирования вариантов тепловых схем АЭС с реактором ВВЭР-1200 при пониженных начальных параметрах с использованием огневого перегрева пара, а также паровой компрессии для получения суперсверхкритических параметров пара и проведена оценка эффективности использования данных тепловых схем.

Ключевые слова: тепловая схема АЭС, ВВЭР-1200, термодинамическая эффективность, глубина выгорания ядерного топлива, суперсверхкритические параметры пара, огневого перегрев пара, компьютерное моделирование.

ON THE POSSIBILITY OF INCREASING THE THERMODYNAMIC EFFICIENCY AND NUCLEAR FUEL BURN-UP DEPTH IN VVER REACTORS

V. S. Kostarev¹, A. A. Anikin¹, S. E. Shcheklein¹

¹ Ural Federal University named after the first President of Russia B. N. Yeltsin
19 Mira St., Yekaterinburg 620002, Russia
tel.: +79122963262, e-mail: slavakostarev@yandex.ru

doi: 10.15518/isjaee.2020.09.005



Today, the global thermal power industry has already begun the transition to ultra-supercritical steam parameters, which makes it possible to increase the efficiency and reduce fuel consumption, and, accordingly, the discharge of harmful substances into the environment. NPPs need to increase their efficiency to maintain competitiveness in the electricity producer market. The following tasks are considered: increasing the installed capacity of operating power units by upgrading equipment, increasing the efficiency of NPPs by improving cycle arrangements and thermodynamic cycles, increasing the nuclear fuel burnup, increasing the installed capacity utilization factors (ICUF). The most common type of reactor in the nuclear power industry is the pressurized water reactor (VVER or PWR). A significant disadvantage of such reactors is the low value of the initial steam parameters (temperature and pressure). This is due to the temperature limitation equal to 350 °C for the cladding of fuel elements made of zirconium alloys. For this reason, the steam temperature in the second loop cannot exceed 315 °C. Thus, with an increase in the unit power of the units, the thermodynamic parameters of NPPs with reactors with pressurized water remain at the same level: the pressure of the primary circuit is ≈ 16 MPa, the temperature of the coolant at the outlet from the reactor is 320-330 °C; pressure and temperature of steam in the second loop, respectively, 6.3-7.2 MPa and 279-285 °C. The efficiency of modern NPPs with pressurized water reactors is at the level of 35%, which is lower than the efficiency of modern TPPs (45%), and significantly lower than the efficiency of steam-gas power plants (60%). One of the ways to increase the energy efficiency of NPPs with both light water and with a heavy water reactor is the improvement of the thermodynamic cycle. The paper presents the results of computer simulation of options for cycle arrangements of NPPs with a VVER-1200 reactor at reduced initial parameters using fossil-fired steam superheating, as well as steam compression to obtain ultra-supercritical steam parameters, and an assessment of the efficiency of using these cycle arrangements.

Keywords: cycle arrangement of nuclear power plants, VVER-1200, thermodynamic efficiency, nuclear fuel burn-up, ultra-supercritical steam parameters.



*Костарев Вячеслав
Сергеевич
Kostarev Vyacheslav
Sergeevich*

Сведения об авторе: студент 5 курса кафедры «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» Уральского федерального университета имени первого Президента России Б. Н. Ельцина

Образование: Уральский федеральный университет им первого Президента России Б. Н. Ельцина (2015-н.в.)

Награды и научные премии: Диплом Министерства промышленности и науки Свердловской области за актуальную для Свердловской области научную разработку (2019 г.), стипендиат концерна «Росэнергоатом», Президента и Правительства Российской Федерации (2019-н.в.)

Область научных интересов: теплогидравлическое моделирование, оптимизация термодинамического цикла АЭС

Публикации: более 10, в том числе 3 в реферируемых изданиях.

Information about the author: 5th year student at Ural Federal University, Department of Nuclear Power Plants and Renewable Energy Sources

Education: Ural Federal University named after the First President of Russia B.N. Yeltsin (2015-present)

Awards and scientific awards: Diploma of the Ministry of Industry and Science of the Sverdlovsk Region for scientific research relevant to the Sverdlovsk Region (2019), scholarship holder of Rosenergoatom Concern and the President and the Government of the Russian Federation (2019-present)

Research interests: thermohydraulic modeling, optimization of the thermodynamic cycle of NPP

Publications: more than 10, including 3 in refereed journals.



*Аникин Александр
Александрович
Anikin Aleksandr
Alersandrovich*

Сведения об авторе: студент 5 курса кафедры «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» Уральского федерального университета имени первого Президента России Б. Н. Ельцина

Образование: Уральский федеральный университет им первого Президента России Б. Н. Ельцина (2015-н.в.)

Награды и научные премии: Стипендиат Правительства Российской Федерации (2016 г.)

Область научных интересов: оптимизация термодинамического цикла АЭС

Публикации: 0

Information about the author: 5th year student at Ural Federal University, Department of Nuclear Power Plants and Renewable Energy Sources

Education: Ural Federal University named after the First President of Russia B.N. Yeltsin (2015-present)

Awards and scientific awards: Scholarship holder of the Government of Russian Federation (2016)

Research interests: optimization of the thermodynamic cycle of NPP

Publications: 0



Щеклеин Сергей
Евгеньевич
Shcheklein Sergey
Evgenyevich

Сведения об авторе: доктор технических наук, профессор, заведующий кафедрой «Атомные станции и возобновляемые источники энергии» Уральского федерального университета имени первого Президента России Б.Н. Ельцина.

Образование: Уральский политехнический институт (УГТУ-УПИ) (1972 г.).

Область научных интересов: термодинамика ядерных энергетических установок, проблемы атомной энергетики и теплофизики двухфазных потоков, продление ресурса и повышение надежности оборудования АЭС, солнечная энергетика, ветровая энергетика, биоэнергетика.

Научный руководитель ряда реализованных инновационных проектов в т.ч. «Энергоэффективный дом для села», «Системы солнечного энергоснабжения автономных потребителей специального назначения», «Солнечные системы охранной сигнализации» и др.

Член редколлегии журналов «Известия вузов. Ядерная энергетика», международного научного журнала «Альтернативная энергетика и экология», Труды Одесского национального политехнического университета, международного научного журнала «Гелиотехника». Заслуженный энергетик России, действительный член Международной энергетической академии. Индекс Хирша РИНЦ -13.

Публикации: более 450 научных трудов, в том числе 5 монографий, 80 изобретений.

Author information: Doctor of technical science, professor, head of Atomic Stations and Renewable Energy Sources Department at Ural Federal University

Education: Ural Polytechnic Institute (1972).

Scientific interests area: nuclear power units thermodynamics; questions of nuclear energy and thermophysics of the two-phase flows; NPP equipment lifetime enduring and reliability increasing; solar, wind and bioenergetics.

A scientific director of several realized innovation projects, including “The energoefficient house for the village”, “Special systems of individual consumer solar energy supply”, “The solar systems for the guarding alarm” etc.

A member of the editorial board of “Institute of Higher Education News. Nuclear Power”, International Scientific Journal for Alternative Energy and Ecology magazine, Odessa National Polytechnic University article collection, International Scientific Journal “Heliotechnics”. A Honoured power engineering specialist of Russian Federation, a member of International Energy Academy. Hirsch Index INDEX -13.

Publications: more than 450 scientific works, including 5 monographs, 80 inventions.

Введение

На сегодняшний день атомные и тепловые электрические станции составляют большую часть энергетической системы России (около 67%).

Важным показателем эффективности атомных электростанций является доля полезной теплоты, используемой потребителями, от затрачиваемой (выделяющейся при цепной реакции деления ядерного топлива). Подавляющая часть действующих в мире АЭС используют реакторы на тепловых нейтронах, которые обеспечивает относительно низкие начальные параметры водяного пара для паротурбинных установок, что приводит к небольшим значениям термического КПД (30-35%).

Учитывая ограниченность рабочих областей параметров пара в ПТУ атомной энергетики, не всегда повышение давления рабочего тела оправданно. Применение умеренного давления во втором контуре может привести в область начальных параметров с

увеличением срабатываемого теплоперепада до появления допустимой влажности пара в цилиндре турбины. В категориях технико-экономических подходов имеет смысл повышать температуру теплоносителя до тех пределов, пока не требуются новые конструкционные материалы. Более того, прочный корпус больших размеров и система трубопроводов также потребуют новых материалов и вся установка станет более металлоемкой. [1]

В реакторах на быстрых нейтронах в настоящее время используют жидкий натрий, температура которого на выходе из активной зоны составляет порядка 550°C (температура кипения натрия 878°C). Это позволяет вырабатывать в парогенераторах перегретый пар высоких параметров (P=13 МПа, t=505°C), что повышает термодинамическую эффективность АЭС.

За счет этого термический КПД АЭС с реакторами на быстрых нейтронах примерно на 10% выше, чем у реакторов на тепловых нейтронах (для БН-600 и БН-800 - 42,6% и 39,4%, соответственно) [2].

Список обозначений	
Буквы греческого алфавита	
α	Постоянная
β	Постоянная
γ	Постоянная
ζ	Коэффициент использования ядер-

	ной мощности
η	Коэффициент полезного действия
Буквы латинского алфавита	
V	Глубина выгорания топлива, МВт·сут/кгU
c	Обогащение топлива, %
$Q_{пг}$	Тепловая мощность парогенерато-



	ра, МВт
ΣQ_k	Суммарная тепловая мощность паровых котлов, МВт.
h	Удельная энтальпия, ккал/кг
T_T	Температура топлива, °С
$T_{T/H}$	Средняя температура теплоносителя, °С
s	Удельная энтропия, ккал/(кг·°С)
P	Давление пара, МПа
Единицы измерения	
°С	Градусы Цельсия
кг/с	Килограмм за 1 секунду.
ккал/кг	Килокалории на килограмм
ккал/(кг·°С)	Килокалории на килограмм-градус Цельсия
МВт	Мегаватт мощности.
МПа	Мегапаскаль давления
МВт·сут/кгU	Мегаватт в сутки на килограмм урана.
т/ч	Тонн за час
Индексы нижние	
к	Паровой котел
н	Нетто
пг	Парогенератор
т	Топливо.
т/н	теплоноситель

Аббревиатуры	
АМБ	Атом мирный большой
АЭС	Атомная электрическая станция
БН	Быстрый нейтрон
ВВЭР	Водо-водяной энергетический реактор
Д	Деаэратор
ДН	Дренажный насос
К	Конденсатор
КН	Конденсатный насос
КПД	Коэффициент полезного действия
ЛВР	Легководный реактор
ПВД	Подогреватель высокого давления
ПГ	Парогенератор
ПНД	Подогреватель низкого давления
ПТУ	Паротурбинная установка
ПЭН	Питательный электронасос
ТГ	Турбогенератор
РППВ	Регенеративный подогрев питательной воды
РТН	Реактор на тепловых нейтронах
САПР	Система автоматизированного проектирования
ТЭС	Тепловая электрическая станция
ЦВД	Цилиндр высокого давления
Э	Эжектор
ЭГ	Электродгенератор

1. Объект исследования

Выбор давления в первом контуре легководных реакторов на тепловых нейтронах большой мощности (15,7 МПа) связан с ограничением по температуре, равным 350°С для оболочек твэлов из циркониевых сплавов. Отсюда следует, что предельная температура пара во втором контуре не может превысить 315°С в случае его перегрева. Таким образом, выбор циркониевого сплава для оболочек твэлов и повышение единичной мощности блоков практически предопределили термодинамические параметры АС с ЛВР: давление первого контура около 16 МПа, температура теплоносителя на выходе из реактора 320 – 330°С; давление и температура пара во втором контуре соответственно 6,3-7,2 МПа и 279-285°С.

Понижение начальных параметров пара, хотя и скажется отрицательно на мощности реактора, позволит понизить давление в первом контуре, что в свою очередь приведет к меньшим затратам на сооружение корпуса реактора, а также позволит увеличить глубину выгорания и продолжительность топливной кампании [3].

На Кольской АЭС в настоящее время накоплен положительный опыт эксплуатации энергоблоков с ВВЭР-440 на скользящих параметрах во втором контуре. На начальном этапе энергоблок работает на номинальной мощности за счет температурного эффекта при постепенном снижении давления во втором контуре до 4,0 МПа из-за полного открытия ре-

гулирующих клапанов обоих турбогенераторов и отключения системы регенерации высокого давления. В дальнейшем в случае полностью открытых регулирующих клапанов ТГ энергоблок работает за счет мощностного и температурного эффекта реактивности при плавном снижении тепловой мощности реактора и давления во втором контуре до предельно допустимого значения в 3,0 МПа. Реализация такого режима на Кольской АЭС позволяет дополнительно выработать до 67,5 эффективных суток работы на каждом блоке (79 календарных суток) [4].

Среди перечисленных путей повышения энергоэффективности АЭС с ЛВР рассматривается вариант первичного перегрева пара. Однако этот способ повышения КПД цикла, успешно использованный на реакторах канального типа АМБ 100 и АМБ 200, не получил дальнейшего развития, главным образом, из-за необходимости применять для активной зоны реакторов высокотемпературные стали, снижающие эффективность использования уранового топлива [5].

Современный уровень развития энергетического машиностроения, благодаря которому стало возможно создание высокотемпературных паровых турбин, рассчитанных на суперсверхкритические параметры пара, и паровых компрессоров, сделал возможным широкое применение в теплоэнергетике циклов на подобных параметрах пара.

Это позволяет рассматривать возможность достижения высоких параметров пара на АЭС с реак-

торами на тепловых нейтронах без превышения пределов допустимых условий эксплуатации тепловыделяющих элементов с оболочками из сплавов циркония с помощью компрессии и перегрева насыщенного пара газовым топливом. На АЭС с РБН благодаря компрессии и дополнительному перегреву пара можно получить еще более высокие параметры, чем на сегодняшний день, и, следовательно, увеличить термодинамическую эффективность АЭС [6].

Применение компрессии и огневого перегрева пара позволит получить суперсверхкритические параметры пара как на РТН так и на РБН, что позволит использовать преимущества тепловой энергетике атомной.

При разработке, проектировании и создании ТЭС и АЭС необходимы знания о количественных и качественных закономерностях, свойственных рассматриваемым системам. Данные сведения могут быть получены при помощи методов математического моделирования.

В данной работе было проведено моделирование различных вариантов тепловых схем реакторов ВВЭР-1200 при пониженных и стандартных параметрах пара (стандартный цикл, стандартный цикл с начальным огневым перегревом пара, цикл с компрессией, начальным и одноступенчатым промежуточным огневым перегревом пара, цикл с компрессией и одноступенчатым промежуточным огневым перегревом пара, цикл с компрессией, начальным и двуступенчатым промежуточным огневым перегревом пара) при помощи САПР United Cycle с целью нахождения наиболее эффективного варианта тепловых схем АЭС с термодинамической точки зрения.

Пакет United Cycle предназначен для решения задач и определения наилучшей структуры и состава оборудования теплоэнергетического объекта и расчета стационарных эксплуатационных режимов работы.

Пакет United Cycle имеет следующие особенности [7]:

- высокая степень детализации тепловой схемы моделируемого объекта;
- выверенные и отлаженные в течение многолетней эксплуатации модели элементов оборудования;
- высокая точность сведения материального и теплового баланса;
- многоуровневая система тестирования на каждом шаге создания модели, расчета и анализа результатов режимов работы;
- высокоразвитая графическая среда разработки и визуализации результатов.

2. Постановка задачи

Перед началом моделирования были заданы следующие начальные параметры: для ВВЭР-1200

температура острого пара принималась равной 250 °С, давление – 3,98 МПа. Расход пара принимался равным стандартному расходу пара в тепловой схеме ВВЭР-1200 – 6495,9 т/ч.

В САПР United Cycle затем были построены несколько потенциально возможных вариантов тепловых схем для их дальнейшего расчета. Рассматривались следующие варианты:

- тепловая схема ВВЭР-1200 со стандартными параметрами ($t=283,8$ °С, $P=6,79$ МПа);
- тепловая схема ВВЭР со стандартными параметрами и начальным огневым перегревом пара (до 650 °С);
- схема с компрессией, начальным и одним промежуточным огневым перегревом пара (сжатие в компрессоре производилось до 30 МПа, огневого перегрев производился до 650 °С);
- схема с компрессией (до 30 МПа) и одним промежуточным перегревом пара (до 650 °С);
- схема с компрессией, (до 30 МПа) начальным и двумя промежуточными перегревами пара (до 650 °С);
- схема с компрессией (до 30 МПа) и двумя промежуточными перегревами пара (до 650 °С).

Изначально тепловые схемы рассчитывались без учета регенеративного подогрева. Затем, для всех вариантов схем были определены КПД нетто и для вариантов стандартной схемы, а так же варианта с пониженными начальными параметрами, обладающим наибольшим КПД, был дополнительно просчитан регенеративный подогрев, чтобы определить окончательный КПД нетто с учетом регенерации.

3. Анализ результатов

По результатам расчетов в United Cycle был проведен анализ эффективности использования для каждого варианта тепловой схемы. Значения электрической мощности и КПД, полученные в результате расчетов тепловых схем без учета РППВ, представлены на рисунках 1 и 2.

Так же, для оценки вклада ядерной мощности в общую мощность станции, дополнительно был рассчитан коэффициент использования ядерной мощности ξ по следующей формуле:

$$\xi = \frac{Q_{\text{ПГ}}}{Q_{\text{ПГ}} + \sum Q_{\text{к}}}$$

где $Q_{\text{ПГ}}$ – тепловая мощность парогенератора, $\sum Q_{\text{к}}$ – суммарная тепловая мощность паровых котлов, используемых в схеме. Результаты расчета представлены на рисунке 3.



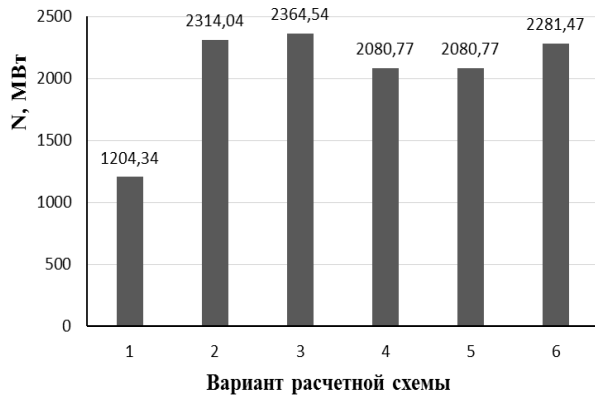


Рис. 1. Электрическая мощность нетто без учета регенерации: 1 – тепловая схема ВВЭР-1200 со стандартными параметрами; 2 – тепловая схема ВВЭР-1200 со стандартными параметрами и начальным огневым перегревом пара; 3 – схема с компрессией, начальным и двумя промежуточными огневыми перегревами пара; 4 – схема с компрессией и одним промежуточным огневым перегревом пара; 5 – схема с компрессией, начальным и одним промежуточным огневым перегревом пара; 6 – схема с компрессией и двумя промежуточными огневыми перегревами пара).

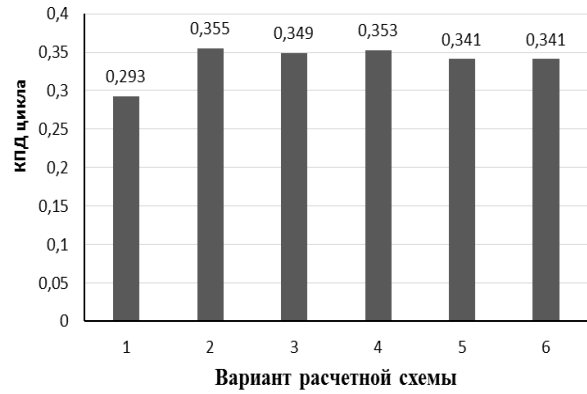


Рис. 2. КПД нетто цикла без учета регенерации. Обозначения номеров схем аналогичны рис. 1
Fig. 2. Net cycle efficiency excluding regeneration. The designations of the scheme numbers are similar to Fig. 1

Fig. 1. Net electric power excluding regeneration:

1 – the VVER-1200 thermal scheme with standard parameters; 2 – the VVER-1200 thermal scheme with standard parameters and initial steam superheater; 3 – the scheme with compression, initial and two intermediate steam superheaters; 4 – the scheme with compression and one intermediate steam superheater; 5 – the scheme with compression, initial and one intermediate steam superheaters; 6 – the scheme with compression and two intermediate steam superheaters.

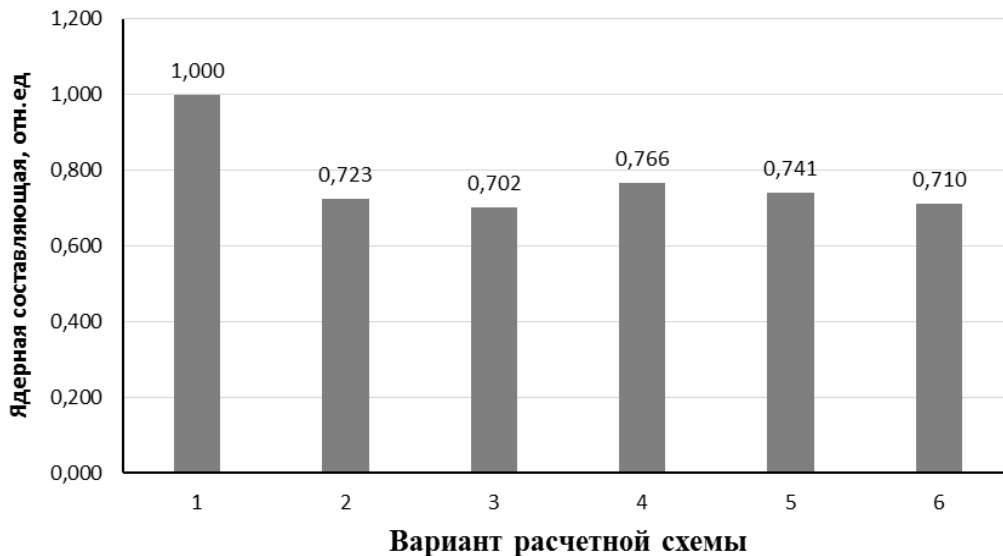


Рис. 3. Коэффициент использования ядерной энергии. Обозначения номеров схем аналогичны рис. 1.

Fig. 3. Utilization rate of nuclear energy. The designations of the scheme numbers are similar to Fig. 1.

Сравнение значений параметров пара, полученных в результате расчета стандартной тепловой схемы ВВЭР-1200 в United Cycle, с проектными, показало, что расчетные значения совпадают с проектными (различия между значениями не превышают 5%), что позволяет судить о достоверности расчетов, проводимых в программе.

Из анализа схем видно, что наибольший КПД нетто наблюдаются у схемы 2 (тепловая схема ВВЭР-1200 со стандартными параметрами и начальным огневым перегревом пара), в то время как наибольшей электрической мощностью обладает схема 5 (тепловая схема с компрессией, начальным и двум промежуточными огневыми перегревами пара).



Наибольший коэффициент использования ядерной энергии, за исключением стандартной тепловой схемы, наблюдается у схемы 4 (схема с компрессией и одним промежуточным огневым перегревом пара). Наибольший интерес для дальнейших расчетов, с учетом регенерации, представляют схемы 2 и 5, благодаря наибольшему КПД нетто и тому факту что в них вклад собственно ядерной энергии общую мощность станции остается довольно высоким.

Для дальнейших расчетов в программе United Cycle были построены и рассчитаны схемы 1, 2 и 4 с учетом РППВ. На рис. 4 приведена модель схемы 4, построенная в программе.

При составлении данной схемы по причине высоких параметров в ЦВД было принято решение отказаться от включения в систему РППВ ПВД.

Значения КПД нетто и электрической мощности для рассчитанных вариантов схем с регенерацией

составляют:

- для тепловой схемы со стандартными параметрами пара: $N_H=1141,0$ МВт, $\eta_n=0,355$;
- для тепловой схемы со стандартными параметрами пара и начальным огневым перегревом: $N_H=2105,5$ МВт, $\eta_n=0,375$;
- для тепловой схемы с компрессией и одним промежуточным огневым перегревом пара: $N_H=1749,09$ МВт, $\eta_n=0,429$.

Наибольшим КПД нетто в данном случае будет обладать схема с компрессией и одним промежуточным огневым перегревом пара.

На рис. 5 приведены h-s диаграммы процессов расширения пара в турбине для стандартной тепловой схемы ВВЭР-1200 и для схемы с компрессией и промежуточным огневым перегревом пара.

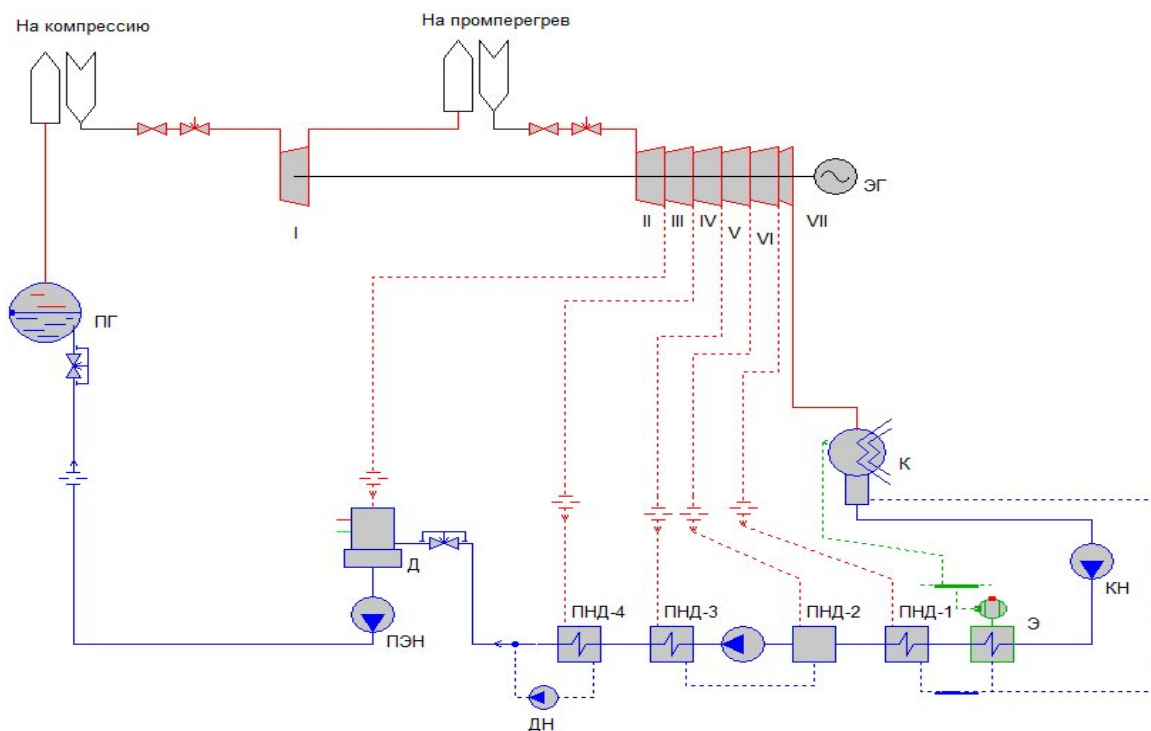


Рис. 4. Тепловая схема с компрессией и одноступенчатым огневым перегревом, созданная в United Cycle:

I, II, III, IV, V, VI, VII – отсеки турбины; Д – деаэратор; ДН – дренажный насос;
 К – конденсатор; КН – конденсатный насос; ПГ – парогенератор;
 ПНД-1, 2, 3, 4 – подогреватели низкого давления, ПЭН – питательный электронасос,
 Э – эжектор; ЭГ – электрогенератор.

Fig. 4. Thermal scheme with compression and one intermediate steam superheater, created in United Cycle:

I, II, III, IV, V, VI, VII – turbine compartments; Д – deaerator; ДН – drainage pump;
 К – condenser; КН – condensate pump; ПГ – steam generator; ПНД-1, 2, 3, 4 – low pressure heaters, ПЭН – feed electric pump, Э – ejector; ЭГ – electric generator.



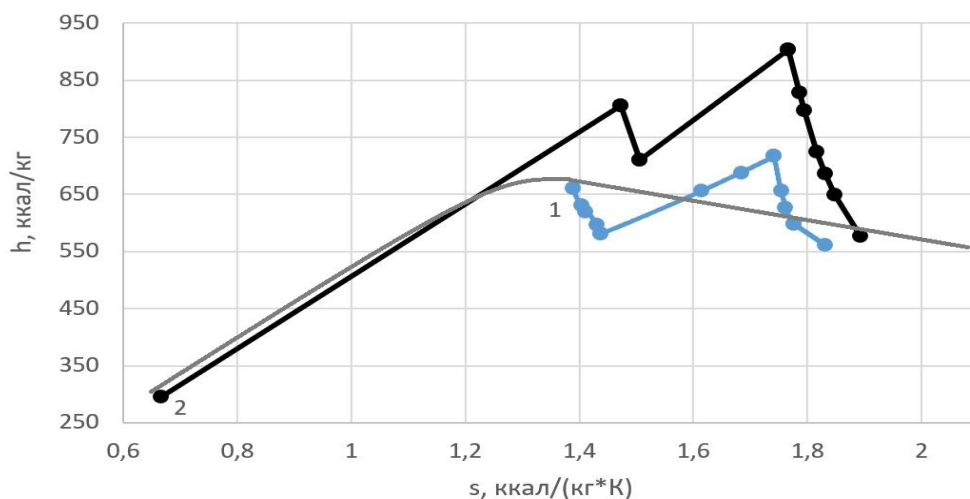


Рис. 5. h-s диаграмма процесса расширения пара в турбине:
 1 – начальные параметры стандартной тепловой схемы ВВЭР-1200;
 2 – начальные параметры тепловой схемы с компрессией и промежуточным огневым перегревом.

Fig. 5. h-s diagram of a steam expansion process in a turbine:
 1 – initial parameters of the standard thermal scheme of VVER-1200;
 2 – initial parameters of the thermal scheme with compression and one intermediate steam superheater.

Из диаграммы видно, что процесс расширения пара в турбине для схемы с компрессией и промежуточным огневым перегревом происходит практически полностью в области перегретого пара, в отличие от стандартной тепловой схемы, что позволяет значительно повысить эффективность цикла.

Далее были определены параметры первого контура и проведен расчет глубины выгорания топлива. Для стандартной тепловой схемы ВВЭР-1200 параметры первого контура составляют: $P=16,2$ МПа, $t=329,7$ °С. Для тепловой схемы с компрессией и одним промежуточным перегревом пара были приняты следующие параметры первого контура: $P=8$ МПа, $t=275$ °С.

Расчет глубины выгорания реактора проводился по методике, описанной в [3]:

$$B = (\alpha - \beta \cdot \frac{1800 - T_T}{420 - T_{Т/н}}) \cdot (c + 2) - \gamma,$$

где B – глубина выгорания топлива, МВт·сут/кгU; T_T – температура топлива, для стандартной схемы принималась равной средней температуре топлива ВВЭР-1200 – 876 °С, для модифицированной – 826 °С (температура принималась из конструктивных соображений с учетом понижения параметров теплоносителя); $T_{Т/н}$ – средняя температура теплоносителя (для стандартной схемы – 314,15 °С, для модифицированной – 260 °С); c – обогащение топлива (4,5% для обоих вариантов); $\alpha=11,32$; $\beta=0,0728$; $\gamma=26$ – постоянные.

Для стандартной тепловой схемы глубина выгорания оказалась равна: $B=43,44$ МВт·сут/кгU, для модифицированной $B=44,70$ МВт·сут/кгU. Очевидно, что применение модифицированной тепловой схемы с пониженными начальными параметрами пара позволяет увеличить глубину выгорания топлива в реакторе и, следовательно, продолжительность топливной кампании.

Заключение

Результаты показали, что при понижении начальных параметров термодинамического цикла ВВЭР-1200 до $t=250$ °С, $P=3,98$ МПа с последующим сжатием и огневым перегревом электрическая мощность увеличится на 50%, КПД нетто увеличится на 20%, а глубина выгорания топлива увеличится на 3% по сравнению со стандартным циклом установки, что позволяет повысить термодинамическую эффективность цикла и увеличить продолжительность топливной кампании.

При применении начального огневого перегрева пара на стандартных параметрах ВВЭР-1200 также отмечается повышение электрической мощности так и КПД нетто установки, но его значение оказывается все же ниже, чем у схемы, предложенной авторами.

Таким образом, понижение начальных параметров пара на АЭС является оправданным мероприятием, поскольку позволяет уменьшить давление в корпусе реактора и повысить глубину выгорания топлива. В целях повышения термодинамической эффективности подобного цикла можно применять компрессию острого пара и его огневого перегрев в котлах.

Данные мероприятия позволяют значительно повысить электрическую мощность, вырабатываемую АЭС, и коэффициент полезного действия. При применении компрессии и огневого перегрева на АЭС с легководным теплоносителем становится возможным получить значения КПД, близкие к таковым на реакторах на быстрых нейтронах. Дальнейшее совершенствование термодинамического цикла легководных АЭС является весьма эффективным с экономической и термодинамических точек зрения.

Список литературы

1. Щепетина Т.Д. О повышении КПД энергоблоков с водо водяными реакторами (ВВР) // Энергия: экономика, техника, экология. – 2010. – №12 – с. 21-29

2. Атомные электростанции с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем: учебное пособие. В 2 ч. Ч. 1 / А.И. Бельтюков, А.И. Карпенко, С.А. Полуяков, О.Л. Ташлыков, Г.П. Титов, А.М. Тучков, С.Е. Щеклеин; под общ. ред. С.Е.Щеклеина, О.Л. Ташлыкова. – Екатеринбург: УрФУ, 2013. – 548 с.

3. Влияние температурных характеристик на глубину выгорания ядерного топлива / Щеклеин С. Е., Титов Г. П., Борисова Е. В. // Вестник Одесского политехнического университета. – 2011. – №2 (36) – с. 104-108

4. Работа ВВЭР-440 в режиме продления кампании при скользящем давлении во втором контуре / Андрущечко С. А., Виденев Е. Н., Горохов В. Ф., Панин М. В., Петров В. А., Проселком В. Н., Пыткин Ю. Н., Спассков В. П. // Атомная энергия. – 1989. – №1 (66) – с. 3-6

5. Использование опыта Белоярской АЭС в области ядерного перегрева при создании ядерных реакторов нового поколения с повышенными и сверхкритическими параметрами теплоносителя / Петров А. А., Роменков А. А., Ярмоленко О. А. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2009. – №2 – с. 21-29

6. Перспективы использования парогазовых технологий в энергоблоках атомных электростанций / Касилов В. Ф., Низовой А. В. // Научные исследования: от теории к практике. – 2015. – №4 (5) – с. 34-38

7. United Cycle. Руководство пользователя

8. Влияние температуры нейтронного газа на продолжительность кампании и воспроизводство горючего в энергетическом реакторе / Красин А. К., Минашин М. Е., Свириденко В. Я. // Атомная энергия. – 1958. – Т. 5, вып. 2 – с. 111-118

9. Darwish M.A. Combining the nuclear power plant steam cycle with gas turbines / M.A. Darwish, F.M. Al Awadhi, A.O. Bin Amer // Energy. – 2010. – №35. – P. 4562–4571.

10. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. Issued by the US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, December 2002.

11. К использованию парогазовых схем для паротурбинных установок на насыщенном водяном паре / Цанев С.В., Белозеров С.Н. // Известия вузов. Энергетика. – 1988. – №12. – С. 70–74.

12. Конструкция уран-графитовых канальных реакторов с трубчатыми твэлами и ядерным перегревом пара / Доллежал Н.А., Алещенков П.Н., Буланков Ю.В., Князева Р.Д. // Атомная энергия. – 1971. – №2 (30). – С.149-155.

13. Повышение энергоэффективности АЭС / Щеклеин С. Е., Ташлыков О. Л., Дубинин А. М. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – №4. – С. 15-25.

14. Определение энергетического эффекта модер-

низации энергооборудования и технологических систем АЭС / Хоменок Л. А., Кругликов П. А., Смолин Ю. В., Соколов К. В. // Теплотехника. – 2012. – №12. – С. 21-29.

15. Повышение эффективности экс-плуатации энергоблоков АЭС с ВВЭР-1000 путем модернизации тепловых схем / Хрусталева В. А., Новикова З. Ю. // Вестник Саратовского государственного технического университета. – 2011. – №3 (54). – С. 166-173.

16. Пути совершенствования паротурбинных установок АЭС / Филиппов Г. А., Назаров О. И., Беляев Л. А. // Известия Томского политехнического университета. – 2012. – №4. – С. 5-9.

17. Термодинамические циклы АЭС, работающих на суперсверхкритических параметрах воды / Абдулкадыров В. М., Богословская Г. П., Грабежная В. А. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2012. – №4. – С. 85-91.

18. Долгов В. В. Энергоблоки на основе ВВЭР с закритическими параметрами теплоносителя // Атомная энергия. – 2002. – №4. – С. 277-280.

19. Возможности повышения экономичности и надежности паровых турбин АЭС. / Филиппов Г. А., Юрчевский Е. Б. // Теплоэнергетика. – 2018. – №9. – С. 5-13.

20. Теплогидравлические модели оборудования атомных станций / Аветисян А. Р., Пашенко А. Ф., Пашенко Ф. Ф. и др. // М.: Физматлит, 2014. – 448 с.

References

1. Shchepetina T.D. O povyshenii KPD ehnergoblokov s vodo vodyanyimi reaktorami (VVR) // Ehnergiya: ehkonomika, tekhnika, ehkologiya. – 2010. – №12 – с. 21-29

2. Atomnye ehlektrostantsii s reaktorami na bystrykh neitronakh s natrievym teplonositelem: uchebnoe posobie. V 2 ch. CH. 1 / A.I. Bel'tyukov, A.I. Karpenko, S.A. Poluyaktov, O.L. Tashlykov, G.P. Titov, A.M. Tuchkov, S.E. Shcheklein; pod obshch. red. S.E.Shchekleina, O.L. Tashlykova. – Ekaterinburg: UR-FU, 2013. – 548 s.

3. Vliyanie temperaturnykh kharakteristik na glubinu vygoraniya yadernogo topliva / Shcheklein S. E., Titov G. P., Borisova E. V. // Vestnik Odesskogo politekhnicheskogo universiteta. – 2011. – №2 (36) – с. 104-108

4. Rabota VVEHR-440 v rezhime prodleniya kampanii pri skol'zyashchem davlenii vo vtorom konture / Andrushechko S. A., Videneev E. N., Gorokhov V. F., Panin M. V., Petrov V. A., Proselkom V. N., Pytkin YU. N., Spasskov V. P. // Atomnaya ehnergiya. – 1989. – №1 (66) – с. 3-6

5. Ispol'zovanie opyta Beloyarskoi AEHS v oblasti yadernogo peregreva pri sozdaniy yadernykh reaktorov novogo pokoleniya s povyshennymi i sverkhkriticheskimi parametrami teplonositelya / Petrov A. A., Romenkov A. A., Yarmolenko O. A. // Izvestiya vuzov. Yadernaya ehnergetika. – 2009. – №2 – с. 21-29

6. Perspektivy ispol'zovaniya parogazovykh tekhnologii v ehnergoblokakh atomnykh ehlektrostantsii



/ Kasilov V. F., Nizovoi A. V. // Nauchnye issledovaniya: ot teorii k praktike. – 2015. – №4 (5) – s. 34-38

7. United Cycle. Rukovodstvo pol'zovatelya

8. Vliyanie temperatury neitronnogo gaza na prodolzhitel'nost' kampanii i vosproizvodstvo goryuchego v ehnergeticheskom reaktore / Krasin A. K., Minashin M. E., Sviridenko V. YA. // Atomnaya ehnergiya. – 1958. – T. 5, vyp. 2 – s. 111-118

9. Darwish M.A. Combining the nuclear power plant steam cycle with gas turbines / M.A. Darwish, F.M. Al Awadhi, A.O. Bin Amer // Energy. – 2010. – №35. – R. 4562–4571.

10. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. Issued by the US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum, December 2002.

11. K ispol'zovaniyu parogazovykh skhem dlya paroturbinnnykh ustanovok na nasyshchennom vodyanom pere / Tsanev C.V., Belozarov S.N. // Izvestiya vuzov. Ehnergetika. – 1988. – №12. – S. 70–74.

12. Konstruktsiya uran-grafitovykh kanal'nykh reaktorov s trubchatymi tvehlami i yadernym peregrevom para / Dollezhal' N.A., Aleshchenkov P.N., Bulankov YU.V., Knyazeva R.D. // Atomnaya ehnergiya. – 1971. – №2 (30). – S.149-155.

13. Povyshenie ehnergoehffektivnosti AEHS / Shcheklein S. E., Tashlykov O. L., Dubinin A. M. // Izvestiya vuzov. Yadernaya ehnergetika. – 2015. – №4. – S. 15-25.

14. Opredelenie ehnergeticheskogo ehffekta modernizatsii ehnergooborudovaniya i tekhnologicheskikh sistem AEHS / Khomenok L. A., Kruglikov P. A., Smolkin YU. V., Sokolov K. V. // Teplotekhnika. – 2012. – №12. – S. 21-29.

15. Povyshenie ehffektivnosti ehks-pluatatsii ehnergoblokov AEHS s VVEHR-1000 putem modernizatsii teplovykh skhem / Khrustalev V. A., Novikova Z. YU. // Vestnik Saratovskogo gosudarstvennogo tekhnicheskogo universiteta. – 2011. – №3 (54). – S. 166-173.

16. Puti sovershenstvovaniya paroturbinnnykh ustanovok AEHS / Filippov G. A., Nazarov O. I., Belyaev L. A. // Izvestiya Tomskogo politekhnicheskogo universiteta. – 2012. – №4. – S. 5-9.

17. Termodinamicheskie tsikly AEHS, rabotayushchikh na supersverkhkriticheskikh parametrah vody / Abdulkadyrov V. M., Bogoslovskaya G. P., Grabezhnaya V. A. // Izvestiya vuzov. Yadernaya ehnergetika. – 2012. – №4. – S. 85-91.

18. Dolgov V. V. Ehnergobloki na osnove VVEHR s zakriticheskimi parametrami teplonosityela // Atomnaya ehnergiya. – 2002. – №4. – S. 277-280.

19. Vozmozhnosti povysheniya ehkonomichnosti i nadezhnosti parovykh turbin AEHS. / Filippov G. A., Yurchevskii E. B. // Teploehnergetika. – 2018. – №9. – S. 5-13.

20. Teplogidravlicheskie modeli oborudovaniya atomnykh stantsii / Avetisyan A. R., Pashchenko A. F., Pashchenko F. F. i dr. // M.: Fizmatlit, 2014. – 448 s.

Транслитерация по BSI



Apple создает iCar

Корейский автогигант Hyundai Motor и американский производитель компьютеров и смартфонов Apple намерены вместе создать электромобиль. Начать его выпуск планируется уже в 2024 году.

Как сообщило агентство Рейтер со ссылкой на Korea IT News, сделка между двумя корпорациями может быть заключена уже в марте.

Ранее сама Hyundai Motor сообщила, что находится на ранней стадии переговоров с Apple. Этот комментарий последовал после сообщения другого корейского СМИ о том, что компании планируют через семь лет совместно выпустить беспилотный автомобиль.

По данным источников в индустрии, производство будет организовано в американском штате Джорджия на заводе Kia Motors, или компании построят новый завод.

Hyundai и Apple намерены уже через три года выпускать 100 тысяч новых машин в год, а всего завод будет способен производить в четыре раза больше автомобилей.

При этом “бета-версия” автомобиля появится уже в следующем году.

globalenergyprize.org