



ФЕДЕРАЛЬНАЯ СЛУЖБА  
ПО ИНТЕЛЛЕКТУАЛЬНОЙ СОБСТВЕННОСТИ,  
ПАТЕНТАМ И ТОВАРНЫМ ЗНАКАМ

## (12) ОПИСАНИЕ ИЗОБРЕТЕНИЯ К ПАТЕНТУ

Статус: по данным на 09.01.2014 - действует  
Пошлина: учтена за 3 год с 06.03.2014 по 05.03.2015

(21), (22) Заявка: 2011153924/07, 05.03.2012

(24) Дата начала отсчета срока действия патента:  
05.03.2012

Приоритет(ы):

(22) Дата подачи заявки: 05.03.2012

(43) Дата публикации заявки: 10.09.2013

(45) Опубликовано: [20.12.2013](#)(56) Список документов, цитированных в отчете о  
поиске: RU 2173895 C1, 20.09.2001. ЕА 10962 В1,  
30.12.2008. ПЕТУНИН Б.В. Теплоэнергетика ядерных  
установок. - М.: Атомиздат, 1960, с.142, 143. JP  
2007107907 А, 26.04.2007. JP 55131690 А, 13.10.1980.

Адрес для переписки:

249033, Калужская обл., г. Обнинск, пл.  
Бондаренко, 1, ФГУП "ГНЦ РФ-ФЭИ", Отдел  
патентов и учета результатов научно-технической  
деятельности

(72) Автор(ы):

Тревгода Марк Михайлович (RU),  
Будылов Евгений Григорьевич (RU),  
Ошейко Юрий Викторович (RU)

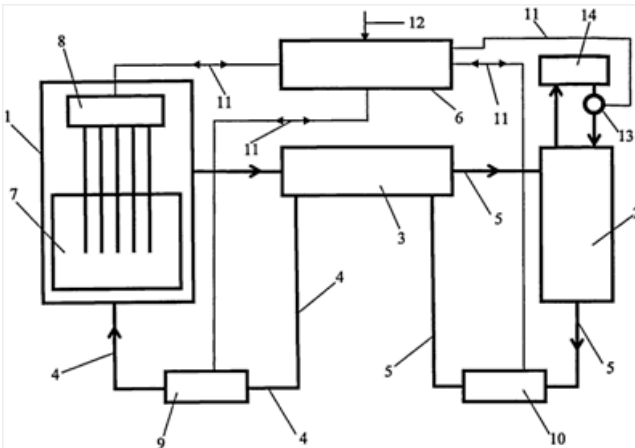
(73) Патентообладатель(и):

Федеральное государственное унитарное  
предприятие "Государственный научный  
центр Российской Федерации - Физико-  
энергетический институт имени А.И.  
Лейпунского" (RU)

## (54) ЯДЕРНЫЙ ЭНЕРГЕБЛОК И СПОСОБ МАНЕВРА ЕГО МОЩНОСТЬЮ

(57) Реферат:

Изобретение относится к области энергетического машиностроения и может быть использовано в атомной энергетике. Способ маневра мощностью ядерного энергоблока с газотурбинным энергопреобразователем включает согласованное изменение мощности ядерного реактора и наполнения второго контура газом при неизменных температурах в ядерном реакторе и сохранении экономичности ядерного энергоблока в диапазоне нагрузок. По сигналу из электрической сети об уровне потребляемой мощности изменяют уровень мощности ядерного энергоблока с помощью автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока (6) до уровня, соответствующего уровню нагрузки в сети, путем сбалансированного изменения плотности нейтронного потока в активной зоне (7), расхода теплоносителя первого контура (4) и давления газа второго контура (5) по сигналам автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока (6), передаваемым по линиям с обратной связью (11) управления плотностью нейтронного потока, циркуляцией теплоносителя первого контура, давлением газа второго контура и расходом теплоносителя системы охлаждения. Технический результат состоит в повышении экономичности и надежности ядерного энергоблока. 2 н. и 4



з.п. ф-лы, 2 ил.

Фиг. 1

Изобретение относится к области энергетического машиностроения и может быть использовано в атомной энергетике.

Известен одноконтурный ядерный энергоблок с газовым реактором и газотурбинным энергопреобразователем замкнутого контура с регенеративным термодинамическим циклом с конечным и промежуточным охлаждением рабочего тела перед сжатием в компрессорах [Б.В. Петунин "Теплоэнергетика ядерных установок", М. Атомиздат, 1960].

Недостаток такого ядерного энергоблока состоит в том, что активирование оборудования газотурбинного энергопреобразователя в одноконтурных схемах затрудняет его техническое обслуживание и эксплуатацию, термодинамический цикл газотурбинного энергопреобразователя ограничивает возможность достижения высокой экономичности преобразования тепла ядерного реактора в электрическую энергию, в ядерном энергоблоке не обеспечивается сохранение высокой экономичности установки на частичных уровнях мощности и проведение динамических режимов маневра мощности по условиям неперевышения термическими напряжениями в топливном сердечнике тепловыделяющих элементов активной зоны предельно допустимого значения и сохранения их работоспособности.

Известен двухконтурный ядерный энергоблок с быстрым натриевым реактором и газотурбинным энергопреобразователем замкнутого контура с регенеративным термодинамическим циклом и с конечным охладителем рабочего тела перед сжатием в компрессоре ["Быстрый реактор с жидкометаллическим теплоносителем и системой выработки электроэнергии", JP-A-06051078 стр.581].

Недостаток такого ядерного энергоблока состоит в том, что при температуре теплоносителя на выходе из активной зоны, достигнутой на практике для быстрых натриевых реакторов, к.п.д. энергопреобразования окажется на уровне ~20%, что ниже к.п.д. паротурбинного энергопреобразователя ядерных энергоблоков с ВВЭР, в ядерном энергоблоке не обеспечивается сохранение высокой экономичности установки на частичных уровнях мощности и проведение динамических режимов маневра мощности по условиям неперевышения термическими напряжениями в топливном сердечнике тепловыделяющих элементов активной зоны предельно допустимого значения и сохранения их работоспособности.

Наиболее близким техническим решением по технической сущности к заявляемому ядерному энергоблоку является устройство, представленное, в евразийском патенте № 010962 под названием "Ядерный энергоблок атомной электростанции и способ его эксплуатации" с приоритетом от 29.11.2007. [Бюллетень ЕАПВ № 6 от 30.12.2008, стр.218 и 980].

В известном техническом решении ядерный энергоблок состоит из ядерного реактора, включающего активную зону с тепловыделяющими элементами и средство управления плотностью нейтронного потока, контура теплоносителя ядерного реактора (первого контура) со средством циркуляции теплоносителя, газотурбинного энергопреобразователя тепловой энергии в электрическую, замкнутого газового контура газотурбинного энергопреобразователя (второго контура), теплообменника-подогревателя для передачи тепла от теплоносителя первого контура к газу второго контура, системы охлаждения с теплоносителем для отвода тепла от газа второго контура со средством управления расходом теплоносителя и системы управления мощностью ядерного энергоблока с линиями передачи воздействий на указанные средства с обратной связью.

Недостатки известного технического решения состоят в том, что не обеспечивается сохранение высокой экономичности установки на частичных уровнях мощности и проведение динамических режимов маневра мощности при условии неперевышения термическими напряжениями в топливном сердечнике тепловыделяющих элементов активной зоны предельно допустимого значения и сохранении их работоспособности.

Для исключения указанных недостатков в ядерном энергоблоке, состоящем из ядерного реактора, включающего активную зону с тепловыделяющими элементами и средство управления плотностью нейтронного потока, контура теплоносителя ядерного реактора (первого контура) со средством циркуляции теплоносителя, газотурбинного энергопреобразователя тепловой энергии в электрическую, замкнутого газового контура газотурбинного энергопреобразователя (второго контура), теплообменника-подогревателя для передачи тепла от теплоносителя первого контура к газу второго контура, системы охлаждения с теплоносителем для отвода тепла от газа второго контура со средством управления расходом теплоносителя и системы управления мощностью ядерного энергоблока с линиями передачи воздействий на указанные средства с обратной связью предлагается:

- второй контур дополнительно снабдить средством управления давлением газа, систему управления мощностью ядерного энергоблока дополнительно снабдить линиями с обратной связью для воздействия на средство управления давлением газа второго контура и средство управления расходом теплоносителя системы охлаждения;

- среднюю линейную мощность тепловыделяющих элементов активной зоны выбрать не более чем значение, определяемое по соотношению, учитывающему предельно допустимое значение суммарных термостатических и термоциклических напряжений в топливном сердечнике, эффективную теплопроводность материала сердечника, обобщенный параметр конструкции, имеющий постоянное значение для конкретной конструкции активной зоны, число циклов (переходных режимов) и относительное изменение мощности ядерного энергоблока за цикл.

В частных случаях исполнения ядерного энергоблока предлагается:

- в качестве средства циркуляции теплоносителя первого контура использовать, по меньшей мере, один насосный агрегат;

- в качестве средства циркуляции теплоносителя первого контура использовать тяговую трубу с регулируемым шибром, верхний конец которой расположен не ниже уровня теплоносителя первого контура в теплообменнике-подогревателе.

Известен способ маневра мощностью двухконтурного ядерного энергоблока с паротурбинным энергопреобразователем [Б.В. Ганчев, Л.Л. Калишевский, Р.С. Демешев и др. "Ядерные энергетические установки", М.: Энергоатомиздат, 1983, стр.140-143], в соответствии с которым при изменении мощности ядерного энергоблока в первом (реакторном) контуре поддерживается постоянная температура путем изменения расхода теплоносителя, а во втором контуре (паротурбинного энергопреобразователя) изменяется давление в соответствии с изменением мощности.

Недостатком указанного способа является изменение температуры во втором контуре, связанное с особенностями рабочего тела паротурбинного энергопреобразователя (воды-пара), приводящего к изменению экономичности ядерного энергоблока в рабочем диапазоне нагрузок, в частности, к снижению ее на номинальном уровне мощности.

Наиболее близким по технической сущности к предлагаемому способу маневра мощностью двухконтурного энергоблока с газотурбинным энергопреобразователем является способ маневра мощностью одноконтурного энергоблока с газотурбинным энергопреобразователем [Б.В. Петунин "Теплоэнергетика ядерных установок", Атомиздат, 1960, стр.142],

включающий согласованное изменение мощности ядерного реактора и наполнения контура газом при неизменных температурах в ядерном реакторе и сохранении экономичности ядерного энергоблока в диапазоне нагрузок.

Недостатком указанного способа маневра мощностью применительно к заявляемому способу маневра мощностью двухконтурной установки является невозможность сохранения постоянной температуры в реакторном контуре и, соответственно, температуры в газотурбинном контуре и экономичности энергоблока в диапазоне нагрузок только изменением давления в контуре газотурбинного энергопреобразователя.

Для устранения указанного недостатка в способе маневра мощностью ядерного энергоблока с газотурбинным энергопреобразователем, включающем согласованное изменение мощности ядерного реактора и наполнения второго контура газом при неизменных температурах в ядерном реакторе и сохранении экономичности ядерного энергоблока в диапазоне нагрузок, предлагается по сигналу из электрической сети об уровне потребляемой мощности изменять уровень мощности ядерного энергоблока с помощью автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока путем сбалансированного изменения плотности нейтронного потока в активной зоне, расхода теплоносителя первого контура, давления теплоносителя второго контура и расхода теплоносителя системы охлаждения по сигналам автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока, передаваемым по линиям с обратной связью управления плотностью нейтронного потока, циркулирующей теплоносителя первого контура, давлением газа второго контура и расходом теплоносителя системы охлаждения.

В частных случаях реализации способа маневра мощностью ядерного энергоблока на уровень расхода теплоносителя первого контура предлагается:

- воздействовать посредством изменения числа оборотов насосного агрегата в первом контуре;
- воздействовать регулируемым шибером в тяговой трубе первого контура.

Технический результат предложенных технических решений по устройству и способу состоит в повышении экономичности ядерного энергоблока и его надежности при работе в широком диапазоне мощностей, а также в динамических режимах маневра мощностью.

Повышение экономичности ядерного энергоблока при работе в широком диапазоне мощностей, отличных от номинальной, связано с тем, что к.п.д. энергопреобразования при снижении мощности по сравнению с номинальной уменьшается, и даже несколько увеличивается на (1+2)% за счет снижения потерь температурного напора на теплоотдачу при снижении тепловых потоков во всех теплообменниках газотурбинного энергопреобразователя.

Повышение надежности тепловыделяющих элементов активной зоны ядерного реактора при работе во всем диапазоне мощностей связано со снижением абсолютного значения температурного перепада в топливном сердечнике и его изменения в режимах маневра мощности вследствие ограничения средней линейной мощности тепловыделяющих элементов, т.е. обеспечении температурных условий работы тепловыделяющих элементов, близких к изотермическим, за счет сбалансированности воздействий на средства управления плотностью нейтронного потока, расходом теплоносителя первого контура, давлением газа второго контура и расходом теплоносителя системы охлаждения.

Сущность предлагаемых устройств поясняется на фигурах 1 и 2, на которых представлены принципиальные схемы ядерных энергоблоков с двумя различными средствами циркуляции теплоносителя первого контура - соответственно с помощью насосного агрегата и вытяжной трубы с регулируемым шибером (с принудительной и естественной циркуляцией теплоносителя).

На фигурах 1 и 2 приняты следующие обозначения: 1 - ядерный реактор; 2 - газотурбинный энергопреобразователь тепловой энергии в электрическую; 3 - теплообменник-подогреватель для передачи тепла от теплоносителя первого контура к газу второго контура; 4 - контур теплоносителя ядерного реактора (первый контур); 5 - замкнутый газовый контур газотурбинного энергопреобразователя (второй контур). 6 - автоматическая система управления мощностью ядерного энергоблока; 7 - активная зона; 8 - средство управления плотностью нейтронного потока; 9 - средство циркуляции теплоносителя первого контура; 10 - средство управления давлением газа второго контура; 11 - линии с обратной связью управления плотностью нейтронного потока, циркулирующей теплоносителя первого контура, давлением газа второго контура и расходом теплоносителя системы охлаждения; 12 - линия связи с сетью; 13 - система охлаждения; 14 - средство управления расходом теплоносителя системы охлаждения.

Предлагаемые ядерные энергоблоки (фигуры 1 и 2) состоят из ядерного реактора 1, включающего активную зону 7 с тепловыделяющими элементами и средством управления плотностью нейтронного потока 8, контура теплоносителя 4 (первого контура) ядерного реактора 1 со средством циркуляции теплоносителя первого контура 9, газотурбинного энергопреобразователя тепловой энергии в электрическую 2, замкнутого газового контура (второго контура) 5 газотурбинного энергопреобразователя тепловой энергии в электрическую 2 со средством управления давлением газа 10 второго контура 5, теплообменника-подогревателя 3 для передачи тепла от теплоносителя первого контура 4 к газу второго контура 5, системы охлаждения 13 с теплоносителем для отвода тепла от газа второго контура 5 со средством управления расходом теплоносителя 14 системы охлаждения 13 и автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока 6 с линиями передачи воздействий на указанные средства с обратной связью. Средняя линейная мощность тепловыделяющих элементов активной зоны 7 устанавливается не более, чем значение, определяемое формулой

$$q_1 = \frac{\sigma_{\text{lim}} * \lambda}{B * N * \delta q_1}, \quad (1)$$

где:  $q_1$  - средняя линейная мощность тепловыделяющих элементов активной зоны. [Вт/м];  $\sigma_{\text{lim}}$  - предельно допустимое значение суммарных термостатических и термодинамических напряжений в топливном сердечнике. Па;  $\lambda$  - эффективная теплопроводность материала топливного сердечника, Вт/(м·К); B - обобщенный параметр конструкции, имеющий постоянное значение для конкретной конструкции активной зоны, Па/К; N - число циклов (переходных режимов);  $\delta q_1$  - относительное изменение мощности ядерного энергоблока за цикл.

Обратная связь обеспечивает минимальное отклонение мощности ядерного энергоблока от устанавливаемого уровня.

В частных случаях исполнения ядерного энергоблока (фигуры 1 и 2) в нем используются конкретные средства циркуляции теплоносителя 9 первого контура 4. соответственно насосный агрегат (фигура 1) или тяговая, вытяжная труба с регулируемым шибером (фигура 2), верхний конец которой расположен не ниже уровня теплоносителя первого контура 4 в теплообменнике-подогревателе 3 для передачи тепла от теплоносителя первого контура 4 газу второго контура 5.

Способ маневра мощностью в предлагаемом ядерном энергоблоке состоит в следующем. Выполняют согласованное изменение мощности ядерного реактора 1 и наполнения второго контура 5 газом при неизменных температурах в ядерном реакторе 1 и сохранении экономичности ядерного энергоблока в диапазоне нагрузок. По сигналу из электрической сети об уровне потребляемой мощности изменяют уровень мощности ядерного энергоблока с помощью автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока 6 путем сбалансированного изменения плотности нейтронного потока в активной зоне 7, расхода теплоносителя первого контура 4, давления газа второго контура 5 и расхода теплоносителя системы охлаждения 13 по сигналам автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока 6, передаваемым по линиям с обратной связью 11 управления плотностью нейтронного потока, циркуляцией теплоносителя первого контура, давлением газа второго контура и расходом теплоносителя системы охлаждения.

Автоматическая система управления мощностью ядерного энергоблока 6 включает, например, электронные блоки, механические блоки и (или) пневмоблоки.

В частных случаях маневра мощностью ядерного энергоблока на уровень расхода теплоносителя первого контура 4 воздействуют посредством изменения числа оборотов насосного агрегата в первом контуре 4 или регулируемым шибером в тяговой трубе первого контура 4.

Пример конкретного выполнения ядерного энергоблока.

Рассматривается двухконтурный ядерный энергоблок с быстрым спектром нейтронов, натриевым теплоносителем и газотурбинным энергопреобразователем с установленной электрической мощностью 50 МВт (БНГТ-50). Составляющими элементами ядерного энергоблока являются (фигура 2): ядерный реактор 1 с активной зоной 7 и средством управления плотностью нейтронного потока 8; контур теплоносителя (первый контур 4) ядерного реактора 1 со средством циркуляции 9 теплоносителя первого контура 4 в виде вытяжной трубы с регулируемым шибером; газотурбинный энергопреобразователь тепловой энергии в электрическую 2; замкнутый газовый контур (второй контур) 5 газотурбинного энергопреобразователя тепловой энергии в электрическую 2 со средством управления давлением газа второго контура 10; теплообменник-подогреватель 3 для передачи тепла от теплоносителя первого контура 4 к газу второго контура 5; автоматическая система управления мощностью 6 ядерного энергоблока, соединенная линиями 11 с обратной связью управления плотностью нейтронного потока, циркуляцией теплоносителя первого контура 4, давлением газа второго контура 5 и расходом теплоносителя системы охлаждения 13; линия связи с электрической сетью 12; система охлаждения 13; средство управления расходом теплоносителя 14 системы охлаждения 13.

Тепловая мощность ядерного энергоблока 125 МВт, температура натрия на входе активной зоны 7 410°C, на выходе 560°C, диаметр и высота активной зоны 2,7 м и 1 м соответственно, наружный диаметр тепловыделяющего элемента 6,9 мм, шаг в треугольной решетке 1,16 мм, диаметр топливного сердечника 6 мм, эффективная теплопроводность ~5 Вт/(м·К), средняя линейная мощность тепловыделяющих элементов 1,33 кВт/м.

Пример конкретного осуществления способа маневра мощностью ядерного энергоблока.

В режимах маневра мощностью ядерного энергоблока БНГТ-50 по сигналу из электрической сети об уровне потребляемой мощности изменяют уровень мощности с помощью автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока 6 до уровня, соответствующего уровню нагрузки в электрической сети, путем сбалансированного изменения плотности нейтронного потока в активной зоне 7, расхода теплоносителя первого контура 4, давления газа второго контура 5 и расхода теплоносителя системы охлаждения 13 по сигналам автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока 6, передаваемым по линиям с обратной связью 11 управления плотностью нейтронного потока, циркуляцией теплоносителя первого контура, давлением газа второго контура и расходом теплоносителя системы охлаждения.

При названных параметрах ядерного энергоблока и газотурбинного энергопреобразователя 2 тепловой энергии в электрическую и способе маневра мощностью в рассматриваемом ядерном энергоблоке БНГТ-50, в отличие от ядерного энергоблока, принятого в качестве ближайшего прототипа, значение электрического к.п.д. номинального режима (~40%) сохраняется во всем диапазоне мощностей, что обеспечивает экономию энергоресурса активной зоны 7 и увеличение срока службы ядерного энергоблока.

Ниже приведены результаты расчета температур и температурных перепадов в топливном сердечнике тепловыделяющих элементов ядерного энергоблока БНГТ-50 при работе на номинальной и 50%-ой мощности в сравнении с аналогичными величинами реактора БН-600.

Из приведенных данных видно, что в результате ограничения линейной мощности тепловыделяющих элементов и соответствующего снижения энергонапряженности активной зоны 7 в ядерном энергоблоке БНГТ-50 в сравнении с реактором БН-600:

- значительно, с 2020°C до 725°C, снизился уровень максимальных температур в топливном сердечнике, непосредственно влияющий на прочностные характеристики материала сердечника и его работоспособность;
- резко, с 1300°C до 87°C, снизился максимальный перепад температур в топливном сердечнике, определяющий термостатические напряжения в нем - первую составляющую суммарных напряжений, влияющих на работоспособность тепловыделяющего элемента;
- значительно, с 650°C до 44°C, уменьшилось изменение перепада температур в топливном сердечнике при снижении мощности со 100% до 50%. соответственно пропорционально уменьшилось изменение напряжений в сердечнике за один цикл при термодинамической нагрузке и эффективное термодинамическое напряжение при наличии заданного числа циклов нагружения твэла - вторая составляющая суммарных напряжений в сердечнике.

Величина, размерность	БН-600	БНГТ-50
Максимальная с учетом неравномерностей и случайных факторов температура поверхности топливного сердечника при 100% мощности, °C	720	638
Максимальная с учетом неравномерностей и случайных факторов температура центра топливного сердечника при 100% мощности, °C	2020	725
Перепад температур в топливном сердечнике при 100% мощности, °C	1300	87

Максимальная с учетом неравномерностей и случайных факторов температура поверхности топливного сердечника при 50% мощности, °С	676	636
Максимальная с учетом неравномерностей и случайных факторов температура центра топливного сердечника при 50% мощности, °С	1326	679
Величина, размерность	БН-600	БНГТ-50
Перепад температур в топливном сердечнике при 50% мощности, °С	650	43
Изменение перепада температур в топливном сердечнике при снижении мощности со 100% до 50%, °С	650	44

#### Формула изобретения

1. Ядерный энергоблок, состоящий из ядерного реактора, включающего активную зону с тепловыделяющими элементами и средство управления плотностью нейтронного потока, контура теплоносителя ядерного реактора (первого контура) со средством циркуляции теплоносителя, газотурбинного энергопреобразователя тепловой энергии в электрическую, замкнутого газового контура газотурбинного энергопреобразователя (второго контура), теплообменника-подогревателя для передачи тепла от теплоносителя первого контура к газу второго контура, системы охлаждения с теплоносителем для отвода тепла от газа второго контура со средством управления расходом теплоносителя и системы управления мощностью ядерного энергоблока с линиями передачи воздействий на указанные средства с обратной связью, отличающийся тем, что второй контур дополнительно снабжен средством управления давлением газа, система управления мощностью ядерного энергоблока дополнительно снабжена линиями с обратной связью для воздействия на средство управления давлением газа второго контура и средство управления расходом теплоносителя системы охлаждения, средняя линейная мощность тепловыделяющих элементов активной зоны установлена не более, чем значение, определяемое формулой

$$q_1 = \frac{\sigma_{\text{lim}} \cdot \lambda}{B \cdot N \cdot \delta q_1}, \quad (1)$$

где  $q_1$  - средняя линейная мощность тепловыделяющих элементов активной зоны, [Вт/м];

$\sigma_{\text{lim}}$  - предельно допустимое значение суммарных термостатических и термоциклических напряжений в топливном сердечнике, Па;

$\lambda$  - эффективная теплопроводность материала топливного сердечника, Вт/(м·К);

$B$  - обобщенный параметр конструкции, имеющий постоянное значение для конкретной конструкции активной зоны, Па/К;

$N$  - число циклов (переходных режимов);

$\delta q_1$  - относительное изменение мощности ядерного энергоблока за цикл.

2. Ядерный энергоблок по п.1, отличающийся тем, что в качестве средства циркуляции теплоносителя первого контура используется, по меньшей мере, один насосный агрегат.

3. Ядерный энергоблок по п.1, отличающийся тем, что в качестве средства циркуляции теплоносителя первого контура используется тяговая труба с регулируемым шибером, верхний конец которой расположен не ниже уровня теплоносителя первого контура в теплообменнике-подогревателе.

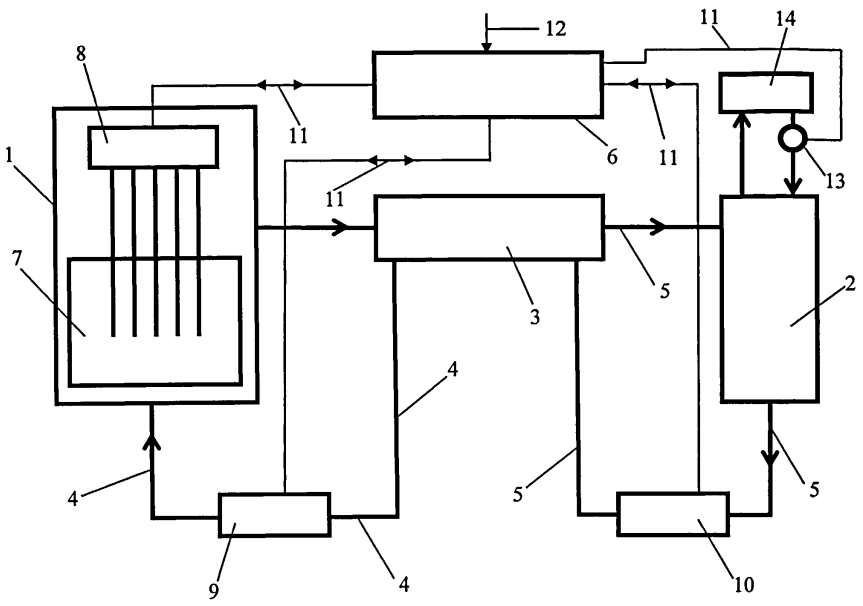
4. Способ маневра мощностью ядерного энергоблока с газотурбинным энергопреобразователем, включающий согласованное изменение мощности ядерного реактора и наполнения второго контура газом при неизменных температурах в ядерном реакторе и сохранении экономичности ядерного энергоблока в диапазоне нагрузок, отличающийся тем, что по сигналу из электрической сети об уровне потребляемой мощности изменяют уровень мощности ядерного энергоблока с помощью автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока путем сбалансированного изменения плотности нейтронного потока в активной зоне, расхода теплоносителя первого контура, давления газа второго контура и расхода теплоносителя системы охлаждения по сигналам автоматической системы управления мощностью ядерного энергоблока, передаваемым по линиям с обратной

связью управления плотностью нейтронного потока, циркуляцией теплоносителя первого контура, давлением газа второго контура и расходом теплоносителя системы охлаждения.

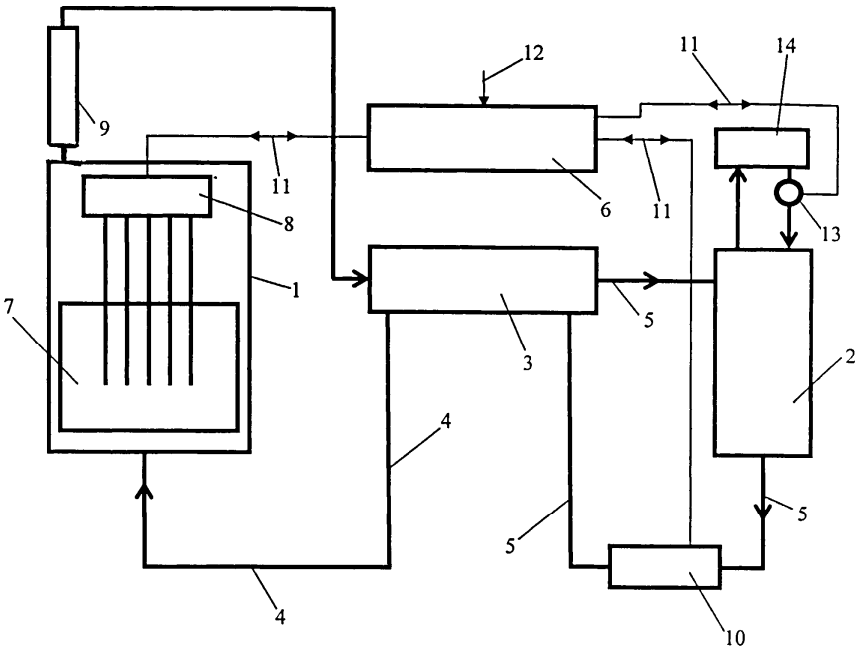
5. Способ маневра мощностью ядерного энергоблока по п.4, отличающийся тем, что на уровень расхода теплоносителя первого контура воздействуют посредством изменения числа оборотов насосного агрегата в первом контуре.

6. Способ маневра мощностью ядерного энергоблока по п.4, отличающийся тем, что на уровень расхода теплоносителя первого контура воздействуют регулируемым шибером в тяговой трубе первого контура.

**РИСУНКИ**



Фиг. 1



Фиг. 2